



Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

ERGEBNISSE DER DEUTSCHEN RISIKOSTUDIE

3. GRS-Fachkonferenz

München, 18.-19. September 1980



Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

ERGEBNISSE DER DEUTSCHEN RISIKOSTUDIE

3. GRS-Fachkonferenz

München, 18.-19. September 1980

GRS - 34 (September 1981)

Glockengasse 2 · 5000 Köln 1 · Telefon (02 21) 2068-1 · Telex 8881807 grs d

Herausgeber:
Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH,
Glockengasse 2, 5000 Köln 1

Redaktion:
H.-D. Krause, B. Laue, R. Nowak, M. Straßenmeyer

INHALT

	Seite
Begrüßung	
L.F. Franzen (GRS)	1
 <u>1. Sitzung</u>	
- Einführung und Übersicht über die Fachvorträge	
F.W. Heuser (GRS)	2
- Ergebnisse der Ereignisablauf- und Zuverlässigkeits-	
analyse	
H. Hörtner (GRS)	11
Diskussion zu den Vorträgen Heuser und Hörtner . . .	30
- Analyse des anlagendynamischen Verhaltens bei Tran-	
sientenabläufen	
W. Frisch (GRS)	38
Diskussion zum Vortrag Frisch	53
 <u>2. Sitzung</u>	
- Zuverlässigkeit und Betriebserfahrungen	
E. Lindauer (GRS)	59
Diskussion zum Vortrag Lindauer	75
- Untersuchung des Ablaufs von Kernschmelzunfällen	
K. Kotthoff (GRS)	84
Diskussion zum Vortrag Kotthoff	101
- Rückhaltewirkung von Spaltprodukten im Sicherheits-	
behälter	
H. Friederichs (GRS)	108
Diskussion zum Vortrag Friederichs	124
 <u>3. Sitzung</u>	
- Atmosphärische Ausbreitung und Ablagerung der frei-	
gesetzten Radioaktivität im Rahmen des Unfallfolgen-	
modells	
W.G. Hübschmann (KfK)	133
Diskussion zum Vortrag Hübschmann	155

- Dosis- und Schadensermittlung unter Berücksichtigung von Schutz- und Gegenmaßnahmen im Rahmen des Unfallfolgenmodells	
A. Bayer (KfK)	157
Diskussion zum Vortrag Bayer	191
- Zur Frage der Aussagesicherheit der Ergebnisse der deutschen Risikostudie	
E. Hofer (GRS)	197
Diskussion zum Vortrag Hofer	224

4. Sitzung

Abschlußdiskussion mit A. Birkhofer	231
Teilnehmerverzeichnis	253
Verteiler	256

BEGRÜSSUNG

L.F. Franzen (GRS)

Risikostudien gibt es inzwischen in größerer Zahl, aber nur zwei, die als Meilensteine in der Entwicklung der Sicherheitstechnik angesehen werden können: die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie aus dem Jahre 1975 und die deutsche Risikostudie von 1979. Ihre Ergebnisse richtig zu verstehen, ihre Aussagen und auch Begrenzungen der Aussagefähigkeit richtig einzuordnen - dazu soll diese Fachkonferenz dienen. Erst wenn dieses Ziel erreicht ist, kann man (zu einem späteren Zeitpunkt) über die weitergehende Entwicklung diskutieren.

Wir wollen mit dieser Fachkonferenz auch nochmals einen Anstoß geben für die wissenschaftliche Diskussion, die in der Bundesrepublik - ganz im Gegensatz etwa zu den Vereinigten Staaten nach Veröffentlichung der Rasmussenstudie - praktisch nicht stattgefunden hat. Woran liegt das? Mangelnde Dokumentation der verwendeten Modelle, Annahmen, Rechnungen und Detaillerggebnisse? Dem wird spätestens jetzt, da in kurzer Reihenfolge die zur Risikostudie gehörenden Fachbände erscheinen, abgeholfen. Mangelndes Interesse dürfte es doch nicht sein, wenn man die sonst mit großem Engagement geführte Kernenergie Diskussion verfolgt, oder ist es die Mühseligkeit der wissenschaftlichen Auseinandersetzung?

Heute und morgen soll im Rahmen dieser Fachkonferenz gerade dies versucht werden, ein besonders ausgewähltes Publikum, dem die kritische Einstellung zur Kernenergie durch die Beschäftigung mit Reaktorsicherheit und Strahlenschutz Berufs- und vielleicht sogar Lebensaufgabe ist, beteiligt sich daran.

Die Ergebnisse der Studie werden nochmals in einer Reihe von Fachvorträgen zu den verschiedenen Teilgebieten der durchgeführten Untersuchungen vorgestellt. Anschließend an jeden Fachvortrag ist dabei eine etwa gleich große Zeitspanne wie für den Vortrag selbst für die Diskussion eingeplant.

Die Summe der Ergebnisse, ihre Wertung und Einordnung in das Gesamtbild der Reaktorsicherheit und des Strahlenschutzes sollen dann in einer Abschlußdiskussion morgen nachmittag zusammengefaßt werden.

Herr Prof. Birkhofer, der die Arbeiten zur Risikostudie geleitet hat, kann heute leider noch nicht an der Fachkonferenz teilnehmen, er wird aber morgen bei der großen Abschlußdiskussion zugegen sein.

EINFÜHRUNG UND ÜBERSICHT ÜBER DIE FACHVORTRÄGE

F.-W. Heuser (GRS)

1. Einführung

Nach Veröffentlichung der Risikostudie ist von verschiedenen Seiten angeregt worden, die Arbeiten zur Studie und ihre Ergebnisse ausführlicher in einem Seminar zu diskutieren. Wir haben diese Anregungen gerne aufgenommen und Sie daher zu dieser GRS-Fachkonferenz "Ergebnisse der Deutschen Risikostudie" eingeladen.

In den beiden Tagen dieser Veranstaltung wird ausreichend Zeit zur Diskussion sein.

Die Ergebnisse der Studie werden noch einmal in einer Reihe von Fachvorträgen zu den verschiedenen Teilgebieten der durchgeführten Untersuchungen vorgestellt. Anschließend an jeden Fachvortrag ist dabei eine etwa gleichgroße Zeitspanne wie für den Vortrag selbst für die Diskussion eingeplant.

Die Summe der Ergebnisse und sicher auch die daraus zu ziehenden Schlußfolgerungen sollen dann in einer Abschlußdiskussion am Freitagnachmittag zusammengefaßt werden.

Zur Einführung des Seminars möchte ich noch einmal einen knappen Überblick über die wichtigsten Schritte der Studie geben und dabei zugleich auch die einzelnen Fachvorträge vorstellen.

Zum zweiten möchte ich kurz einige grundsätzliche Punkte und Voraussetzungen der Studie ansprechen, die für den Verständniszusammenhang der Studie und ihrer Ergebnisse wichtig sind.

Die Überprüfung der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400 - sie wurde im Oktober 1975 veröffentlicht - hatte gezeigt, daß die Ergebnisse dieser Studie, des Rasmussen-Berichts, nicht unmittelbar auf deutsche Verhältnisse übertragen werden konnten. Hier waren im wesentlichen zwei Gründe zu nennen:

- Unterschiede in der Anlagentechnik, vor allem was Aufbau und Funktion verschiedener Sicherheitssysteme angeht, und
- unterschiedliche Standortverhältnisse für deutsche Reaktorstandorte im Vergleich zu den in WASH-1400 betrachteten amerikanischen Standorten.

Zur Beurteilung deutscher Kernkraftwerke wurde daher eine eigene Studie erforderlich. Sie wurde im Frühjahr 1976 vom Bundesminister für Forschung und Technologie in Auftrag gegeben.

Ebenso wie die amerikanische Studie hat die deutsche Risikostudie das Ziel, das aus Störfällen in Kernkraftwerken verursachte Risiko zu bestimmen. Risikobeiträge aus dem bestimmungsgemäßen Betrieb ebenso wie Risiken aus Sabotage oder anderen vorsätzlichen Einwirkungen wurden nicht behandelt.

Die anlagentechnischen Untersuchungen beziehen sich auf ein repräsentatives Kernkraftwerk mit einem Druckwasserreaktor. Als Referenzanlage wurde hierzu die Anlage Biblis B ausgewählt.

Zur Risikoermittlung selbst wurden alle Standorte in der Bundesrepublik berücksichtigt, an denen zum 1.7.1977 Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren und einer elektrischen Leistung von mindestens 600 MW in Betrieb, in Bau oder im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren waren. Damit wurden in der Studie 19 Standorte mit insgesamt 25 Anlagen betrachtet.

Die Arbeiten zur Phase A der Studie sind abgeschlossen. Die wichtigsten Ergebnisse dieser Untersuchungen sind in einem Hauptband zur Studie zusammengefaßt und Ende vergangenen Jahres veröffentlicht worden.

Die zur Einzeldokumentation der Untersuchungen vorgesehenen Fachbände stehen kurz vor dem Abschluß. Ein Teil dieser Fachbände ist in Druck und wird in nächster Zeit veröffentlicht.

Auftragungsgemäß orientieren sich die zur Phase A durchgeführten Untersuchungen weitgehend an Grundannahmen und Methoden der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie.

Methodische Weiterentwicklungen und zwischenzeitlich vorliegende neuere Ergebnisse der Sicherheitsforschung sollen in der anschließenden Vertiefungsphase der Studie (Phase B) berücksichtigt werden.

2. Die Schritte der Risikostudie

Hierzu zunächst zwei Vorbemerkungen.

Wenn die Sicherheitssysteme in einem Kernkraftwerk funktionieren, treten auch bei Störfällen keine Schäden in der Umgebung auf, da eine gefährliche Freisetzung radioaktiver Stoffe verhindert wird. Ein Beitrag zum Risiko ist deshalb hauptsächlich nur dann zu erwarten, wenn bei Störfällen Sicherheitssysteme so weit versagen, daß es zu einem Schmelzen des Brennstoffs und damit verbunden zu einer erheblichen Aktivitätsfreisetzung nach außen kommen kann. Solche Unfälle sind bisher nicht aufgetreten. Risikountersuchungen befassen sich daher weitgehend mit der Beschreibung von Vorgängen, zu denen keine Erfahrungen vorliegen. Sie müssen daher in einem hohen Maß auf theoretischen Untersuchungen aufbauen.

Zweitens ist jedes Risiko gekennzeichnet durch die Wahrscheinlichkeit oder die Häufigkeit und das Ausmaß eines möglichen Schadens. In einer Risikountersuchung sind daher beide Komponenten "Häufigkeit" und "Ausmaß" eines Schadens zu betrachten.

Bild 1 gibt einen Überblick über die wichtigsten Schritte der Studie.

Die ersten drei Schritte betreffen die anlagentechnischen Untersuchungen. Hier bestimmt man Ausmaß und Häufigkeit störfallbedingter Aktivitätsfreisetzungen in die Umgebung der Anlage.

In den weiteren Schritten der Studie ermittelt man die mit einer Aktivitätsfreisetzung nach außen verbundenen Schadensfolgen und zusammen mit den zugehörigen Eintrittshäufigkeiten die entsprechenden Risikowerte.

● Auslösende Ereignisse

Grundsätzlich müssen alle Aktivitätsquellen daraufhin überprüft werden, unter welchen Umständen eine Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung eintreten kann. Die erste Aufgabe einer Risikostudie besteht somit darin, alle störfallauslösenden Ereignisse zu identifizieren, die unter Umständen zu einer Aktivitätsfreisetzung führen können.

● Störfallanalyse

Der zweite Komplex umfaßt die anlagentechnische Störfallanalyse; sie besteht im wesentlichen aus zwei Teilen, nämlich

- der Ereignisablaufanalyse und
- der systemtechnischen Zuverlässigkeitsanalyse.

Tritt ein Störfall ein, so hängt der weitere Störfallverlauf davon ab, ob die vorhandenen Sicherheitssysteme wie gefordert eingreifen oder ob sie versagen. Je nach Erfolg oder Versagen der Sicherheitssysteme ergeben sich somit eine ganze Reihe verschiedener Ereignisabläufe.

Diese Ereignisabläufe sind einmal in ihrem anlagendynamischen Verhalten und in ihren Auswirkungen zu beschreiben. Das sind im wesentlichen theoretische Untersuchungen zur Störfallsimulation.

Des weiteren müssen die Häufigkeiten dieser Ereignisabläufe ermittelt werden. Neben den Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse sind hierzu die Versagenswahrscheinlichkeiten der angeforderten Sicherheitssysteme zu bestimmen. Das ist Aufgabe der systemtechnischen Zuverlässigkeitsanalyse.

Die ersten drei Vorträge befassen sich mit den ersten beiden Schritten der Studie, d.h. den Punkten "auslösende Ereignisse" und "Störfallanalyse".

Im ersten Vortrag gibt Dr. Hörtnner einen Überblick über die wichtigsten Ergebnisse der für die Studie durchgeführten Ereignisablaufanalysen und Zuverlässigkeitsuntersuchungen. Behandelt wird einmal die Auswahl der auslösenden Ereignisse, die in den nachfolgenden Ereignisablaufanalysen detailliert untersucht worden sind. Im weiteren wird in diesem Vortrag vor allem die Ereignisablaufanalyse zu der Transiente "Notstromfall" ausführlich diskutiert.

Dr. Frisch wird diesen Beitrag ergänzen und über einige Ergebnisse anlagendynamischer Untersuchungen berichten.

Ein wichtiger Punkt ist die Frage nach den Eingangsdaten für diese Untersuchungen, die Frage nach den Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse sowie nach den Zuverlässigkeitskenn-
daten, d.h. den Ausfallraten einzelner Bauteile und Komponenten für die systemtechnischen Zuverlässigkeitsanalysen.

Zur Bereitstellung dieser Daten wurden zunächst umfassende Literaturauswertungen durchgeführt. Darüber hinaus wurde aber auch bereits in Phase A der Studie eine intensive Auswertung vorliegender Betriebserfahrungen in deutschen Anlagen vorgenommen. Über beide Punkte, die Literaturauswertungen und die Auswertung von Betriebserfahrungen, wird Dr. Lindauer berichten.

● Freisetzung

Zu einer Aktivitätsfreisetzung größeren Ausmaßes kann es nur dann kommen, wenn der Reaktorkern zum Schmelzen gebracht wird, d.h. Brennstabhüllen zerstört werden und das Kristallgitter des Brennstoffs sich auflöst.

Als nächster Schritt einer Risikoanalyse sind daher Ereignisabläufe zu verfolgen, die nach einem Versagen von Sicherheitssystemen zum Kernschmelzen führen. Hier ist zunächst der Ablauf von Kernschmelzunfällen innerhalb der Anlage zu betrachten. Dabei muß im wesentlichen untersucht werden:

- die Vorgänge beim Schmelzen des Reaktorkerns,
- das Verhalten des Sicherheitsbehälters und seine möglichen Versagensarten sowie
- das Verhalten der aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte und ihre Freisetzung aus der Anlage nach Versagen des Sicherheitsbehälters.

Die ersten beiden Punkte, der Ablauf des Kernschmelzens und das Verhalten des Sicherheitsbehälters, werden in dem Beitrag von Dr. Kotthoff behandelt.

Der letzte Vortrag des ersten Tages von Dr. Friederichs befaßt sich schließlich mit dem Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter und der Freisetzung von Spaltprodukten nach Versagen des Sicherheitsbehälters.

Als Ergebnis dieser Untersuchungen werden Angaben zu Art und Ausmaß sowie Häufigkeit der mit Unfällen verbundenen Aktivitätsfreisetzung nach außen erhalten.

● Unfallfolgen

Die Vorträge am zweiten Tag befassen sich mit den Unfallfolgerechnungen. Dr. Hübschmann, KfK, behandelt zunächst das Aus-

breitungsmodell. Ausgehend von den Freisetzungsdaten aus den anlagentechnischen Untersuchungen, wird die wetterabhängige Ausbreitung der Aktivitätsfahne verfolgt und die Aktivitätskonzentration in der Luft und am Boden berechnet.

Im Dosismodell werden daran anschließend für Strahlenbelastungen über verschiedene Expositionspfade die aus den Aktivitätskonzentrationen resultierenden Strahlungsdosen errechnet. In diesen Rechnungen sind Schutz- und Gegenmaßnahmen berücksichtigt.

Im Schadensmodell schließlich wird das Ausmaß der mit Unfällen verbundenen Strahlenschäden ermittelt. Mit den Bevölkerungsdaten der in der Studie betrachteten Standorte läßt sich die Anzahl der durch akute oder latente Strahlenschäden betroffenen Personen bestimmen.

Über diesen Teil der Arbeiten, das Dosismodell und die Schadensberechnung, berichtet Prof. Bayer, ebenfalls KfK.

● Risiko

Zur Ermittlung des Risikos sind neben den Schadenshöhen selbst natürlich auch die Häufigkeiten der unfallverursachten Schäden zu berücksichtigen. Neben den Freisetzungshäufigkeiten für die verschiedenen Unfallabläufe gehen hier in die Rechnungen die relativen Häufigkeiten verschiedener Wetterabläufe ein. Bezogen auf alle in der Studie erfaßten Standorte, entsprechen die Ergebnisse der Unfallfolgerechnungen dann einer Zusammenfassung von mehr als 600 000 rechnerisch simulierten Unfallabläufen (das ist die Gesamtheit aller Kombinationen aus Freisetzungskategorien, Wetterablauf, Windrichtung, Standort).

In die Gesamtheit der Rechnungen, d.h. in die verschiedenen Schritte der Risikoanalyse gehen an zahlreichen Stellen Schätzungen ein, die mit Unsicherheiten verbunden sind. Sowohl die zu erwartende Häufigkeit für einen Unfallablauf als auch der zu erwartende Schadensumfang sind mit Schätzunsicherheiten für verschiedene Einflußgrößen der Rechnungen behaftet.

Im letzten Vortrag des Seminars, dem Vortrag von Herrn Hofer, wird versucht, für eine Reihe von Einflußgrößen diese Schätzunsicherheiten und ihren Einfluß auf die Aussagesicherheit der Ergebnisse zu quantifizieren.

3. Zur Wertung der Ergebnisse

Die Ergebnisse der Risikostudie sollen in zwei allgemeinen Punkten kurz andiskutiert werden, um daran Aussagefähigkeit und Grenzen von Risikoanalysen, und zwar beide Aspekte zugleich aufzuzeigen.

Ebenso wie die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie zeigen die Ergebnisse der deutschen Risikostudie, daß "schwere" Stör-

fälle, z.B. der große Bruch einer Hauptkühlmittelleitung, nur unmaßgeblich zum Risiko beitragen. Stärker als bisher eingeschätzt sind es eher "betriebsnahe" Störungen, die für die Risikobeurteilung eine entscheidende Rolle spielen. Die deutsche Studie weist hier im Risikobeitrag, genauer im Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit aus einem nicht beherrschten kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung, einen hohen Anteil aus menschlichem Fehlverhalten aus.

Zweitens zeigen die Ergebnisse der Studie, daß die Aktivitätsfreisetzung nach außen auch nach einem Kernschmelzunfall in den meisten Fällen durch die Rückhaltefunktion des Sicherheitsbehälters entscheidend begrenzt werden kann.

In 93 % aller Kernschmelzunfälle wird die Freisetzung durch den Sicherheitsbehälter so weit begrenzt, daß Frühschäden bzw. akute Todesfälle auch bei ungünstigen Wetterbedingungen nicht auftreten können. Frühe Todesfälle werden nur für Kernschmelzunfälle berechnet, bei denen ein frühzeitiges Versagen des Sicherheitsbehälters unterstellt wird. Selbst für diesen Fall ergeben sich frühe Todesfälle nur für ungünstige Wetterbedingungen und bei besonderen Standortverhältnissen.

Insgesamt sind in mehr als 99 % aller Kernschmelzunfälle keine frühen Todesfälle zu erwarten.

Beide Punkte enthalten wichtige Ergebnisaussagen der Studie. Sie geben Hinweise auf risikorelevante Einflußgrößen und damit auch - wie z.B. zum ersten Punkt, den Einfluß aus menschlichem Fehlverhalten - Hinweise auf anlagentechnische Verbesserungen, mit denen das Risiko noch maßgeblich reduziert werden kann.

Der zweite Punkt läßt erkennen, wieweit mögliche Schadensfolgen auch eines Kernschmelzunfalls durch das Rückhaltevermögen des Sicherheitsbehälters begrenzt werden können.

Beide Ergebnisse, oder allgemeiner, die Ergebnisse der Studie insgesamt sind aber stets auch unter den Voraussetzungen und Begrenzungen zu sehen, unter denen sie in den bisherigen Untersuchungen abgeleitet worden sind.

So sind aufgrund der Ergebnisse der Studie die Anforderungen zum sekundärseitigen Abfahren der Anlage unter Störfallbedingungen inzwischen weitgehend automatisiert worden.

Damit dürften sich in der Bewertung verschiedener Störfallabläufe in ihrem Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit deutliche Verschiebungen ergeben.

Andererseits sollten in den weiteren zur Phase B der Studie vorgesehenen Untersuchungen Unfallabläufe, die zu einem frühen Versagen des Sicherheitsbehälters und damit zu einer frühzeitigen Aktivitätsfreisetzung führen können, noch genauer und eingehender als bisher möglich behandelt werden.

Bevor wir mit den Fachvorträgen beginnen, möchte ich noch einmal allgemein wichtige Voraussetzungen und Abgrenzungen aufzeigen, unter denen die Untersuchungen zur Phase A durchgeführt

worden sind und unter denen dann auch die hierzu erzielten Ergebnisse zu sehen und zu werten sind.

Begrenzungen der Studie ergeben sich einmal aus den Zielsetzungen des Auftrags, zum anderen - und das ist sicher der schwierigere Punkt - aber auch aus den Grenzen des fachlichen Kenntnisstandes und der verfügbaren Methoden.

Es war nicht Aufgabe der Studie, alle möglichen Einflüsse zu untersuchen, die zum Risiko von Kernkraftwerken beitragen.

So befaßt sich die Studie lediglich mit dem durch Störfälle verursachten Risiko; Risiken durch den bestimmungsgemäßen Betrieb wurden nicht behandelt. Ebenso wurden Risikobeiträge aus Sabotage und anderen vorsätzlichen Einwirkungen nicht untersucht.

Zur Detaillierung der Analyse war es notwendig, für die anlagentechnischen Untersuchungen eine Referenzanlage auszuwählen. Jedoch auch die Ergebnisse dieser anlagentechnischen Untersuchungen sind nicht im strengen Sinn für die Referenzanlage gültig. Für die Analyse wurden zwar die konstruktiven und sicherheitstechnischen Auslegungsmerkmale des Modells Biblis B zugrunde gelegt. Andererseits aber wurden eben auch zahlreiche Daten physikalischer Nachweisführungen aus Untersuchungen für andere Anlagen verwendet.

So stammen beispielsweise die für Zuverlässigkeitsanalysen notwendigen Daten wie Ausfallraten für Bauteile, größtenteils natürlich nicht aus der Referenzanlage. Sie wurden vielfach aus Erfahrungen in anderen Kraftwerken und auch aus anderen nicht-nuklearen Industrieanlagen entnommen.

Dieser hier aufgezeigte Modellcharakter der Studie wird noch deutlicher bei der Untersuchung von Unfallabläufen und Ereignisabläufen, die nach einem Versagen der sicherheitstechnischen Einrichtungen zu einer Aktivitätsfreisetzung nach außen in die Umgebung der Anlage führen.

Hier handelt es sich um noch recht einfache Modelle, mit denen z.B. die Vorgänge beim Kernschmelzen, die Freisetzung von Spaltprodukten oder auch die strahlenbiologische Wirkung beschrieben werden.

Auf dem gegenwärtigen Stand der Kenntnisse und der verfügbaren Methoden sind Risikoanalysen noch mit erheblichen Unsicherheiten behaftet. Risikoanalysen liefern daher keine exakte Risikoberechnung, sondern lediglich eine Risikoabschätzung.

Soweit möglich, z.B. für die aus Betriebserfahrungen abgeleiteten Zuverlässigkeitskenndaten, wurde versucht, diese Unsicherheiten auch zahlenmäßig zu quantifizieren.

Daneben verbleiben aber weitere, unter Umständen erhebliche Aussageunsicherheiten, die nicht ohne weiteres quantifiziert werden können.

Um derartige Unsicherheiten abzudecken, ist vielfach ein pessimistisches Vorgehen erforderlich, d.h., es werden vereinfachen-

de Annahmen gemacht, die allgemein von ungünstigeren Voraussetzungen ausgehen als von tatsächlich zu erwartenden.

Entsprechend den gemäß WASH-1400 zur Phase A der Studie vorgenommenen Abgrenzungen und festgelegten Zielen der Untersuchungen müssen hierzu folgende Punkte zusammenfassend genannt werden:

- Die Arbeiten zur Phase A der Studie stützen sich an vielen Stellen auf bereits vorhandene Untersuchungen.
- So werden die im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens geforderten Nachweise zur Qualitätssicherung und funktionsgerechten Auslegung der sicherheitstechnischen Einrichtungen als erfüllt angesehen und für die Studie übernommen.
- Des Weiteren bilden auch die Ergebnisse der Störfalluntersuchungen, wie sie im Rahmen des Genehmigungsverfahrens ausgewiesen werden, für die Studie weitgehend die Grundlage zur Festlegung der Wirksamkeitsanforderungen an die Sicherheitssysteme.

Mit der Übernahme der im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren festgelegten Mindestanforderungen zur Wirksamkeit der Sicherheitssysteme trifft man sicher weitgehend eine pessimistische Annahme.

- Damit wird vereinfachend auch unterstellt, daß ein Teilausfall oder ein verspäteter Einsatz von Sicherheitssystemen, die zu einer - im Sinne des Genehmigungsverfahrens - unzureichenden Kernkühlung führen, bereits ein vollständiges Schmelzen des Reaktorkerns zur Folge hat.

Diese vereinfachende Annahme sollte insgesamt zu einer Überschätzung der Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen führen.

Es wird ein wichtiger Punkt der für die Phase B geplanten Untersuchungen sein, diese pessimistischen Annahmen abzubauen.

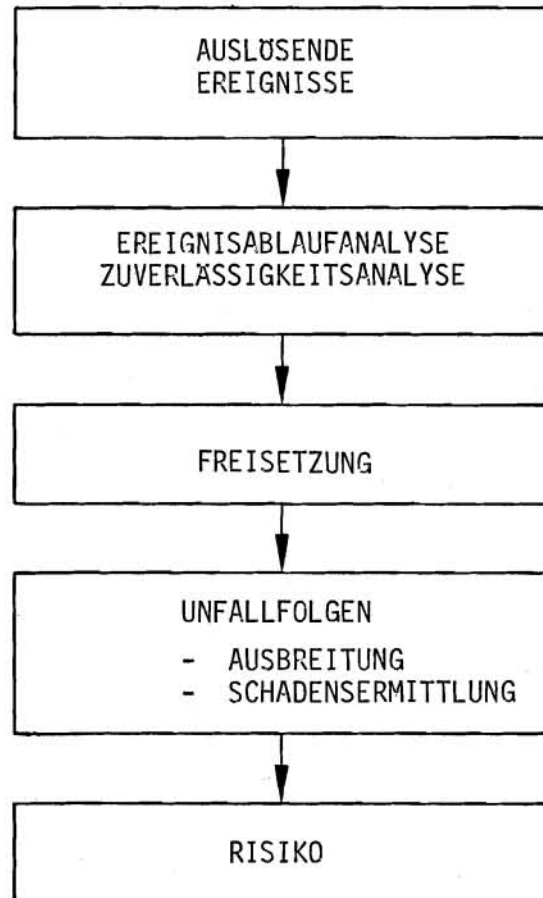


Bild 1:
Schritte der Risikostudie

ERGEBNISSE DER EREIGNISABLAUF- UND ZUVERLÄSSIGKEITSANALYSE

H. Hörtner (GRS)

1. Einleitung

Kernkraftwerke enthalten erhebliche Mengen an radioaktiven Stoffen und stellen damit ein Gefährdungspotential dar. Um eine Freisetzung dieser Stoffe in gefährlichem Ausmaß - auch bei Störfällen - zu verhindern, besitzen Kernkraftwerke umfangreiche Schutz- und Sicherheitseinrichtungen.

Der größte Anteil der radioaktiven Stoffe befindet sich im Reaktorkern: Dieser enthält im Mittel 95 % der radioaktiven Spaltprodukte. Der Reaktorkern hat die unangenehme Eigenschaft, daß auch nach Abschaltung des Reaktors Wärme entsteht, die sogenannte Nachzerfallswärme. Diese Wärme muß abgeführt werden, um die Spaltproduktbarrieren, durch die die Spaltprodukte von der Umwelt isoliert sind, intakt zu halten. Diese Spaltproduktbarrieren sind im einzelnen (Bild 1):

- das Kristallgitter des Brennstoffs, in dem 98 % der Spaltprodukte zurückgehalten werden,
- die Brennstoffhüllrohre, in denen (bis auf geringe Undichtigkeiten) die restlichen 2 % der Spaltprodukte zurückgehalten werden,
- der in sich geschlossene Reaktorkühlkreislauf und
- die Stahlhülle des Sicherheitsbehälters.

Die äußere Stahlbetonhülle hat nur eine begrenzte Dichtfunktion. Sie ermöglicht eine Absaugung von Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter und schützt die Anlage gegen Einwirkungen von außen.

Die genannten vier Barrieren werden durch ein mehrstufiges Sicherheitskonzept geschützt. Im wesentlichen sind drei Stufen von Sicherheitsvorkehrungen zu unterscheiden:

- Qualitätsanforderungen und Qualitätssicherung bei Fertigung und Errichtung. Durch diese soll die Anlage im Normalbetrieb gehalten, d.h. Betriebsstörungen verhindert werden.
- Betriebssysteme mit ihren Regelungen und Begrenzungen. Diese dienen dazu, auftretende Betriebsstörungen zu begrenzen und damit Störfälle zu verhindern.
- Sicherheitseinrichtungen. Kommt es zu einem Störfall, so sollen durch die redundant aufgebauten Sicherheitseinrichtungen die Störfallfolgen begrenzt und damit Unfälle verhindert werden.

Ein größerer Anteil der Spaltprodukte aus dem Reaktorkern kann nur freigesetzt werden, wenn bei Störfällen sowohl die Betriebssysteme als auch die Sicherheitssysteme so versagen, daß die im Reaktorkern entstehende Wärme nicht oder nur unzureichend abgeführt wird. Dadurch kommt es zu einer Überhitzung, schlimmstenfalls zu einem Schmelzen des Kerns.

Ein solches Schmelzen des Kerns würde zu einer Auflösung des Kristallgitters des Brennstoffs und zu einer Zerstörung der Brennstabhüllrohre führen. Langfristig wäre mit einem Versagen aller Spaltproduktbarrieren zur Umwelt zu rechnen. Für die Risikoermittlung sind daher vor allem die Ereignisabläufe zu untersuchen, die zu einem Kernschmelzen führen können.

Wie in der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400 wird in der deutschen Risikostudie ein Kernschmelzen bereits dann angenommen, wenn der Reaktorkern überhitzt wird. Eine solche unzureichende Kühlung wird pessimistisch bereits unterstellt, wenn die Mindestanforderungen an die Sicherheitseinrichtungen, wie sie im Genehmigungsverfahren festgelegt wurden, nicht erfüllt sind. Dies ist - entsprechend den RSK-Leitlinien - dann der Fall, wenn eine Hüllrohrtemperatur von 1200 °C überschritten wird.

2. Auslösende Ereignisse für Kernschmelzunfälle

Als anlageninterne Störfälle, die zu einem Kernschmelzen führen können, kommen in Betracht:

- Kühlmittelverluststörfälle,
- Transientenstörfälle.

Letztere werden durch Störungen in der Kernkühlung ohne Kühlmittelverlust ausgelöst.

Aufgabe der Risikostudie ist es, zunächst alle wichtigen Klassen von Ereignissen zu erfassen, die Kühlmittelverluststörfälle oder Transientenstörfälle auslösen können. Ausgehend von diesen auslösenden Ereignissen, müssen die unterschiedlichen Ereignisabläufe, die je nach Funktion oder Ausfall der einzelnen angeforderten Systeme möglich werden, identifiziert werden. Sowohl die Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse als auch die Häufigkeiten der einzelnen Ereignisabläufe, die sich daraus entwickeln können, müssen bestimmt werden.

2.1 Kühlmittelverluststörfälle

In Bild 2 ist der Reaktorkühlkreislauf schematisch dargestellt. Er besteht aus dem Reaktordruckbehälter, den Hauptkühlmittelleitungen mit den Hauptkühlmittelpumpen und den Dampferzeugern. An einer Hauptkühlmittelleitung ist mittels einer Ausgleichsleitung der Druckhalter angeschlossen. Ausführlicher ist ein Druckhalter-Abblasestrang gezeichnet, wie er in der Referenzanlage der deutschen Risikostudie, dem Kernkraftwerk Biblis, Block B, installiert ist. Er besteht aus Abblaseventil, zugehörigem Steuerventil und den jeweils redundanten Absperrarmaturen.

Ein Kühlmittelverluststörfall tritt dann ein, wenn im Reaktorkühlkreislauf an beliebiger Stelle ein Leck entsteht (Bild 3).

Ursache kann vor allem ein "Leck in einer Hauptkühlmittelleitung" oder, was auf dasselbe hinausläuft, ein "Leck in der Druckhalterausgleichsleitung" sein. Ein "Leck im Reaktordruckbehälter" bzw. ein "Leck in einem Dampferzeuger" ist demgegenüber sehr unwahrscheinlich. Für diese druckführenden Behälter erfolgen nämlich besondere Qualitätssicherungsmaßnahmen sowohl während der Planung und Herstellung als auch während des Betriebes. Von diesen Kühlmittelverluststörfällen ist daher kein maßgeblicher Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit und zum Risiko zu erwarten.

Bei einem "Leck über die Dampferzeuger-Heizrohre" gelangt Hauptkühlmittel in den Speisewasser/Dampf-Kreislauf. Durch sekundärseitiges Absperren des betroffenen Dampferzeugers und Absenken des Druckes im Reaktorkühlkreislauf kann jedoch ein weitergehender Verlust von Hauptkühlmittel verhindert werden.

Auch bei einem "Leck über eine Anschlußleitung des Reaktorkühlkreislaufes", das außerhalb des Sicherheitsbehälters liegt, sammelt sich das ausgeströmte Wasser nicht mehr im Sumpf des Sicherheitsbehälters. Dieses Wasser steht damit zur Kernkühlung nicht mehr zur Verfügung. Außerdem liegt mit dem Leck zugleich eine Leckage des Sicherheitsbehälters vor. Ein Kühlmittelverlust über eine solche Anschlußleitung muß daher gesondert betrachtet werden.

Noch nicht angesprochen wurde bisher das "Leck am Druckhalter". Ein solches Leck kann vor allem dann auftreten, wenn bei einer Transiente ein Druckhalterventil öffnet und nicht mehr schließt und auch die redundanten Absperrrmaßnahmen versagen.

2.2 Transientenstörfälle

Transientenstörfälle können grundsätzlich folgende Ursachen haben, d.h., folgende Möglichkeiten können ein Ungleichgewicht zwischen Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern bewirken (Bild 4):

- Änderung der Leistungserzeugung im Reaktorkern,
- Änderung der Leistungsabfuhr über den Sekundärkreislauf, d.h. Änderung der Speisewasserzufuhr oder Änderung der Dampfentnahme,
- Änderung der Kühlmittelumwälzung,
- Änderung des Kühlmitteldruckes.

Die Änderung einer weiteren Zustandsgröße, nämlich der Kühlmitteltemperatur, ist nur indirekt bei einer Leistungsänderung, also nur als Folge einer bereits angeführten Änderung möglich. Die Änderung der Kühlmitteltemperatur ist daher in Bild 4 nicht aufgeführt. - Transientenstörfälle liegen im allgemeinen erst dann vor, wenn angeforderte Sicherheitssysteme ihre Funktionen nicht auslegungsgemäß erfüllen.

Von Bedeutung sind nur solche Transienten, die das Eingreifen von Sicherheitssystemen erfordern und bei denen der Ausfall von

Sicherheitssystemen zum Kernschmelzen führen kann. Wie in der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie wurden in Phase A der deutschen Risikostudie nur die Transienten untersucht, die eine Eintrittshäufigkeit zwischen etwa 10^{-2} und 10 pro Betriebsjahr haben. Man spricht dann von "zu erwartenden Transienten".

Eine unzulässige Änderung der Leistungserzeugung löst immer eine Reaktorschnellabschaltung aus. Eine Reaktorschnellabschaltung wird auch ausgelöst, wenn sich der Betriebszustand der Anlage ändert und für diesen die Leistungserzeugung unzulässige Grenzen überschreitet. Versagt die Reaktorschnellabschaltung, so ist ein "ATWS-Störfall", d.h. ein "anticipated transient without scram" (zu erwartende Transiente ohne Reaktorschnellabschaltung), die Folge. ATWS-Störfälle können sehr hohe Anforderungen an die Sicherheitssysteme stellen. Das Reaktorschnellabschaltssystem ist daher besonders zuverlässig aufgebaut.

Eine extrem ungünstige Änderung der Wärmeabfuhr über den Sekundärkreislauf stellt der vollständige "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" dar: Durch die Hauptspeisewasserversorgung erfolgt bei Leistungsbetrieb immer die Speisewasserzufuhr zu den Dampferzeugern. Demgegenüber ist die maximale Änderung der Dampferentnahme durch "Ausfall der Hauptwärmesenke" von untergeordneter Bedeutung. Die maximal mögliche Änderung der Kühlmittelumwälzung ist durch den "Ausfall aller Hauptkühlmittelpumpen" gegeben. Die wichtigste Ursache dafür ist der "Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung", der auch als "Notstromfall" bezeichnet wird. Es steht dann nämlich nur das Notstromsystem zur Erzeugung elektrischer Energie zur Verfügung. Beim "Notstromfall" versagt folglich auch die Hauptspeisewasserversorgung und die Hauptwärmesenke.

Kommt es bei Transienten zu einer Änderung des Kühlmitteldrucks in die ungünstige Richtung, d.h. zu einem Anstieg des Kühlmitteldrucks, so muß dieser durch ein Öffnen von Druckhalterventilen begrenzt werden. Schließt im Anschluß daran eines der Druckhalterventile nicht und versagen außerdem die redundanten Absperrmaßnahmen, so ist ein "kleines Leck am Druckhalter" die Folge.

3. Ereignisablaufanalyse

In den anlagentechnischen Untersuchungen müssen, nach Erfassung aller wichtigen auslösenden Ereignisse, die von diesen ausgehenden Ereignisabläufe ermittelt werden. Insbesondere sind die Ereignisabläufe zu identifizieren, die zu einem Kernschmelzen führen können. Dies soll am Beispiel des "Notstromfalls" näher erläutert werden.

Beim "Notstromfall" muß nach einer REAKTORSCHNELLABSCHALTUNG vor allem eine ausreichende Wärmeabfuhr über den Speisewasser/Dampf-Kreislauf (Sekundärkreislauf) erfolgen. Das Bild 5 zeigt die Prinzipschaltung des Speisewasser/Dampf-Kreislaufs bei der Referenzanlage. Er besteht aus dem Speisewasserbehälter, aus dem bei Leistungsbetrieb der Anlage durch die Hauptspeisewasserpumpen angesaugt und in die Dampferzeuger gefördert wird.

Bei deren Ausfall wird das Notspeisewassersystem in Betrieb genommen. Steht auch dieses nicht zur Verfügung, so kann dafür das Notstandssystem eingesetzt werden.

Die Frischdampfabgabe aus dem Dampferzeuger geschieht normalerweise über die Turbine bzw. über die Frischdampf-Umleiteinrichtung an den Turbinenkondensator. Von dort wird das Wasser mit den Kondensatpumpen in den Speisewasserbehälter zurückgefördert. Wenn, wie z.B. beim Notstromfall, diese Hauptwärmesenke ausgefallen ist, so wird der Frischdampf mit Hilfe von Frischdampf-Sicherheitsventilen oder Abblaseregelventilen über Dach abgeblasen. Langfristig ist dann weiteres Wasser

- entweder aus den Deionatbehältern
- oder über das Notstandssystem

bereitzustellen.

Demnach werden folgende Funktionen der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme zur Wärmeabfuhr über den Sekundärkreislauf unterschieden:

- die HAUTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE und
- die NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE, worunter die Versorgung über das Notspeisewassersystem oder über das Notstandssystem zusammengefaßt wird.

Die Frischdampf-Abgabe erfolgt dabei an den Turbinenkondensator oder, bei dessen Ausfall, über Dach. Von den beiden ausgeführten Systemfunktionen unterschieden wird die

- VERZÖGERTE SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE, von der dann gesprochen wird, wenn die Herstellung einer Speisewasserversorgung erst nach dem sekundärseitigen Austrocknen der Dampferzeuger erfolgt.

Zwischendurch werden die Druckhalterventile benötigt, die auch als Einrichtung zur Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs bezeichnet werden. Diese Ventile müssen öffnen und danach wieder schließen, d.h., es werden die Systemfunktionen

- ÖFFNEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS und
- SCHLIESSEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS

angefordert.

Wenn der Frischdampf über Dach abgeblasen wird, muß außerdem langfristig eine Speisewasserversorgung aus den Deionatbehältern oder über das Notstandssystem bereitgestellt werden. Es wird dann von einer

- LANGZEIT-SPEISEWASSERVERSORGUNG UND FD-ABGABE

gesprochen.

Für den Notstromfall werden die verschiedenen Systemfunktionen und die zur Verfügung stehenden Zeitspannen anhand des Bildes 6 nochmals veranschaulicht. Zum Zeitpunkt $t = 0$ tritt der "Not-

stromfall" ein. Kurz danach öffnet das erste Druckhalter-Abblaseventil, d.h., es findet ein ÖFFNEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS statt. Dieses Öffnen wäre zwar nicht erforderlich, mit einem solchen Öffnen ist aber zu rechnen. Dies zeigen sowohl durchgeführte anlagendynamische Untersuchungen als auch die Betriebserfahrung. Sekundärseitig steigt der Druck bis zum Ansprechdruck der FD-Sicherheitsventile an, die öffnen müssen.

Die HAUPTSPEISEWASSERVERSORGUNG steht beim "Notstromfall" nicht zur Verfügung. Wird das Notspeisewassersystem nicht über betriebliche Automaten zugeschaltet, so erfolgt etwa 7 Minuten nach Eintritt des "Notstromfalls" die Auslösung der Notspeisezuschaltssignale, über die dann die Zuschaltung erfolgt. Findet bis etwa 30 Minuten nach Eintritt des "Notstromfalls" keine NOTSPEISEWASSERVERSORGUNG statt, so ist mit einem sekundärseitigen Austrocknen der Dampferzeuger zu rechnen. Es werden danach die Druckhalterventile, d.h. ein ÖFFNEN und SCHLIESSEN DER DRUCKENTLASTUNG DES REAKTORKÜHLKREISLAUFS, angefordert. Versagt das Öffnen, so ist mit einem Überdruckversagen des Reaktorkühlkreislaufs zu rechnen. Versagt das Schließen, so liegt ein "kleines Leck am Druckhalter" vor. Gelingt es auch längerfristig (bis etwa 75 Minuten) nach einem sekundärseitigen Austrocknen der Dampferzeuger nicht, eine VERZÖGERTE SPEISEWASSERVERSORGUNG herzustellen, so ist schließlich mit Bedingungen im Reaktorkühlkreislauf zu rechnen, bei denen eine nachfolgende Überhitzung des Reaktorkerns nicht mehr verhindert werden kann. Schließlich muß langfristig Wasser aus den Deionatbehältern oder über das Notstandssystem bereitgestellt werden, da etwa 3 Stunden nach Eintritt des "Notstromfalls" der Speisewasserbehälter entleert ist. Es wird also die LANGZEIT-SPEISEWASSERVERSORGUNG angefordert.

Es muß darauf hingewiesen werden, daß die angegebenen Zeitspannen pessimistische Abschätzungen sind, die auf einer Nachzerfallsleistung entsprechend ANS-Standard zuzüglich 20 % beruhen. Hätte man realistisch nur ANS angesetzt, so hätte man statt 30 Minuten etwa 45 Minuten und statt 45 Minuten etwa 90 Minuten. Das heißt, die Zeitspannen würden sich erheblich verlängern.

Je nachdem, ob die einzelnen erläuterten Systemfunktionen zur Verfügung stehen oder nicht, gibt es, ausgehend vom auslösenden Ereignis "Notstromfall", verschiedene Ereignisabläufe. Dies zeigt das im Bild 7 dargestellte Ereignisablaufdiagramm. Schließt ein Druckhalterventil, das zuvor geöffnet hat, nicht, so liegt ein "Leck am Druckhalter" vor. Das Ereignisablaufdiagramm ist in diesem Fall fortzusetzen, wobei die (hier nicht erläuterten) Systemfunktionen zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen betrachtet werden. Entsprechendes gilt für "ATWS-Störfälle".

4. Zuverlässigkeitsanalyse

Die Häufigkeiten der wichtigen auslösenden Ereignisse sowie die Häufigkeiten für die Kernschmelzunfälle, die daraus resultieren können, sind in Bild 8 zusammengestellt.

In der linken Spalte finden sich die unterschiedlichen auslösenden Ereignisse, in der zweiten Spalte von links deren Eintrittshäufigkeiten.

Die "Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung" werden nach der Größe des Lecks differenziert. Der Grund ist, daß je nach Größe des Lecks unterschiedliche Mindestanforderungen an die Systemfunktionen zu stellen sind. Sowohl für das "große Leck" als auch für das "mittlere Leck", als auch für das "kleine Leck" in einer Hauptkühlmittelleitung sind die angegebenen Erwartungswerte der Eintrittshäufigkeiten aus der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie übernommen worden. Zum Unterschied von dieser werden in der deutschen Risikostudie aber Erwartungswerte angegeben.

Für den "Ausfall der elektrischen Eigenbedarfsversorgung", dem "Notstromfall", wurde die Eintrittshäufigkeit von 0,1/a mittels Zuverlässigkeitsanalyse bestimmt, die den Aufbau der elektrischen Eigenbedarfsanlage bei der Referenzanlage der Risikostudie berücksichtigt.

Für die weiteren angeführten Transienten, einschließlich der "Lecks am Druckhalter" als Folge von Transienten, wurde - soweit möglich - die deutsche Betriebserfahrung ausgewertet. Aus dieser ergab sich für den "Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung" eine mittlere Eintrittshäufigkeit von 0,8/a und für das Öffnen von Druckhalterventilen eine mittlere Häufigkeit von etwa 0,5/a. Mit der Wahrscheinlichkeit für das Offenbleiben der Druckhalterventile und das Versagen der redundanten Absperrmaßnahmen, die in einer Zuverlässigkeitsanalyse bestimmt wurde, errechnen sich daraus die Eintrittshäufigkeiten für das "kleine Leck am Druckhalter beim Notstromfall" und für das "kleine Leck am Druckhalter bei anderen Transienten".

Aufgrund der Betriebserfahrung wurde eine Reaktorschnellabschaltung im Mittel 5mal/a bei Leistungsbetrieb angefordert. Geht man pessimistisch davon aus, daß ein Ausfall einer angeforderten Reaktorschnellabschaltung zu einem ATWS-Störfall führt, so kann man, mit der Wahrscheinlichkeit für das Versagen der Reaktorschnellabschaltung, eine obere Abschätzung für die Eintrittshäufigkeit von ATWS-Störfällen gewinnen.

Zur Beherrschung der auslösenden Ereignisse können im allgemeinen Betriebs- und Sicherheitssysteme herangezogen werden. Die angegebenen Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten dafür, daß diese Systeme ausfallen, wurden mit Hilfe umfangreicher Zuverlässigkeitsanalysen bestimmt. Von einem Systemausfall wird ausgegangen, wenn weniger Redundanzen funktionieren, als im Genehmigungsverfahren berücksichtigt wurden. Es wird dann ein vollständiger Ausfall der Systeme unterstellt.

Als Produkt der Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse mit den jeweiligen Wahrscheinlichkeiten für den Systemausfall erhält man die Häufigkeiten von Kernschmelzunfällen. Die Ergebnisse sind in der rechten Spalte von Bild 8 zusammengestellt. Den größten Beitrag zur Gesamthäufigkeit von Kernschmelzunfällen liefert das "kleine Leck in einer Hauptkühlmittelleitung". Für ein solches Leck ist nämlich einerseits die Eintrittshäufigkeit höher als für ein "mittleres Leck" oder gar ein "großes Leck".

Zur Beherrschung des "kleinen Lecks" werden andererseits mehr Systeme benötigt, woraus eine höhere Wahrscheinlichkeit für den Systemausfall resultiert. Insbesondere ist ein Abfahren der Anlage (d.h. ein Absenken der Kühlmitteltemperatur) über den Speisewasser/Dampf-Kreislauf erforderlich. Dies bedingte bei der Referenzanlage relativ komplizierte Handmaßnahmen des Personals in der Warte und damit eine relativ hohe Wahrscheinlichkeit, daß diese Maßnahmen nicht richtig durchgeführt werden.

In Bild 8 sind alle Kühlmittelverluststörfälle und die Transienten zusammengestellt, von denen ein maßgeblicher Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit zu erwarten ist. Die relativen Beiträge sind aus Bild 9 ersichtlich. Außer durch solche anlageninternen Störfälle könnte Kernschmelzen auch durch Einwirkungen von außen auf die Kraftwerksanlage ausgelöst werden. Aufgrund der Einwirkungen von außen wurde aber kein maßgeblicher Risikobeitrag ermittelt.

Die erwähnten Zuverlässigkeitsanalysen werden im allgemeinen mit Hilfe der Fehlerbaummethode durchgeführt. Dabei wird aus den aus der Erfahrung ermittelten Ausfallraten der einzelnen Komponenten auf die Wahrscheinlichkeiten für den Systemausfall hochgerechnet. Die Unsicherheiten in den Ausfallraten für die Komponenten werden dadurch berücksichtigt, daß für die Ausfallraten nicht nur einzelne Werte (die Erwartungswerte) in Rechnung gestellt werden. Vielmehr wird für jede dieser Ausfallraten eine Wahrscheinlichkeitsverteilung, nämlich eine logarithmische Normalverteilung, berücksichtigt. Dr. Lindauer wird darauf in seinem Vortrag zu sprechen kommen.

Auch für die Ergebnisse, d.h. für die Häufigkeiten der Kernschmelzunfälle, erhält man daher nicht nur die bisher diskutierte Erwartungswerte, sondern Häufigkeitsverteilungen. Im Bild 10 ist dies am Beispiel des "Notstromfalls" gezeigt, der den zweitgrößten Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit liefert.

Aus der sich mittels Zuverlässigkeitsanalyse ergebenden Treppenfunktion lassen sich außer dem Erwartungswert der Median sowie die untere und obere Grenze, d.h. das 90%ige Vertrauensintervall, bestimmen. Die Treppenfunktion läßt sich für die weiteren Untersuchungen durch eine logarithmische Normalverteilung gut approximieren. Solche Häufigkeitsdichten für Kernschmelzunfälle wurden aufgrund aller auslösenden Ereignisse ermittelt. Durch Überlagerung dieser Verteilungen erhält man die Häufigkeitsverteilung, mit der irgendein Kernschmelzunfall zu erwarten ist. Die Parameter dieser Verteilung enthält das Bild 11.

An dieser Stelle soll darauf hingewiesen werden, daß in der deutschen Risikostudie der Erwartungswert der Kernschmelzhäufigkeit als bester Schätzwert angesehen wird. Nur der Erwartungswert repräsentiert die mit Schätzunsicherheiten behaftete Größe so, daß sich Beiträge möglicher Unter- und Überschätzungen, gewichtet mit den Wahrscheinlichkeiten ihres Zutreffens, die Waage halten.

Unter den Voraussetzungen, daß alle zugrunde gelegten Eintrittshäufigkeiten, Ausfallraten usw. unverzerrte Schätzungen sind und die Analyse des Ereignisses Kernschmelzen exakt durch-

geführt wurde, würde sich mit den Erwartungswerten der oben genannten Größen die im Betrieb zu erwartende Kernschmelzhäufigkeit errechnen. Die zuletzt angeführte Voraussetzung ist aber nur unter folgenden Bedingungen erfüllt:

- Die Anforderungen aus dem Genehmigungsverfahren sind repräsentativ, d.h., daß bei Verletzung der Mindestanforderungen tatsächlich Kernschmelzen eintritt. Das bedeutet aber auch, daß im Genehmigungsverfahren eine adäquate Auslegung der Komponenten zur Beherrschung von Störfällen überprüft wurde und eine solche Auslegung gegeben ist.
- Es wurden keine wesentlichen auslösenden Ereignisse und dadurch bedingte wesentliche Risikobeiträge übersehen. Hier ist anzumerken, daß sich die in der Phase A der Risikostudie getroffene Auswahl an auslösenden Ereignissen an WASH-1400 anlehnt. Ergänzend dazu ist für die Phase B zum Beispiel vorgesehen, Rohrleitungsbrüche außerhalb des Reaktorkühlkreislaufs zu untersuchen.
- Die Ereignisablaufdiagramme enthalten alle wichtigen Verzweigungen. In die Ereignisablaufdiagramme wurden alle Verzweigungen der Ereignisabläufe aufgenommen, die aufgrund der thermohydraulischen Untersuchungen von Bedeutung sein könnten. Dabei wurde nur zwischen einer Funktion und einem Ausfall der einzelnen Systemfunktionen unterschieden. Ein Teilausfall einer Systemfunktion wurde als vollständiger Ausfall behandelt. Das gleiche gilt generell für den zeitweisen Ausfall einer Systemfunktion.
- Die Fehlerbaumanalysen enthalten die dominierenden Beiträge. Der Fehlerbaumanalyse liegt, zum Unterschied von der Ereignisablaufanalyse, eine deduktive Vorgehensweise zugrunde: Hier können aus praktischen Gründen nicht, ausgehend von den Komponentenausfällen, alle möglichen Ausfallkombinationen ermittelt werden. Die Experten greifen vielmehr nur die Ausfallkombinationen heraus, die einen wichtigen Beitrag zur Versagenswahrscheinlichkeit der Systemfunktionen liefern können. Man ist hier also auf die Systemkenntnis und das Urteil der Experten angewiesen. Eine Vollständigkeit der Fehlerbäume ist nicht nachweisbar.

Die relativen Beiträge der verschiedenen Arten von Komponentenausfällen zur Häufigkeit von Kernschmelzunfällen findet man in Bild 12. Etwa 2/3 der möglichen Kernschmelzunfälle sind durch menschliches Fehlverhalten bestimmt. Vorwiegend handelt es sich dabei um Handmaßnahmen im Zusammenhang mit dem Abfahren bei einem "kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung". Nur etwa 1/20 dieses Beitrags, etwa 3 % der Kernschmelzhäufigkeit, liefern "common mode"-Ausfälle durch menschliches Fehlverhalten. Unter "common mode"-Ausfällen werden dabei gemeinsame Ausfälle von redundanten Komponenten aufgrund einer gemeinsamen Ursache verstanden. "Common mode"-Ausfälle durch menschliches Fehlverhalten sind bei Fehljustierung von redundanten Meßkanälen des Reaktorschutzsystems möglich.

"Common mode"-Ausfälle von Bauteilen tragen nur mit 14 % zur Kernschmelzhäufigkeit bei. Hier ist anzumerken, was eigentlich selbstverständlich ist: "Common mode"-Ausfälle wurden in der deutschen Risikostudie generell nur dann berücksichtigt, wenn

zu solchen Ausfällen oder zumindest zu ähnlichen Ereignissen irgendeine Betriebserfahrung vorliegt. Eine solche ist für die Meßwerterfassung, für Abschlußrelais, für Notstromdieselaggregate sowie für Pumpen im Langzeitbetrieb bekannt. Der weitaus überwiegende Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit stammt hier von den "common mode"-Ausfällen der Notstromdiesel. Diese liefern auch den Hauptbeitrag zum nicht beherrschten "Notstromfall" und zum nicht beherrschten "kleinen Leck am Druckhalter beim Notstromfall". Ursache für den trotzdem relativ niedrigen Beitrag dieser "common mode"-Ausfälle zur Kernschmelzhäufigkeit ist, daß man bei Ausfall der Notstromdiesel immer auch das Notstandssystem zur Wärmeabfuhr einsetzen kann. Eine weitere Ursache für den relativ niedrigen Anteil der "common mode"-Ausfälle von Bauteilen ist der hohe Beitrag der menschlichen Fehlhandlungen zum nicht beherrschten "kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung".

Seit Abschluß der Untersuchungen zur deutschen Risikostudie wurden in der Referenzanlage Biblis, Block B, verschiedene Systemänderungen durchgeführt. Vor allem wurde auch das Abfahren der Anlage bei "kleinen Lecks" so weit automatisiert, daß eine deutliche Verringerung des errechneten Beitrags von menschlichen Fehlhandlungen zur Häufigkeit von Kernschmelzunfällen zu erwarten ist.

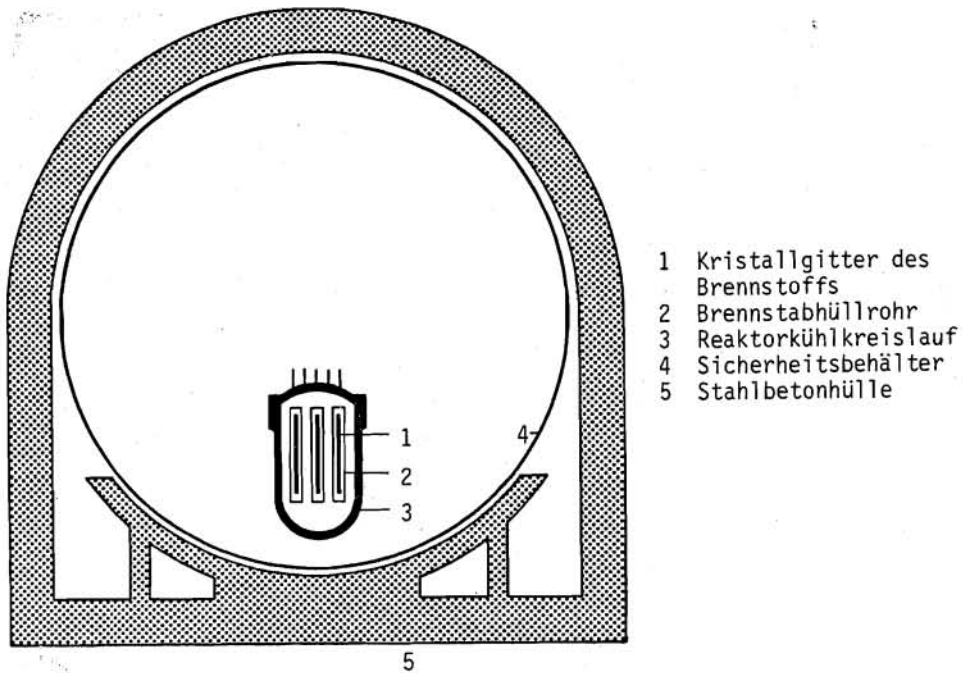


Bild 1:
Einschluß der Spaltprodukte

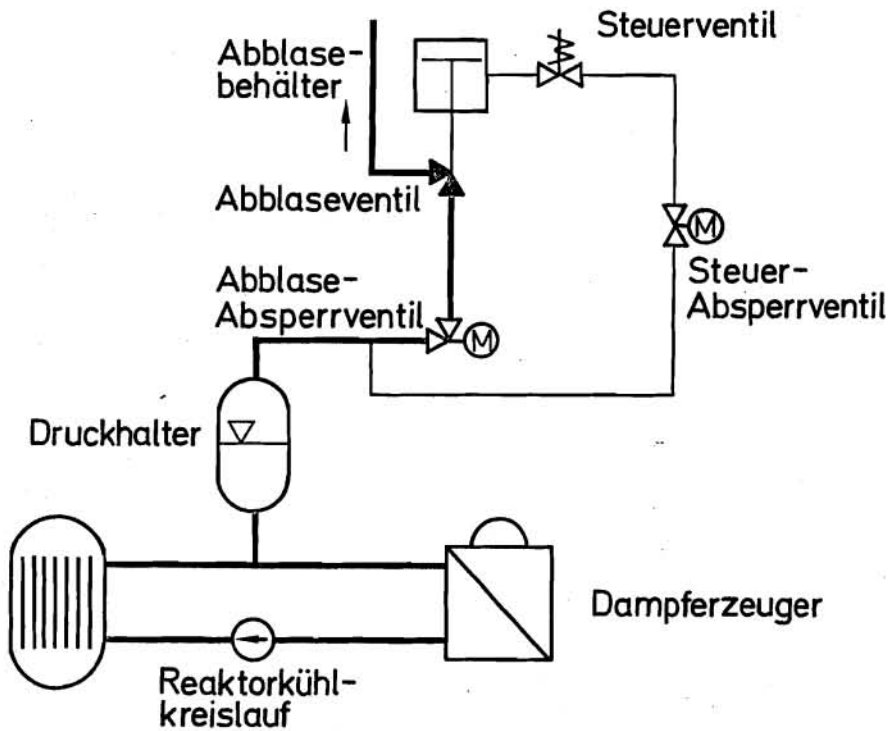


Bild 2:
Kernkraftwerk Biblis, Block B, Druckhalter-
Abblasestrang

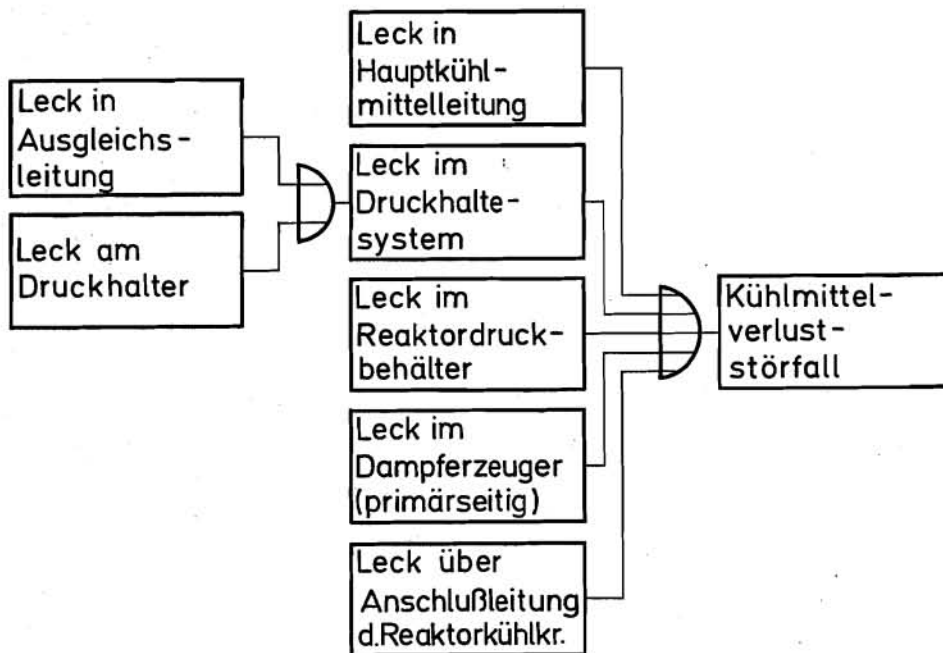


Bild 3:
Ursachen von Kühlmittelverluststörfällen

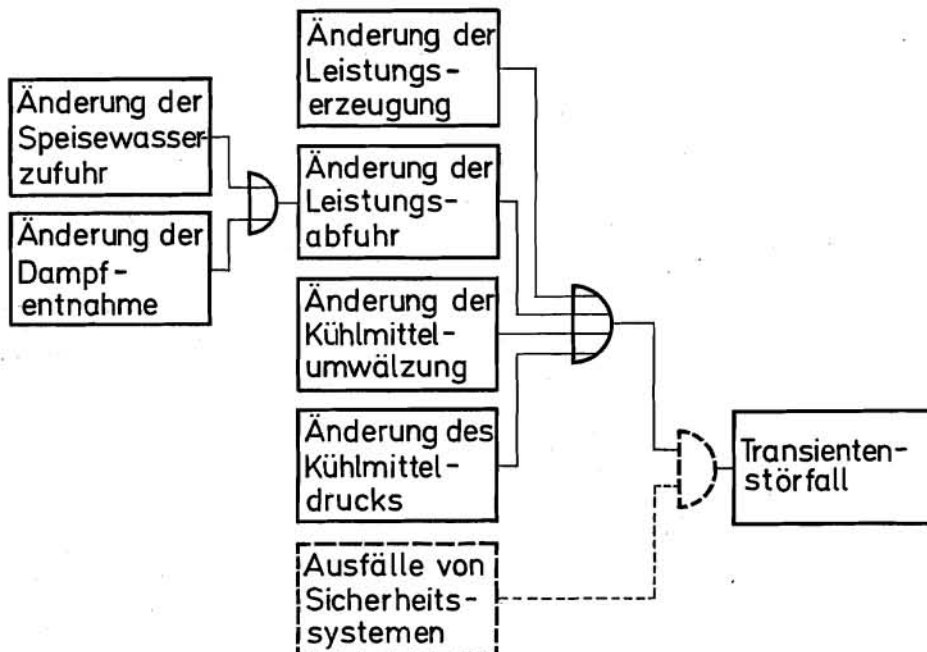


Bild 4:
Ursachen von Transientenstörfällen

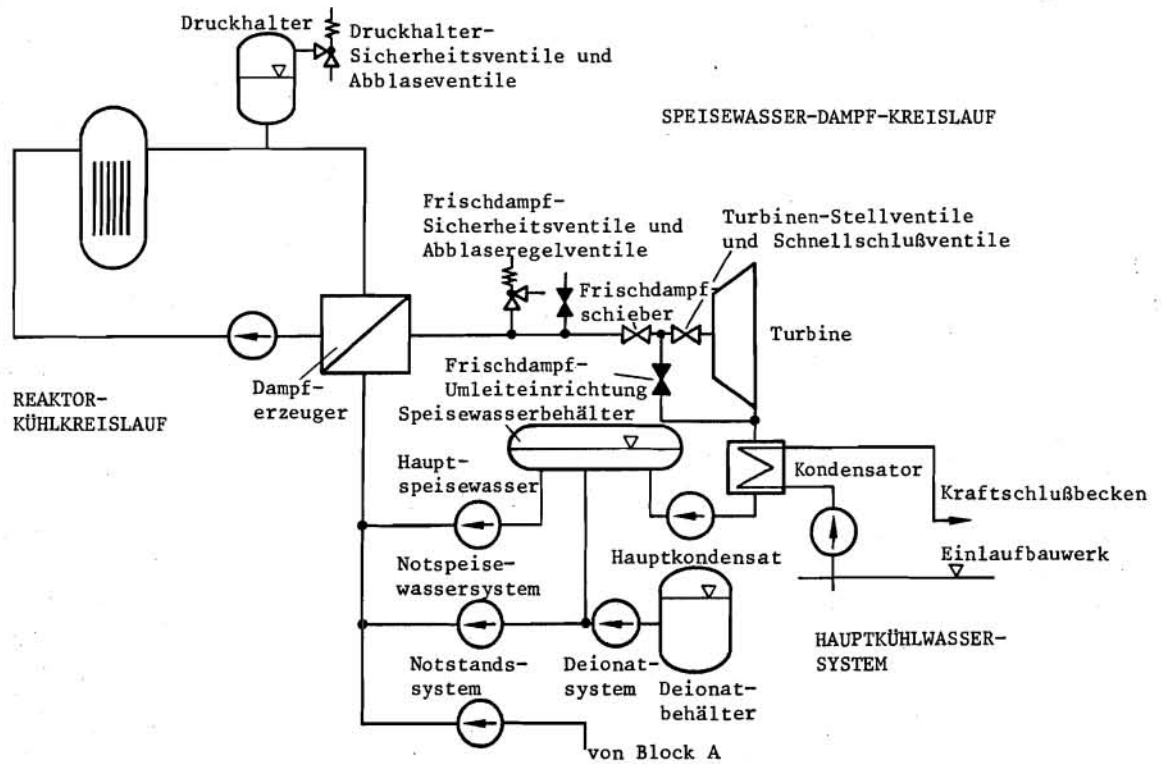


Bild 5:

Prinzipschaltung des Reaktorkühlkreislaufts und des Speisewasser/Dampf-Kreislaufts

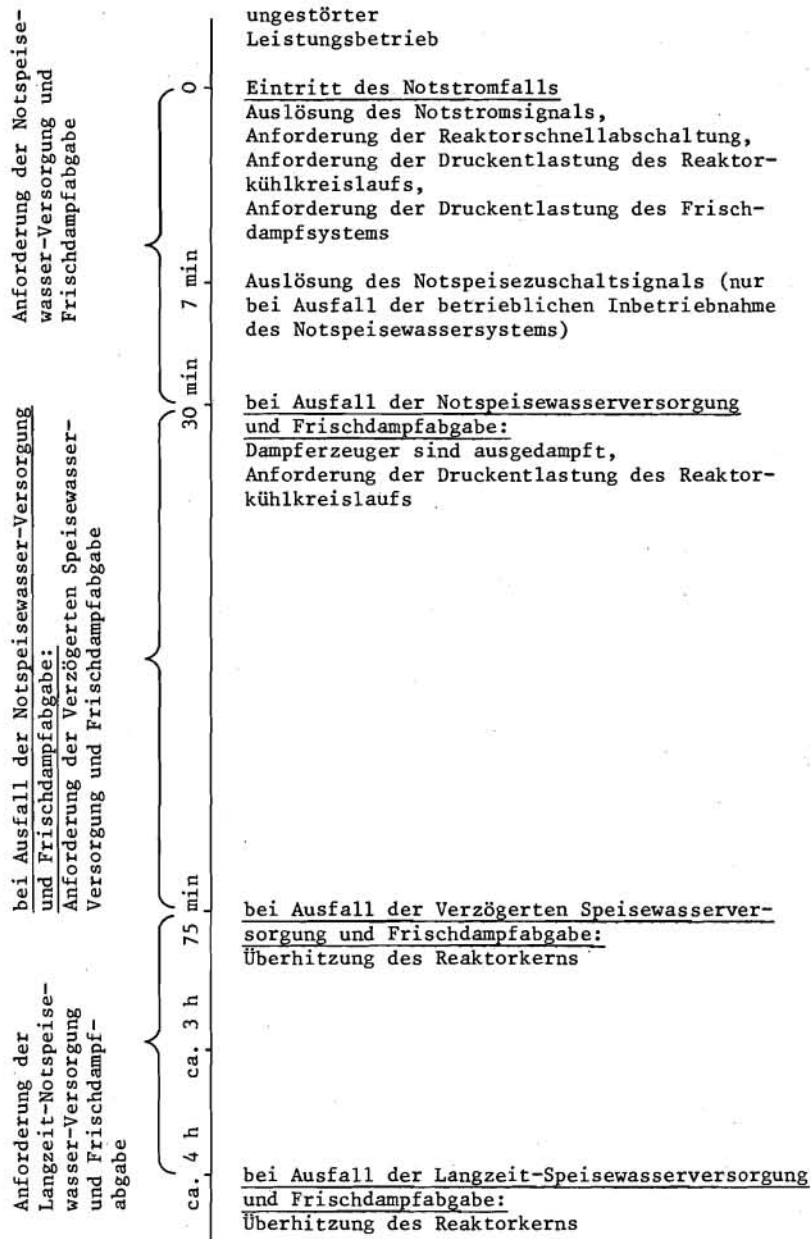


Bild 6:

Anforderungszeitpunkte der Systemfunktionen
beim "Notstromfall"

Kühlmittelverluststörfall Transiente	Häufigkeit des auslösenden Ereignisses h (Erwartungswert) 1/a	Bedingte Wahrscheinlichkeit des Ausfalls der erforderlichen Systemfunktionen w (Erwartungswert)	Häufigkeit von Kernschmelzunfällen h · w (Erwartungswert) 1/a
Großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$2,7 \cdot 10^{-4}$	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$5 \cdot 10^{-7}$
Mittleres Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$8 \cdot 10^{-4}$	$2,3 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-6}$
Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$2,7 \cdot 10^{-3}$	$2,1 \cdot 10^{-2}$	$5,7 \cdot 10^{-5}$
Notstromfall	$1 \cdot 10^{-1}$	$1,3 \cdot 10^{-4}$	$1,3 \cdot 10^{-5}$
Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	$8 \cdot 10^{-1}$	$4 \cdot 10^{-6}$	$3 \cdot 10^{-6}$
Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall	$2,7 \cdot 10^{-4}{}^1)$	$2,6 \cdot 10^{-2}$	$7 \cdot 10^{-6}$
Kleines Leck am Druckhalter bei anderen Transienten	$1 \cdot 10^{-3}{}^1)$	$2 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-6}$
ATWS-Störfälle	$3 \cdot 10^{-5}$	$3 \cdot 10^{-2}$	$1 \cdot 10^{-6}$

¹⁾ Die Häufigkeit des kleinen Lecks am Druckhalter erhält man aus der Häufigkeit, mit der ein Druckhalter-Abblaseventil öffnet ($0,1/a$ beim Notstromfall, $0,4/a$ bei allen anderen Transienten), durch Multiplikation mit der bedingten Wahrscheinlichkeit $2,7 \cdot 10^{-3}$, daß das Abblaseventil und die dazu redundante Absperrarmatur nicht schließen.

Bild 8:

Ergebnisse der Zuverlässigkeitsanalyse

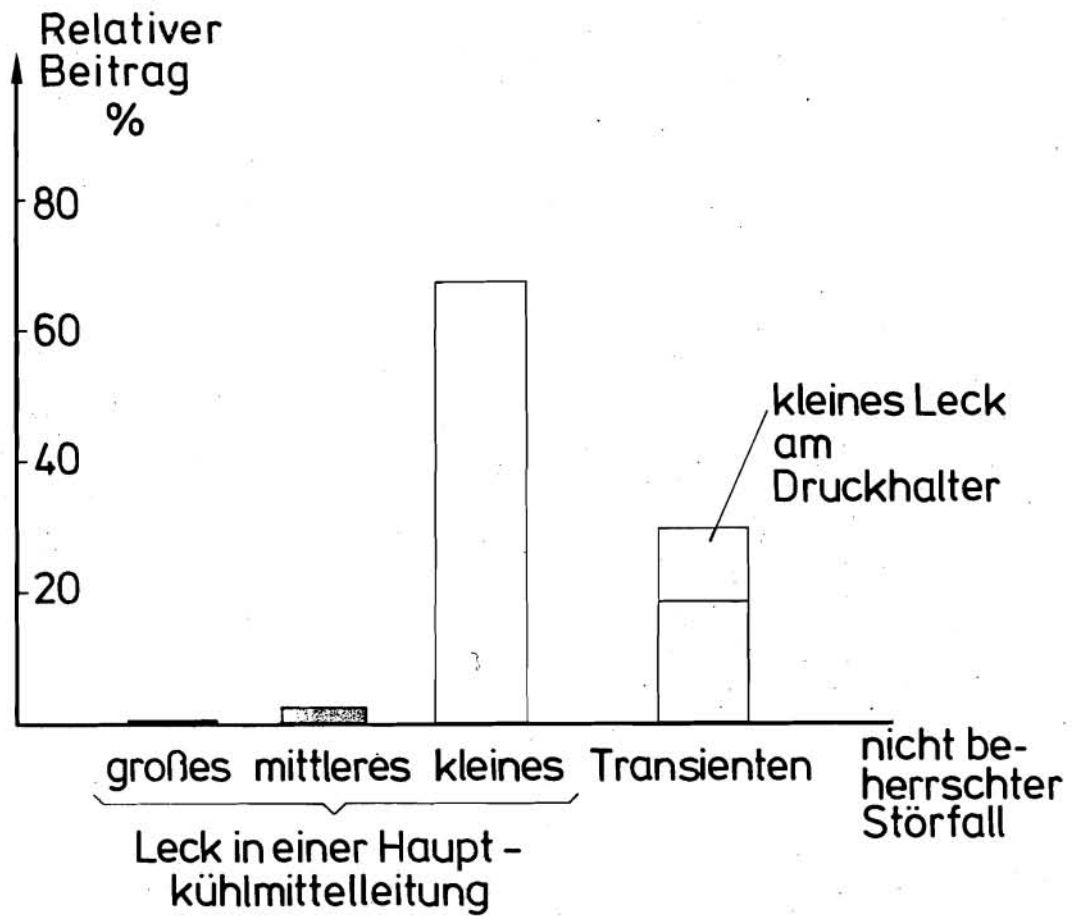


Bild 9:

Relativer Beitrag verschiedener nicht beherrschter Störfälle zur Häufigkeit von Kernschmelzen

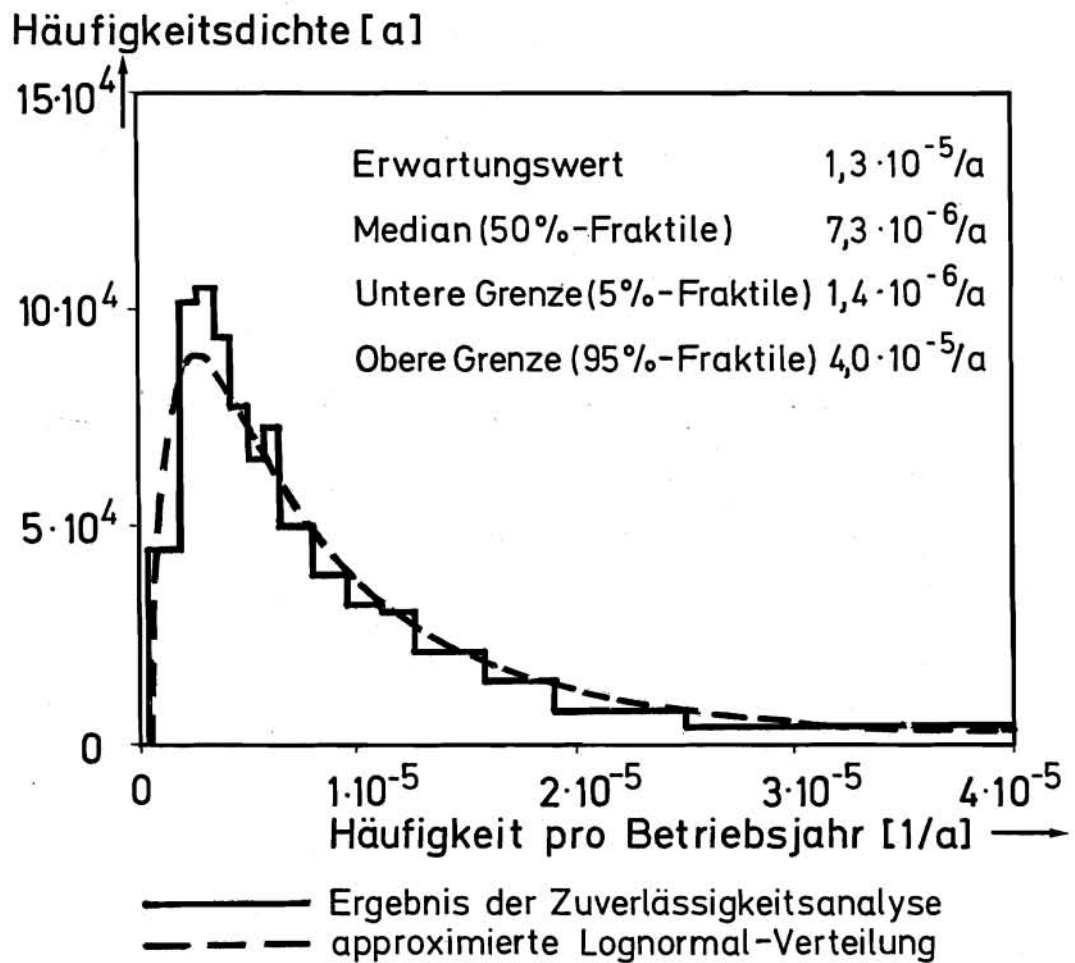


Bild 10:

Notstromfall - Häufigkeitsverteilung eines Kernschmelz-unfalls

Erwartungswert	$9 \cdot 10^{-5}/a$
Median (50%-Fraktile)	$4 \cdot 10^{-5}/a$
Untere Grenze (5%-Fraktile)	$1 \cdot 10^{-5}/a$
Obere Grenze (95%-Fraktile)	$3 \cdot 10^{-4}/a$

Die eingetragenen Werte sind Häufigkeiten pro Betriebsjahr.

Bild 11:

Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen
(pro Reaktorbetriebsjahr)

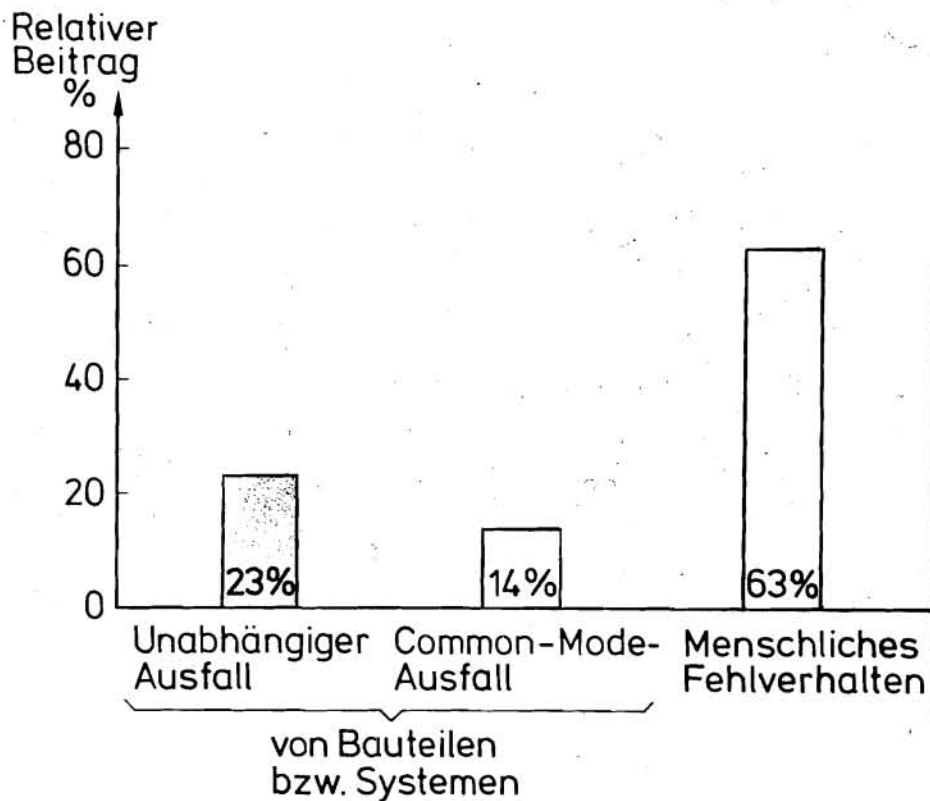


Bild 12:

Beitrag unterschiedlicher Ausfallarten zur Häufigkeit von Kernschmelzen

DISKUSSION ZU DEN VORTRÄGEN HEUSER UND HÖRTNER

M. May (TÜV Norddeutschland):

Dr. Hörtner, eine Frage zu den Wirksamkeitsbedingungen bei den einzelnen Zuverlässigkeitsanalysen. Ein Argument in Genehmigungsverfahren neuerer Anlagen ist, daß die Annahmen zur Notkühlwirksamkeit im allgemeinen sehr pessimistisch sind, und wenn man realistische Betrachtungen anstellt, würde sich das Risiko der einzelnen Störfälle erheblich verringern. Das ist mir einsichtig, z.B. für den 2F-Bruch. Wie beurteilen Sie eine Verringerung des Risikos aufgrund realistischer Annahmen beim kleinen Leck bzw. beim Notstromfall, und haben Sie z.B. für die Sekundärseite für die Bespeisung auch ein 2v4-System angenommen oder ein 1v4-System?

H. Hörtner (GRS):

Die Wirksamkeitsbedingungen wurden beim kleinen Leck als 2v4-Annahmen berücksichtigt. Bei Zugrundelegung realistischer Annahmen ist hier eine merkliche Verringerung der Häufigkeiten zu erwarten, aber keine Erniedrigung um Größenordnungen. Die Erniedrigung wird sich vermutlich innerhalb einer Größenordnung halten, weil dann gemeinsame Ausfälle ("common mode"-Ausfälle) stärker zum Tragen kommen. Hier ist aber zu bedenken, daß der große Beitrag der kleinen Lecks zur Kernschmelzhäufigkeit schon durch eine Berücksichtigung der inzwischen durchgeführten Automatisierung des Abfahrens erheblich reduziert würde. Der Beitrag der kleinen Lecks zur Kernschmelzhäufigkeit würde damit für die Referenzanlage nicht mehr der dominierende sein, sondern vielleicht schon untergeordnete Bedeutung haben, die dann noch weiter etwas reduziert wird. Ich glaube nicht, daß realistische Mindestannahmen dann noch erhebliche Auswirkungen auf die insgesamt ermittelte Kernschmelzhäufigkeit haben.

Für den Notstromfall wurde in der Risikostudie berücksichtigt, daß man nicht abfahren muß, sondern die Anlage unterkritisch heiß halten kann. Das heißt, es wurde berücksichtigt, daß ein 1v4-System ausreicht. Hier sind realistisch noch etwas längere Zeitspannen zu berücksichtigen. Dies hat aber auch keinen großen Einfluß auf die Ergebnisse. Bei der Standardanlage wird hingegen beim Notstromfall automatisch teilabgefahren, so daß der Beitrag des "kleinen Lecks am Druckhalter beim Notstromfall" erheblich reduziert wird. Alles in allem wird man schon eine deutlich niedrigere Kernschmelzhäufigkeit zu erwarten haben, aber um Größenordnungen wird sie sich nach meinem Dafürhalten nicht reduzieren.

M. May (TÜV Norddeutschland):

Eine Frage zur Dauer des Notstromfalls. Sie haben eine Häufigkeit von 0,1 pro Jahr angegeben, für welche Dauer gilt das?

H. Hörtner (GRS):

Wir haben eine Zuverlässigkeitsabschätzung durchgeführt über die Dauer und über die verschiedenen Ursachen des Notstromfalls. Die meisten Notstromfälle sind langdauernd, da sie durch anlageninterne Ursachen bedingt sind (z.B. Ausfall eines Eigenbedarfstransformators). Für die mittlere Betriebsdauer der Diesel haben wir 2 1/2 Stunden abgeschätzt bei einem Unsicherheitsfaktor von 3. Diese Aussagen gelten nur für die Referenzanlage, weil sich die Eigenbedarfsversorgungen ganz maßgeblich von Anlage zu Anlage unterscheiden.

W. Ruckdeschel (Bayer. Staatsmin. f. Landesentw. u. Umweltfragen):

Durch die ganze Risikostudie zieht sich doch wie ein roter Faden, daß man pessimistische bzw. konservative Annahmen macht. Dies gilt beispielsweise bei den auslösenden Ereignissen, bei der Ablaufanalyse, auch beim Ablauf des Kernschmelzens. Jetzt stellt sich mir eine grundsätzliche Frage: Bedeutet nicht überhaupt der Begriff des Risikos, daß man von realistischen Annahmen ausgehen muß und gar nicht von pessimistischen ausgehen dürfte. Bei der sicherheitstechnischen Auslegung muß ich natürlich von konservativen Annahmen ausgehen, wenn ich aber eine Risikoaussage quantifizieren will, müßte ich m.E. jeweils realistische Einzelannahmen machen. Das Risiko errechnet sich dann mathematisch natürlich in der Kombination dieser realistischen Einzelannahmen. Ist da nicht vom Begrifflichen noch ein zu klärender Rest?

H. Hörtner (GRS):

Deswegen ist ja zu erwarten, daß die Kernschmelzhäufigkeit, wie sie in der Risikostudie ermittelt wurde, deutlich überschätzt wird. Aber es wurden diese Annahmen deswegen zugrunde gelegt, weil

- entsprechend der amerikanischen Reaktorsicherheit WASH-1400 vorgegangen wurde,
- genügend detaillierte Rechenergebnisse nicht zur Verfügung standen zu diesem Zeitpunkt, so daß man pessimistisch vorgehen mußte, um eine Unterschätzung des Risikos zu vermeiden. Sicher wäre es besser, realistische Rechnungen zugrunde zu legen. Man müßte dann allerdings eines machen, das hier nicht nötig war: Man müßte die Unsicherheiten von solchen Rechnungen genauso in Rechnung setzen.

W. Ruckdeschel (Bayer. Staatsmin. f. Landesentw. u. Umweltfragen):

Aber gegenüber der Öffentlichkeit wird es doch sehr leicht mißverstanden als echtes Risiko, das zwar auch sehr klein, aber realistisch abgeschätzt ist.

H. Hörtner (GRS):

Man kann nicht oft genug darauf hinweisen, daß pessimistische Annahmen in die Abschätzung sehr eingehen.

L.F. Franzen (GRS):

Ich glaube, Sie haben vollkommen recht. Dieses mehr allgemeine Thema wird in der Abschlußdiskussion sicherlich noch ausführlich zu Wort kommen. Herr Dr. Lindauer, Sie wollten noch zu diesem Thema etwas sagen? Dann bitte, aber sehr kurz.

E. Lindauer (GRS):

Wir haben natürlich auch die Absicht, realistisch vorzugehen. Das haben wir auch getan, wo wir meinten, daß wir ausreichend Informationen hätten. Pessimistisch wurde nur da vorgegangen, wo wir zwar wußten, wir liegen unsicher, aber nicht wußten, wo man sich realistisch hinlegen muß. Eine Schätzung wird pessimistisch sein. Wo man realistisch liegt, kann man aber nicht schätzen. Deswegen haben wir pessimistische Abschätzungen gemacht, und das glaube ich, ist doch günstiger, als wenn wir etwas getan hätten, von dem man sich hinterher vorhalten lassen muß, dieses Ergebnis sei überhaupt nicht mehr zu werten, es könne nach der negativen oder der positiven Seite hin überschätzt sein.

A. Tietze (TÜV Rheinland):

Herr Hörtner, Sie haben 63 % für menschliches Fehlverhalten angegeben, das ist erheblich mehr, als früher schon an anderer Stelle gesagt worden ist. Zweitens haben Sie das Reaktorschutzsystem erwähnt als Beispiel für fehlerhaftes Eingreifen, etwa bei Wartung. Gilt das als typisch, oder ist das nur als Beispiel erwähnt worden, weil das Reaktorschutzsystem ein hochautomatisiertes System ist? Und noch eine Frage: Sie erwähnten, daß durch weitere Automatisierung das menschliche Fehlverhalten verringert werden könnte. Ist das Ihre persönliche Auffassung, oder geben Sie die Meinung der Gesellschaft für Reaktorsicherheit wieder?

H. Hörtner (GRS):

Daß eine andere Wahrscheinlichkeit für menschliches Fehlverhalten oder ein anderer Beitrag für menschliches Fehlverhalten zur Kernschmelzhäufigkeit als diese 63 % genannt wurde, ist mir nicht bekannt. Wir haben immer nur diese Zahl genannt und mich würde interessieren, woher Sie eine andere Zahl haben.

A. Tietze (TÜV Rheinland):

Ich wollte Sie jetzt nicht auf eigene mögliche Widersprüche aufmerksam machen, das war nicht beabsichtigt. Sondern wir hatten seinerzeit in SR 100 andere Zahlen erwähnt, die sich auf andere Quellen stützten, so daß mich diese Zahl etwas überrascht hat.

H. Hörtner (GRS):

Da kommen wir zum zentralen Punkt Ihrer Frage, diese 63 % Beitrag des menschlichen Fehlverhaltens gelten für die Referenzanlage und sind für viele andere Anlagen nicht in dem Maße typisch, weil durch andere Konstellationen und durch Verbesserungen bei neueren Anlagen dieser Beitrag deutlich reduziert werden konnte. Meiner persönlichen Auffassung nach könnte durch gezielte Automatisierung an ganz bestimmten kritischen Punkten der Risikobeitrag verringert werden. Ich möchte aber nicht einer generellen, noch stärkeren Automatisierung das Wort reden. "Common mode"-Ausfälle des Reaktorschutzsystems aufgrund von Fehljustierungen tragen nur wenig zur Kernschmelzhäufigkeit bei. Sie liefern hingegen einen wesentlichen Beitrag zur Freisetzungshäufigkeit in der Kategorie 2. Darauf wird in einem späteren Vortrag noch eingegangen werden.

A. Fricke (Soz.-Min. Hannover):

Gerade das sekundärseitige Abfahren scheint ja bei Ihnen einen hohen Stellenwert im Rahmen der Beurteilung des menschlichen Fehlverhaltens einzunehmen. Meine Frage wäre: Wie sind Sie denn in Ihrem Modell vorgegangen, wie haben Sie dieses menschliche Fehlverhalten quantifiziert im Vergleich dazu, daß das Schichtpersonal gegebenenfalls automatisch sekundärseitig abfährt?

H. Hörtner (GRS):

Dieses automatische 100°C/h-Abfahren der Anlage bei kleinen Lecks war bei der Referenzanlage der Risikostudie nicht möglich, das ist erst nachträglich installiert worden, und dieser Gedanke der Automatisierung des Abfahrens wurde für die Standardanlage übernommen. Das ist mit eine Folgerung aus der Risikostudie, daß man das 100°C/h-Abfahren bei Störfällen für alle neueren Anlagen von vornherein automatisch durchführt.

D. Keil (Soz.-Min. Baden-Württemberg):

Ich möchte etwas den Unterschied quantifiziert haben. Mir ist nicht ganz klar, welchen Beitrag das menschliche Fehlverhalten bringen soll und warum es diesen Beitrag bringt. Wie sind Sie im einzelnen vorgegangen?

H. Hörtner (GRS):

Ich muß Ihnen jetzt darlegen, wie dieses Abfahren bei der Referenzanlage hätte stattfinden müssen. Da wären also Handmaßnahmen notwendig gewesen, durch die der Abfahrgradient auf dem Schreiberstreifen hätte eingezeichnet werden müssen. Dazu hätte sich das Wartpersonal nach Eintritt eines Kühlmittelverluststörfalles genau ausrechnen müssen, wieviele cm am Papier wievielen °C entsprechen und dann den Schreibervorschub von ..cm/h in Rechnung setzen müssen. Danach hätte der Abfahrgradient eingetragen werden müssen. Das sind doch relativ komplizierte Maßnahmen. Bei der Quantifizierung dieser Maßnahmen wurden, nachdem keine eigenen Daten über menschliches Fehlverhalten zur

Verfügung standen, die Daten und die Methodik aus WASH-1400 dafür 100%ig übernommen.

D. Keil (Soz.-Min. Baden-Württemberg):

Die Daten sind mir im Augenblick nicht bekannt. Läßt sich angeben, welchen Beitrag das bringen würde, wenn man tatsächlich automatisieren würde?

H. Hörtner (GRS):

Dazu müßte man die Ausfallrate der speziellen Abfahrautomatiken kennen. Diesbezüglich wäre Betriebserfahrung notwendig oder man müßte eine Zuverlässigkeitsuntersuchung durchführen.

D. Keil (Soz.-Min. Baden-Württemberg):

Ich frage deshalb so intensiv danach, weil sich aus der Sicht der Aufsichtsbehörde jetzt die Frage stellt: Sollte man darauf achten, daß in Zukunft derartige Systeme automatisiert werden oder daß sie nachträglich automatisiert werden? Mir ist nur nicht ganz klar, ob dies wirklich so einen so hohen Stellenwert hat.

H. Hörtner (GRS):

Unserer Ansicht nach hat das automatische Abfahren bei kleinen Lecks schon eine sehr große Bedeutung, da hierdurch ja der große Beitrag zum Risiko ermittelt werden kann und durch diese Automatisierung könnte man eben eine erhebliche Erniedrigung erreichen. Voraussetzung ist natürlich, daß die Abfahrautomatiken auch bei Anforderung funktionieren, das heißt gut sind. Das muß man natürlich überprüfen. Dazu muß man eben eine Zuverlässigkeitsanalyse durchführen oder Betriebserfahrung haben.

D. Keil (Soz.-Min. Baden-Württemberg):

Ich dachte, daß Sie das Thema zugrunde gelegt hätten, als Sie dieses Modell vorstellten. Ich bin davon ausgegangen, daß Sie dies vorher taten, bevor Sie den Vergleich machten.

H. Hörtner (GRS):

Ich habe keinen Vergleich gemacht. Ich habe nur hier ausgewiesen, welchen Beitrag man durch die kleinen Lecks ohne Automatisierung des Abfahrens hat. In der Referenzanlage der Risikostudie hat man ja nicht automatisiert gehabt. Es ist natürlich zu erwarten, daß eine Automatik einen erheblich niedrigeren Beitrag liefert als das komplizierte Handabfahren, das in der Referenzanlage notwendig gewesen wäre.

L.F. Franzen (GRS):

Darf ich hier vielleicht noch einen kleinen Beitrag, den Dr. Heuser leisten möchte, einblenden? Er trägt sicherlich zur Klärung der Situation bei.

F.W. Heuser (GRS):

Ich möchte Dr. Hörtnert unterstützen. Wir sind schon der Meinung, die kritischen Schwachstellen, an denen menschliches Fehlverhalten relativ hohe Anteile zur Eintrittshäufigkeit des Kernschmelzens beiträgt, genauer anzusehen und zu fragen, was bringt eine Automatisierung? Herr Hörtnert hat das in seinem Beitrag gesagt. Ich möchte es vielleicht noch etwas prononcieren. Unsere Aufgabe war, die Referenzanlage zu analysieren, d.h. hier für das Stichwort "Abfahren auf der Sekundärseite unter Störfallbedingungen" Anweisungen des Betriebshandbuchs zu bewerten. Wir haben uns natürlich, aber das war nicht Gegenstand der Studie, den Gesichtspunkt Automatik überlegt. Wenn man, nach allem was man aus dieser Beurteilung weiß - die Zahlen hat Herr Hörtnert auch genannt -, die Eintrittshäufigkeit zum Kernschmelzen für das nichtbeherrschte kleine Leck um den Anteil menschlichen Fehlverhaltens reduziert, dann liegt diese bei etwa 10^{-5} . Die Bewertung für eine Automatik wird sicher niedriger liegen. Die Detailanalyse dazu haben wir nicht gemacht.

W. Bastl (GRS):

Ich wollte noch einmal kurz aufgreifen, wie diese 63 % Beitrag des menschlichen Fehlverhaltens u.a. zustande gekommen sind. Wenn Sie à la WASH-1400 für die einzelnen notwendigen Handlungen der Personen die gängigen Werte einsetzen, dann kommen Sie zu diesem Ergebnis. Automatisierung, die zweite Frage: Wie Herr Hörtnert angedeutet hat, ist das Eintragen in den Schreiberstreifen auch zurückzuführen auf eine suboptimale Instrumentierung vor Ort für diesen speziellen Fall. Das heißt mit anderen Worten, Sie können sicherlich eine wesentliche Verbesserung der Handmaßnahmen erreichen, indem Sie die Instrumentierung verbessern und dem Operateur den Eintrag ersparen. Dann wird sich das Ergebnis bestimmt auch verbessern. So habe ich die Frage von Herrn Tietze verstanden. Wir haben aber keineswegs untersucht, ob es günstiger ist, zu automatisieren, oder - allgemein ausgedrückt - die Mensch-Maschine-Kommunikation so weit zu verbessern, daß der Operateur das genauso gut macht. Das wäre eine separate Untersuchung. Tatsache ist wohl, daß sich der Hersteller entschlossen hat, zu automatisieren.

E. Jäger (Min. f. Soz., Gesundheit und Umwelt, Rheinland-Pfalz):

Meine Frage bezieht sich zugleich auch auf den Vortrag von Dr. Heuser. Sie haben angegeben, thesenartig zusammengefaßt, daß in 99 % aller Kernschmelzfälle keine Frühschäden zu erwarten sind. Meine Frage ist nun - angeregt durch die Broschüre aus dem Vorjahr, wo ich diese Unterscheidung auch nicht deutlich vorgefunden habe - Kann man daraus schließen, daß das verbleibende eine Prozent höher im Risiko für die Beschäftigten und geringer für die Umgebung liegt, oder gibt die Modelluntersuchung das nicht her? Falls nein, sollte man, da so viele Arbeitsergebnisse zusammengetragen sind, darauf auch einmal abheben. Es ist für die Behörde, und nicht nur für diese, sicherlich sehr interessant.

L.F. Franzen (GRS):

Dr. Heuser, aber bitte ganz kurz, denn die Frage führt uns eigentlich zu einer Diskussion, die erst morgen stattfinden soll.

F.W. Heuser (GRS):

Herr Jäger, wenn ich Sie richtig verstanden habe, dann kann ich relativ kurz darauf antworten und wir können morgen ausführlich darauf eingehen. Den Risikobeitrag für Beschäftigte haben wir nicht untersucht. Die Frage wäre sicher untersuchenswert und wichtig. Es ist hier lediglich von Auswirkungen der Kernschmelzunfälle auf die Umgebung der Anlage die Rede gewesen.

H.A. Ritter (MAGS, Düsseldorf):

Das kleine Leck bringt ja einen erheblichen Anteil am Risiko, und hier ist diskutiert worden, daß man zwei Möglichkeiten hat, etwas dagegen zu tun: Einmal, daß man die Automatisierung verbessert, zum andern, daß man vielleicht die Instrumentierung verbessert und es dadurch dem Operateur leichter macht. Gibt es eigentlich nur diese beiden Alternativen? Gibt es nicht die Möglichkeit grundlegender konstruktiver Änderungen, so daß das kleine Leck nicht mehr diese bedeutende Rolle spielt? Es müßte eigentlich möglich sein, weil ein großes Leck doch viel leichter beherrschbar ist.

H. Hörtnner (GRS):

Ich kann mir eigentlich nicht vorstellen, wie man anders vorgehen sollte. Wenn man gegen einen hohen Druck im Reaktorkühlkreislauf Maßnahmen zu setzen hat, dann muß man einerseits Hochdruckpumpen haben und andererseits Niederdruckpumpen, so daß man diese Trennung nicht so einfach wird abschaffen können. Gleich Maßnahmen setzen, so daß kleine Lecks nur dieselben Systeme erfordern wie große Lecks? Ich weiß nicht, ob das sinnvoll ist! Eigentlich ist das ja eine Frage an den Hersteller.

P. Kafka (GRS):

Ich wollte noch einmal in Erinnerung rufen, was Herr Hörtnner schon sagte: Der springende Punkt bei Zuverlässigkeitsanalysen ist auch die Zahl der Systeme, die eingreifen müssen. Beim kleinen Leck wird es in jedem Fall notwendig sein, sowohl im Primärkreis als auch sekundärseitig etwas zu tun. Von der Zahl der Systeme wird man wohl kaum herunterkommen. Es klang aber vielleicht schon an, daß die Frage 2v4 oder 1v4 auf der Sekundärseite vielleicht nur eine geringe Rolle spielen wird.

H. Ohlmeyer (TÜV Norddeutschland):

Nur eine kurze Frage zum Sumpfanschluß. Dr. Kafka sagte eben, man könnte die Anzahl der Systeme nicht erheblich reduzieren. Es besteht die Möglichkeit, einen Sumpfanschluß für die HD-Pumpen herzustellen. Dadurch kann man meiner Meinung nach die Anzahl der Systeme auf der Sekundärseite erheblich reduzieren. Wie würden Sie das bewerten?

H. Hörtner (GRS):

Durch diesen Sumpfanschluß kann man einerseits die sekundärseitig notwendigen Systeme reduzieren, andererseits steht damit auch mehr Zeit für Handmaßnahmen zur Verfügung, weil man ja nicht gezwungen ist, so rasch abzufahren, daß man vor Entleerung der Flutbehälter auf Sumpf-Umwälzbetrieb umgeschaltet hat. Dadurch könnte sich durchaus eine merkliche Verbesserung ergeben.

ANALYSE DES ANLAGENDYNAMISCHEN VERHALTENS BEI TRANSIENTENABLÄUFEN

W. Frisch (GRS)

1. Einleitung

In diesem Vortrag werden einige Ergebnisse zum Ablauf des Notstromfalls, der ja in der Risikostudie aus verschiedenen Gründen ausführlicher behandelt wurde, gezeigt, um die im vorangegangenen Vortrag angesprochenen Ergebnisse etwas zu vertiefen. Zunächst zur Erinnerung noch einmal das Wesentliche zum auslösenden Ereignis: Der Ausfall des Eigenbedarfs bewirkt einen gleichzeitigen Ausfall der Primärpumpen, der Hauptspeisewasserpumpen und der Umleitstation. Wichtige Systeme, die gefordert werden, sind die Reaktorschnellabschaltung, die Notspeisewasserversorgung und die Druckentlastung des Primärsystems. Die Druckentlastung besteht aus 2 Entlastungsventilen und 2 Sicherheitsventilen am Druckhalter. Das Ereignisablaufdiagramm für diesen Fall ist in Bild 1 dargestellt. Die Beschreibung aller Ablaufkombinationen würde hier zu weit führen, deshalb werden nur drei Fälle herausgegriffen und näher erläutert.

Fall 1 ist die Beschreibung des Notstromfalles bei sonst funktionierenden Systemen. Dies entspricht dem oberen Pfad $T_1 I$ im Ereignisablaufdiagramm (Bild 1). Der 2. Fall, auf den näher eingegangen wird, ist der Notstromfall mit gleichzeitigem Ausfall der Schnellabschaltung (ATWS). Er entspricht dem unteren Zweig $T_1 KI$ im Ereignisablaufdiagramm, der hier nicht weiter aufgelöst ist, weil es zu den ATWS-Fällen ein gesondertes Ereignisablaufdiagramm gibt. Der dritte behandelte Fall ist der Notstromfall mit zusätzlichem Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung (Pfad $T_1 IJ$ im Bild 1).

Was ist nun das Hauptziel der Transientenanalyse im Rahmen einer Ereignisablaufanalyse? Es ist nicht die vollständige Beschreibung aller Zeitvariablen, sondern es geht in erster Linie um die beiden folgenden Fragen:

- Welche Systeme werden angefordert?
- Welche Mindestanforderungen sind an diese Systeme zu stellen, damit sie ihre Funktion erfüllen können?

Als Beispiel sei die Druckentlastung im Primärsystem genannt. Hier wird gefragt, wieviele Ventile öffnen müssen, damit ein Überdruckversagen des Systems verhindert wird.

2. Ereignisablaufanalyse

2.1 Notstromfall

Anhand des ersten Falles, des Notstromfalls ohne zusätzlichem Versagen von Systemen, soll gezeigt werden, wie auf die oben angesprochenen Fragen Antworten gefunden wurden. Hierzu wird der obere Pfad ($T_1 I$) in Bild 1 verfolgt.

Bei der Reaktorschnellabschaltung wird zunächst angenommen, daß sie funktioniert, ebenso bei der Notspeisewasserversorgung. Bei der Öffnungsfunktion der Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufts setzen die Untersuchungen ein. Der zeitliche Ablauf des Falles muß näher analysiert werden.

Der charakteristische Verlauf des Notstromfalls ist anhand der Kerneintritts- und -austrittstemperaturen zu ersehen (Bild 2, unten). Die Kerneintrittstemperatur steigt in der Anfangsphase an, weil Sekundärdruck und -temperaturen ansteigen, denn die Sekundärseite bewegt sich vom Druckniveau des Normalbetriebs auf den Ansprechdruck der Dampferzeugersicherheitsventile. An der Kernaustrittstemperatur erkennt man zunächst durch einen geringen Anstieg, daß die Primärpumpen ausgefallen sind und sich damit die Aufheizspanne erhöht. Aber schon in den ersten Sekunden wird die Schnellabschaltung wirksam und reduziert die Kernaustrittstemperatur; im weiteren Verlauf steigt sie wieder an, weil durch das Auslaufen der Pumpen die Aufheizspanne weiter erhöht wird.

Der Temperaturverlauf spiegelt sich auch in den ersten 100 s im Primärdruck wider, anschließend wird der Primärdruck bei ca. 160 bar durch das erste Abblaseventil begrenzt. Die Kapazität dieses ersten Ventils reicht zur Druckbegrenzung aus. Daraus zieht man zunächst nur den Schluß: Das erste Abblaseventil öffnet. Dies ist wichtig für die Bedingungen, die an die Schließfunktion gestellt werden. Nimmt man ein Versagen der Öffnungsfunktion des ersten Abblaseventils an, so erhält man die in Bild 3 gezeigten Ergebnisse. Die Temperaturverläufe sind ähnlich wie in Bild 2, der Druck steigt jedoch höher an, und zwar auf den Ansprechdruck des zweiten Abblaseventils. Dieses zweite Ventil reicht aus, um den Druck zu begrenzen. Man kann aus dem Druckverlauf auch erkennen, daß es nur zu einer geringfügigen weiteren Druckerhöhung käme, wenn auch das zweite Abblaseventil nicht öffnen würde.

Es kann also festgestellt werden, daß beim Notstromfall keine Mindestanforderung an das Öffnen des Druckentlastungssystems gestellt wird. Deshalb erscheint auch keine Verzweigung im Ereignisablaufdiagramm (Bild 1). Da aber ein Ventil öffnet, muß berücksichtigt werden, daß dieses offene Ventil in Offenstellung versagen kann.

Ergebnisse hierzu zeigt Bild 4. Es kommt hier nicht zu einem Abfangen des Druckes, sondern der Druck sinkt weiter ab. Dieser Fall ($T_1 S_2^1$) soll hier aus Zeitgründen nicht weiter diskutiert werden. In der Ereignisablaufanalyse wurde für diesen Fall ein separates Ablaufdiagramm erstellt. Für diesen Fall sei abschließend nur angemerkt, daß man die Anfangsphase eines solchen kleinen Leckstörfalls durchaus mit einem Anlagenmodell, das für Transienten ohne Kühlmittelverlust konzipiert ist, analysieren kann. Dies gilt besonders für die Frage, welche Systeme in der Anfangsphase zu welchem Zeitpunkt angefordert werden.

Zusammenfassend ergibt sich, daß der Notstromfall auch bei vollständigem Versagen der Öffnungsfunktion der primärseitigen Druckentlastung nicht zum Kernschmelzen führt ($T_1 I$ in Bild 1).

2.2 ATWS-Notstromfall

Als nächstes wird der ATWS-Notstromfall (T_{1I} in Bild 1) diskutiert. Auch hier soll das besondere Augenmerk auf die Öffnungsfunktion der Druckentlastung gerichtet sein.

Der Ablauf des ATWS-Notstromfalls ist in den Bildern 5 und 6 gezeigt. Da keine Hauptwärmesenke mehr zur Verfügung steht, aber noch weiterhin Leistung erzeugt wird, kommt es zum sekundärseitigen Druckanstieg und zum häufigen Öffnen der Dampferzeugersicherheitsventile (Bild 5, unten).

Im oberen Teil von Bild 5 ist das Druckhalterwasservolumen gezeigt, das aufgrund der Temperaturerhöhung im Primärsystem (Bild 6) sehr stark ansteigt. An dem Knick erkennt man, daß der Druckhalter vollläuft. Damit ist eine besondere Anforderung an die Ventile gestellt, nämlich Wasser abblasen zu können.

Die Kernaustrittstemperatur (Bild 6) steigt wesentlich stärker an als im Fall funktionierender Schnellabschaltung, weil noch Leistung erzeugt wird. Es wird jedoch nicht mehr die volle Leistung erzeugt, weil durch die Moderatorrückwirkung die erzeugte Leistung auch ohne Schnellabschaltung erheblich (auf ca. 25 %) reduziert wird.

Wichtig ist der Primärdruckverlauf (Bild 6 oben). Entsprechend der größeren Temperaturerhöhung kommt es auch zu einem erheblichen Druckanstieg. Bei ca. 20 s öffnen die beiden Abblaseventile. Im weiteren Verlauf steigt der Druck so weit an, daß auch die beiden Sicherheitsventile öffnen, allerdings nur für kurze Zeit, dann fällt der Primärdruck wieder ab.

Es öffnen also alle vier Ventile, so daß für alle Ventile die Möglichkeit des Versagens der Schließfunktion berücksichtigt werden muß.

Zum Versagen der Öffnungsfunktion der Ventile wurden ebenfalls Untersuchungen durchgeführt. Um ein Überdruckversagen zu verhindern (Druck nicht wesentlich über 200 bar), müssen mindestens zwei der drei größeren Ventile öffnen (das erste Abblaseventil hat nur ca. 50 % der Kapazität des zweiten Abblaseventils).

2.3 Notstromfall mit Ausfall der Notspeisewasserversorgung

Der dritte angeführte Fall ist der Notstromfall mit Funktionieren der Reaktorschnellabschaltung, aber ohne Notspeisewasserversorgung (T_{1IJ}). Es stellt sich wieder die Frage, welche Anforderungen an die Druckentlastung gestellt werden. Zusätzlich wird hier auch nach den Anforderungen an die verzögerte Speisewasserversorgung gefragt, weil ja unterstellt ist, daß die Notspeisewasserversorgung ausgefallen ist.

In der Anfangsphase verhält sich die Anlage wie im normalen Notstromfall, weil durch die relativ große Kapazität der Dampferzeuger die Auswirkung des vollständigen Ausfalls der Notspei-

sewasserversorgung erst verzögert spürbar wird. Den weiteren Verlauf dieses Falles kann man in drei Phasen untergliedern. In der ersten Phase findet das Ausdampfen der Dampferzeuger statt, denn es wird ja kein Speisewasser mehr nachgeführt. Dann kommt es in der zweiten Phase zum Aufheizen des Primärkühlmittels. Diese Aufheizung des Primärkühlmittels überlappt sich natürlich mit der ersten Phase, weil beim Ausdampfvorgang im Dampferzeuger der Wärmeübergang kontinuierlich reduziert wird. Als dritte Phase schließt sich das Verdampfen von Primärkühlmittel aus dem Primärsystem an, denn wegen des völligen Fehlens einer Wärmesenke wird die durch die Nachwärme erzeugte Wärme ausschließlich durch Verdampfen von Primärkühlmittel aus dem Primärsystem über die Druckhalter-Ventile abgeführt, wobei zwei Ventile öffnen. Allerdings würde ein Ventil zur Nachwärmeabfuhr ausreichen, ohne daß es zum Überdruckversagen des Systems käme.

In dieser Phase herrscht ein Systemdruck, der dem Ansprechdruck der Abblaseventile entspricht, also höher liegt als die Förderhöhe der Hochdruckpumpen. Es kann also kein Wasser in das Primärsystem nachgefördert werden, und es kommt zu einem allmählichen Kühlmittelverlust bei hohem Druck. Für diesen Fall kann man durch Annahme einer idealen Phasenseparation eine pessimistische Abschätzung machen, wann der Wasserspiegel den "collapsed level", die Kernoberkante, erreicht hat. Es wurde pessimistisch angenommen, daß bei weiterem Absinken Kernschäden auftreten können. Der Zeitverlauf der oben beschriebenen drei Phasen bis zum Absinken des "collapsed level" auf Kernoberkante wurde mit vereinfachten Ansätzen (integrale Massen- und Energiebilanzen) zu 97 min ermittelt. Nachträglich durchgeführte Rechnungen mit aufwendigeren Modellen sind dann zu einem Zeitpunkt von 100 min gekommen, was zeigt, daß diese vereinfachten Rechnungen durchaus gerechtfertigt sind.

Was bedeutet nun dieser ermittelte Zeitpunkt? Wenn es gelingt, das weitere Austreiben von Kühlmittel aus dem Primärsystem zu verhindern, dann kann die Kühlung aufrechterhalten werden. Dies kann man erreichen, indem man mit der verzögerten Speisewasserversorgung wieder eine Wärmeabfuhr über die Sekundärseite in Gang setzt und damit den Primärdruck und die Primärtemperaturen so weit herabsetzt, daß die Druckhalterventile schließen. Das verlorengegangene Kühlmittel muß wieder ersetzt werden, entweder durch das Volumenregelsystem oder nach weiterer Druckabsenkung durch die Hochdruckeinspeisung.

Damit können die Ergebnisse für diesen Fall (T_{1IJ}) zusammengefaßt werden: Beim Notstromfall mit Ausfall der Notspeisewasserversorgung muß mindestens ein Druckhalterventil öffnen, nach spätestens 100 min muß die verzögerte Speisewasserversorgung hergestellt sein. Für diesen Fall wurde als Ergebnis "kein Kernschmelzen" ermittelt. (In der Studie wurde eine Zeitspanne von nur 75 min angesetzt, wobei sich die Reduzierung aus der Berücksichtigung einer um 20 % überhöhten Nachzerfallsleistung ergibt.) Wird die Speisewasserversorgung nicht wieder hergestellt, dann läuft der Prozeß des langsamen Kühlmittelverlustes weiter und wir haben mit Kernschmelzen zu rechnen.

3. Verwendetes Rechenprogramm ALMOD

Das letzte Beispiel war typisch für eine Untersuchung zum Langzeitbereich, für den oft Abschätzungen mit einfachen Ansätzen gemacht werden können.

Für Analysen im Kurzzeitbereich (einige Minuten) sind diese vereinfachten Rechnungen nicht möglich, vor allen Dingen wegen der komplizierten Rückwirkungsmechanismen (neutronenphysikalisch-thermohydraulisch) und wegen der zahlreichen Systemeingriffe. Deshalb sind umfangreiche Modelle zur Beschreibung des Anlagenverhaltens erforderlich. Von der GRS wurde im Rahmen der Risikostudie das DWR-Anlagenmodell ALMOD eingesetzt; die im vorigen Kapitel besprochenen Kurven wurden mit diesem Rechenprogramm erzeugt. Der Modellumfang und die Modelleigenschaften sollen hier nur kurz aufgezeigt werden /1,2,3/. ALMOD ist ein digitales Rechenprogramm zur Analyse von Betriebsstörungen und Störfällen in Druckwasserreaktoren. Das Programm ist für die Berechnung von Störungen im Sekunden- und Minutenbereich geeignet. Dabei können die Betriebsvariablen sehr stark vom Normalzustand abweichen. ALMOD beschreibt das dynamische Verhalten des Reaktorkerns und des Kühlmittels in den Hauptkühlmittelleitungen. Dabei stehen für den Kern neben einem Brennstabmodell ein Punkt- und ein eindimensionales Kinetikmodell zur Verfügung. Die Erhaltungssätze für Masse, Impuls und Energie werden für das Kühlmittel in eindimensionaler Form gelöst.

Druckhalter und Dampferzeuger werden in eigenen detaillierten Modellen, die Bestandteil von ALMOD sind, nachgebildet. In Bild 7 sind die in ALMOD modellierten Komponenten des nuklearen Dampferzeugungssystems gezeigt. An den mit Kreisen bezeichneten Stellen kann in den Prozeß eingegriffen werden, und zwar entweder durch Vorgabe von Eingabefunktionen oder gesteuert durch die ebenfalls in ALMOD simulierten Komponenten des Regel- und Schutzsystems.

Abschließend soll noch kurz die Frage nach der Absicherung der Ergebnisse durch Experimente angeschnitten werden. Es geht hierbei weniger um die Modelle für Einzeleffekte, wie z.B. Wärmeübergang oder Schlupfbeziehungen, denn für diese gibt es zahlreiche Einzelexperimente, mit denen die Gültigkeit in gewissen Bereichen der Funktion nachgewiesen ist. Es geht hier vielmehr um die Verifikation des Integralverhaltens, wie es in Anlagenmodellen wie ALMOD beschrieben wird. Eine geeignete "Versuchseinrichtung" für die Verifikation ist die Reaktoranlage selbst. Sie hat den Vorteil, daß man sich keine Gedanken über Maßstabfaktoren machen muß. Sie hat natürlich als Experimentiereinrichtung einige Nachteile. Einmal ist die Datenerfassung nicht immer in der für die Modellverifikation gewünschten Genauigkeit und mit dem gewünschten Auflösungsgrad vorhanden, zum anderen ist das Spektrum der freiwillig zu fahrenden Transienten in Reaktoranlagen begrenzt und beschränkt sich in erster Linie auf die Inbetriebnahmephase eines Reaktors.

Zur Verbesserung der Qualität und Quantität der Datenerfassung in Reaktoranlagen für die Modellverifikation bieten sich mehrere vom Aufwand her vertretbare Möglichkeiten an. Eine davon ist eine erweiterte Instrumentierung und verbesserte Auswertung der

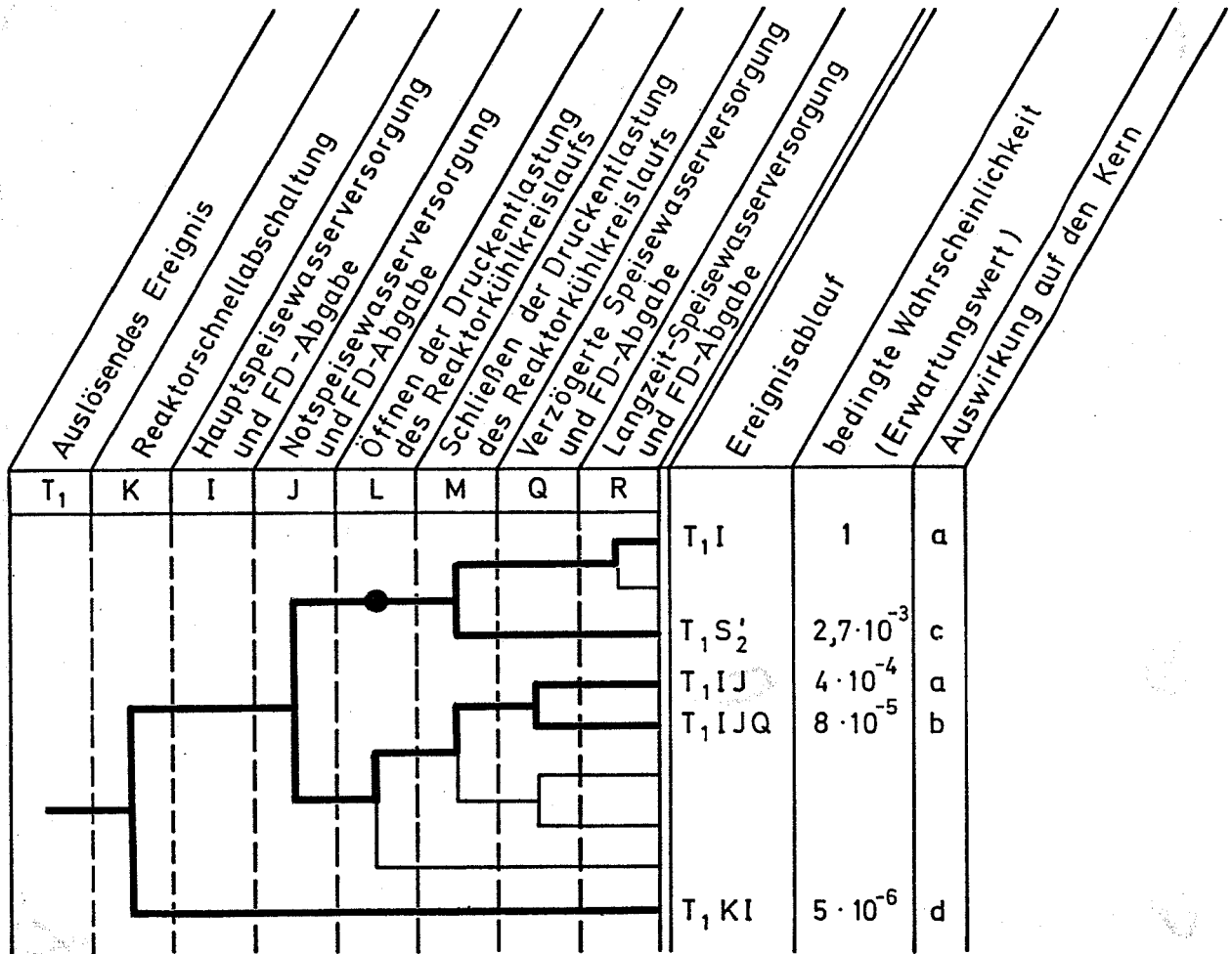
Ergebnisse während der Inbetriebnahmephase, in der bestimmte Transienten ohnehin gefahren werden. Hierzu wird bereits ein vom Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) gefördertes Forschungsvorhaben durchgeführt. Eine weitere Quelle für Informationen zur Modellverifikation wäre eine kontinuierliche Aufzeichnung der wichtigsten Betriebsparameter mit genügendem Auflösungsgrad über den gesamten Zeitbereich des Betriebes einer Anlage, weil man dann die Chance hat, bei einer unplanmäßigen Transiente die Variablen zur Modellverifikation zu erhalten.

Bisher ist man bei der Verifikation anhand von Betriebsereignissen teilweise noch auf Zufallereignisse angewiesen. Ein solches Zufallereignis, das für die Modellverifikation ausgewertet werden konnte, war ein Notstromfall in der Anlage Biblis A, der zu einem Zeitpunkt auftrat, als die zusätzliche Datenerfassungsanlage für die Inbetriebnahme noch im Einsatz war. In Bild 8 und 9 sind die ersten 50 Sekunden, die interessantesten für diesen Fall, dargestellt. In der Mitte von Bild 8 ist der Verlauf des Systemdruckes wiedergegeben.

Aufgrund der Tatsache, daß dieser Druckverlauf sehr empfindlich auf viele Anlagenparameter reagiert, ist die Übereinstimmung als recht gut anzusehen. In Bild 9 sind Vergleiche von Variablen der Sekundärseite ausgewählt: der Dampferzeugerwasserstand und der Frischdampfdruck. Hier erkennt man in der Messung in der Anfangsphase eine Oszillation, die vom Modell nicht erfaßt wird, weil der Auflösungsgrad des Dampftraums und der Dampfleitung nicht sehr weit getrieben worden war. Das gesamte Dampfvolumen (Dampferzeuger + Leitungen) wurde durch eine Zone repräsentiert, so daß Ausbreitungseffekte nicht mit erfaßt wurden. Das Integralverhalten im Sekunden- und Minutenbereich wird jedoch mit diesem Modell recht gut getroffen. Zu diesem Fall sei abschließend noch bemerkt, daß es genau der Fall ist, der in der Risikostudie als einer der wesentlichen Fälle untersucht wurde.

Schrifttum

- /1/ ALMOD 3 - Nichtlineares Anlagenmodell zur Simulation von Störfällen in Druckwasserreaktoren
- Programmbeschreibung -
unveröffentlicht, Mai 1980
- /2/ Frisch, W., A. Höld, S. Langenbuch, R. Meißner und K.-D. Schmidt:
ALMOD 2 - Nichtlineares Anlagenmodell zur Simulation von Störfällen in Druckwasserreaktoren
- Modellbeschreibung -
unveröffentlicht, August 1978
- /3/ Höld, A.:
UTSG - A Digital Code for Calculating the Nonlinear Transient Behaviour of a Natural-circulating U-Tube Steam Generator with its Main Steam System
- Program Description -
unveröffentlicht, März 1980



- a kein Kernschmelzen
- b Kernschmelzen
- c Fortsetzung "Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall"
- d Fortsetzung "ATWS-Störfälle"

Bild 1:
Ereignisablaufdiagramm Notstromfall

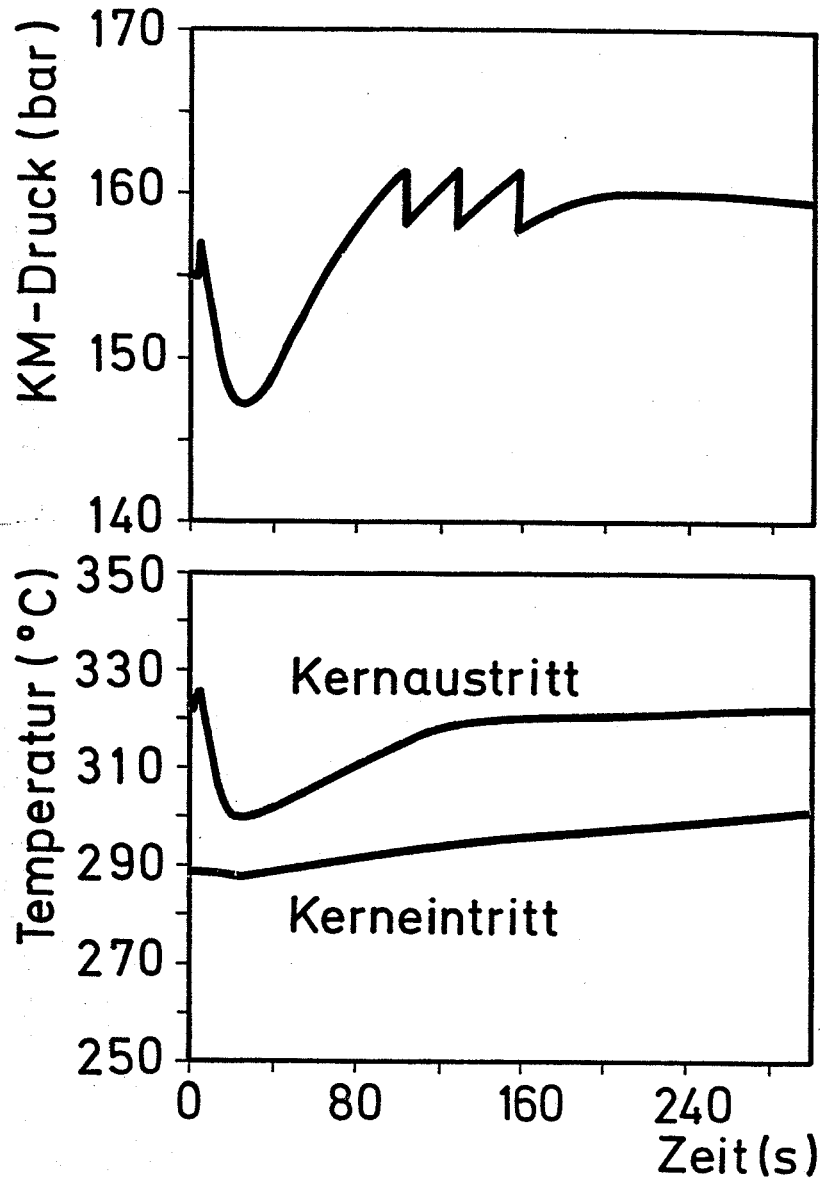


Bild 2:
Referenzanlage Notstromfall

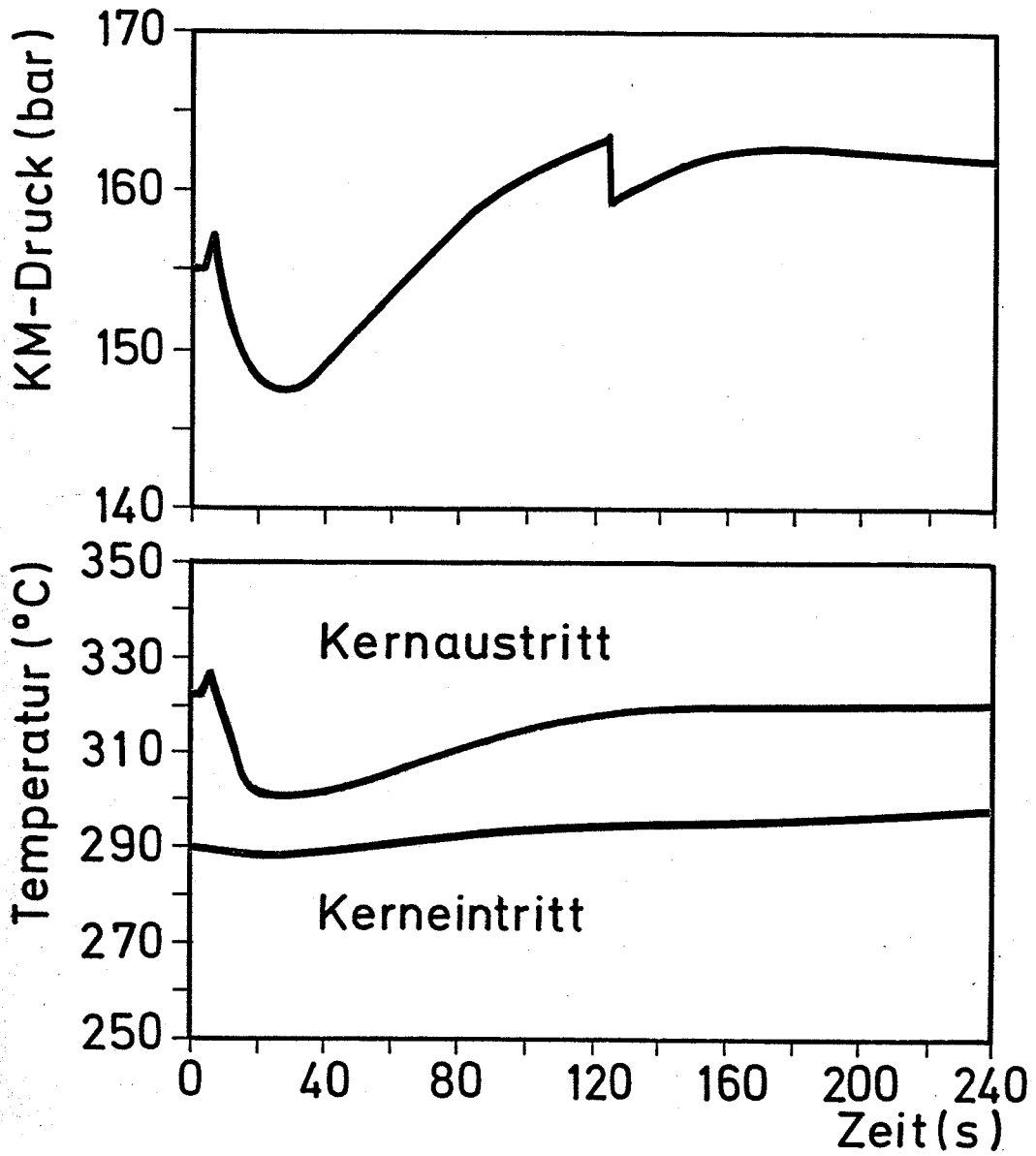


Bild 3:

Referenzanlage Notstromfall
(1. Druckhalter-Abblaseventil öffnet nicht)

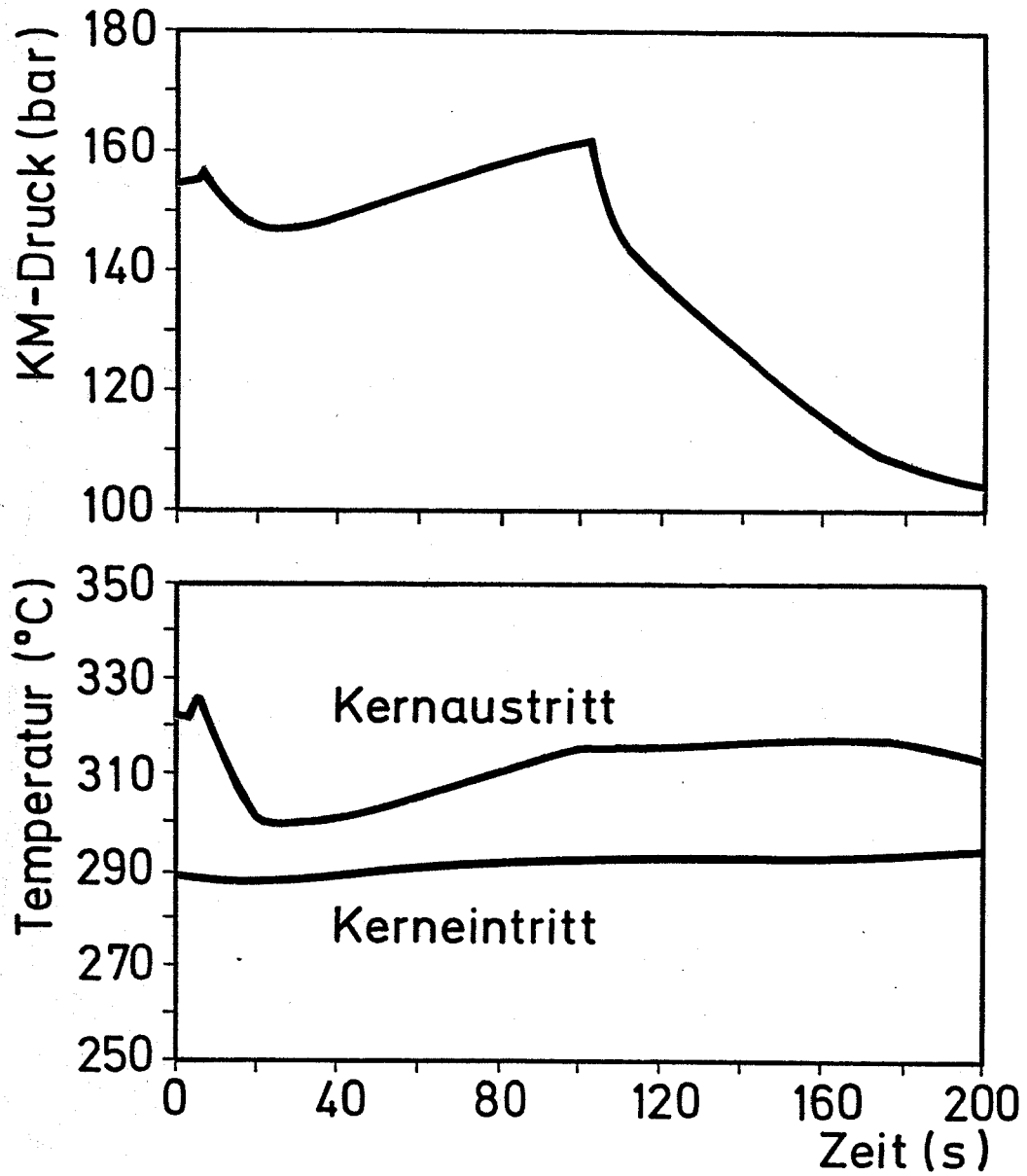


Bild 4:

Referenzanlage Notstromfall

(1. Druckhalter-Abblaseventil schließt nicht)

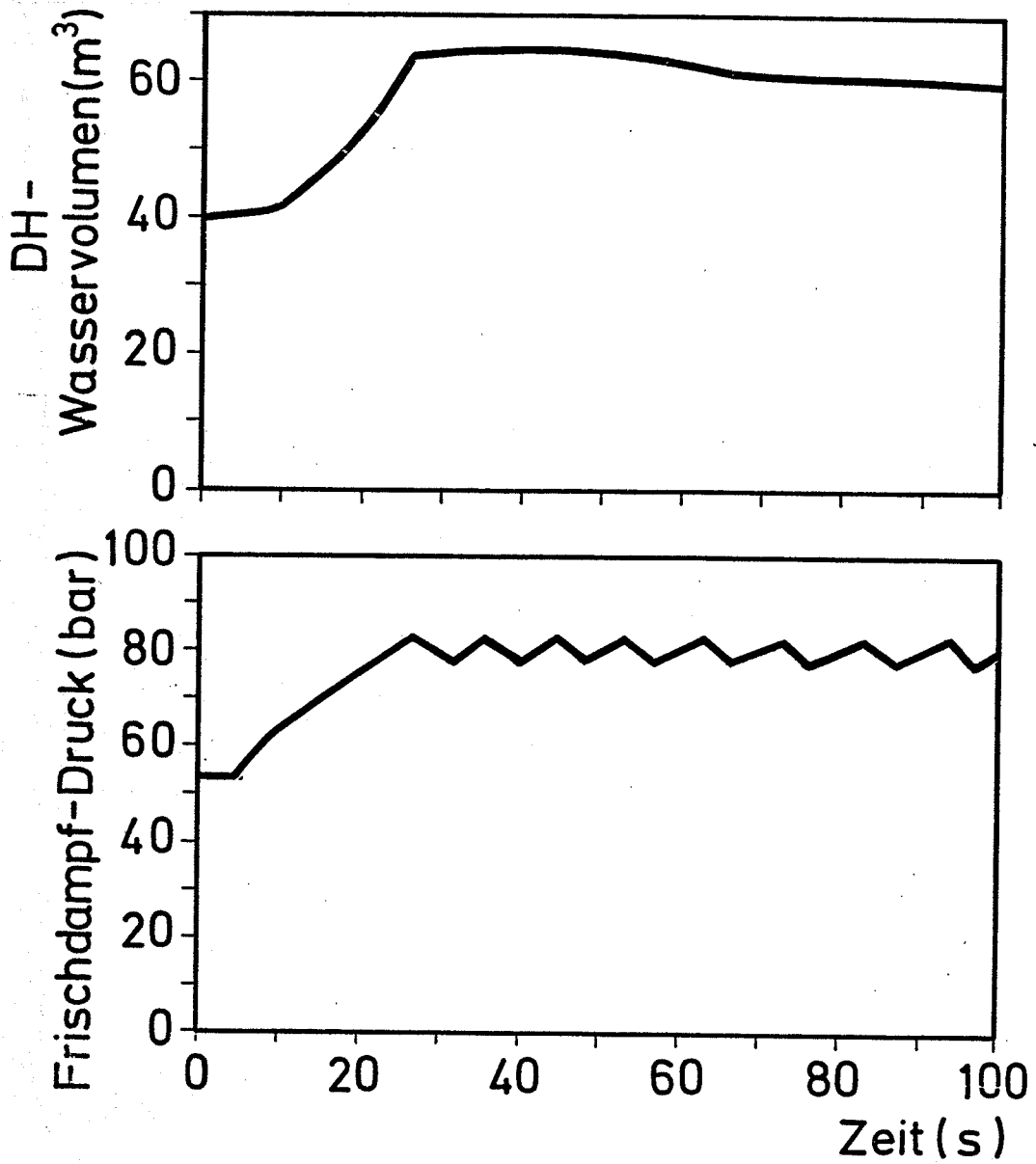


Bild 5:
Referenzanlage ATWS-Notstromfall

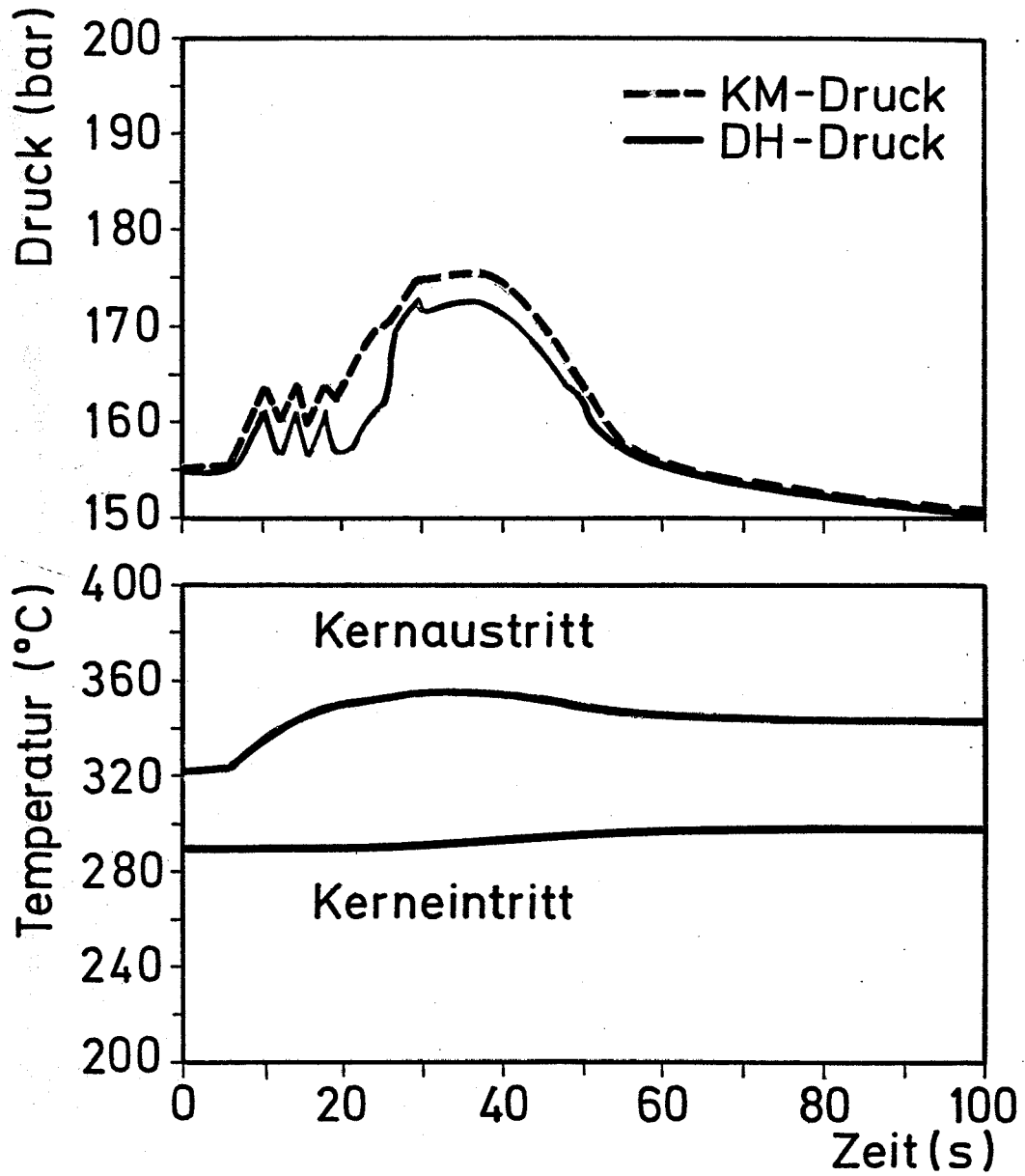
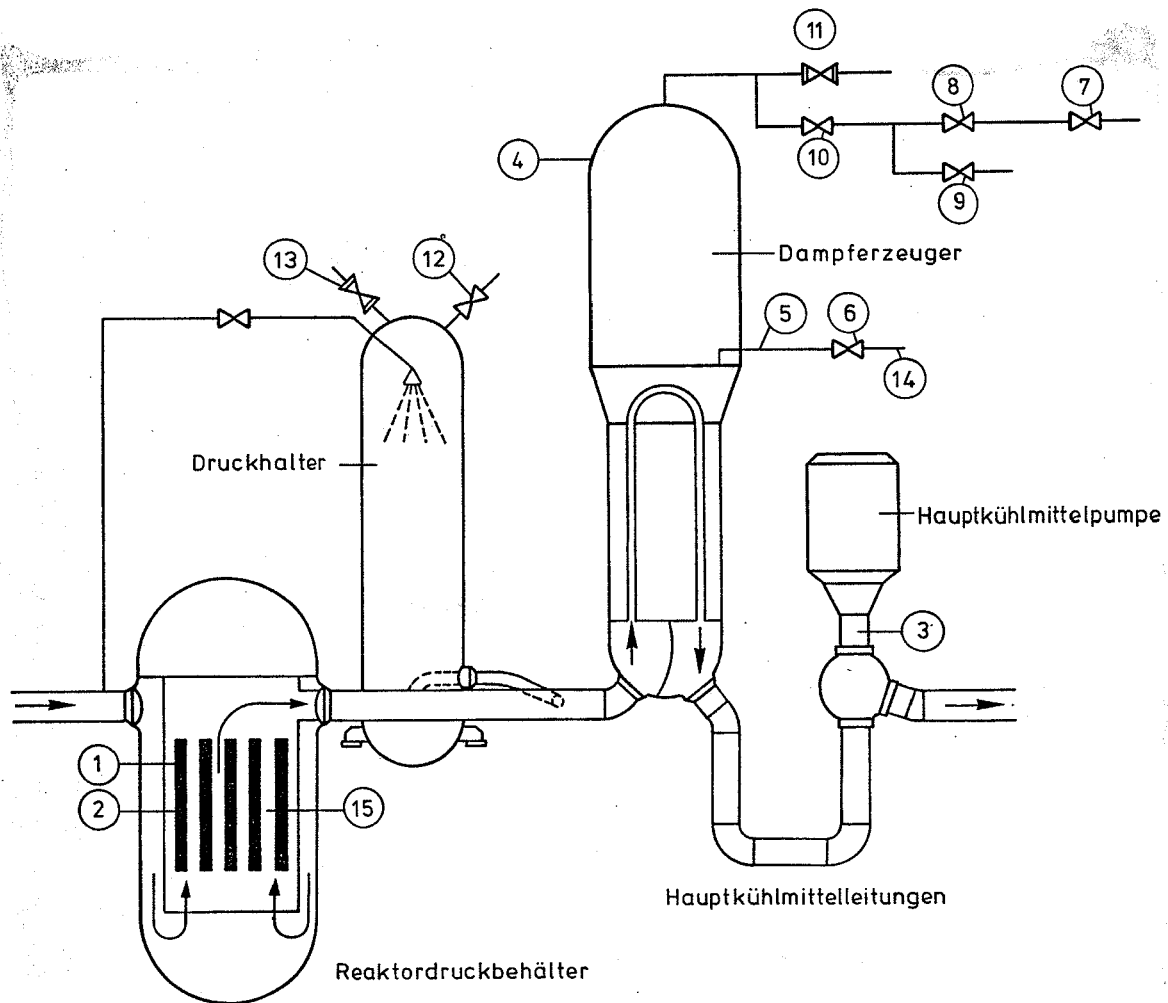


Bild 6:
Referenzanlage ATWS-Notstromfall



Vorgabe von Störfunktionen in ALMOD

- | | |
|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> 1 Zeitlicher Verlauf von Regelstabbewegungen 2 Zeitlicher Verlauf einer Reaktorschnellabschaltung 3 Zeitlicher Verlauf der Drehzahl der Hauptkühlmittelpumpen 4 Zeitlicher Verlauf der Dampferzeugerleistung (wenn Modul Dampferzeuger nicht benutzt wird) 5 Zeitlicher Verlauf der Speisewassertemperatur 6 Zeitlicher Verlauf des Speisewaserdurchsatzes 7 Zeitlicher Verlauf des Dampfdurchsatzes durch das Turbinenregelventil 8 Zeitpunkt des Schließens des Turbinenschnellschlußventils | <ul style="list-style-type: none"> 9 Zeitlicher Verlauf des Dampfdurchsatzes durch das Umleitventil 10 Zeitpunkt des Schließens des Isolationsventils 11 Falsches Öffnen bzw. Schließen der sekundärseitigen Sicherheitsventile 12 Falsches Öffnen bzw. Schließen der Entlastungsventile am Druckhalter 13 Falsches Öffnen bzw. Schließen der Sicherheitsventile am Druckhalter 14 Fehler in der Speisewasserregelung 15 Fehler in der Kühlmitteltemperaturregelung |
|---|--|

Bild 7:

Prinzipschaltung des Anlagenmodells ALMOD

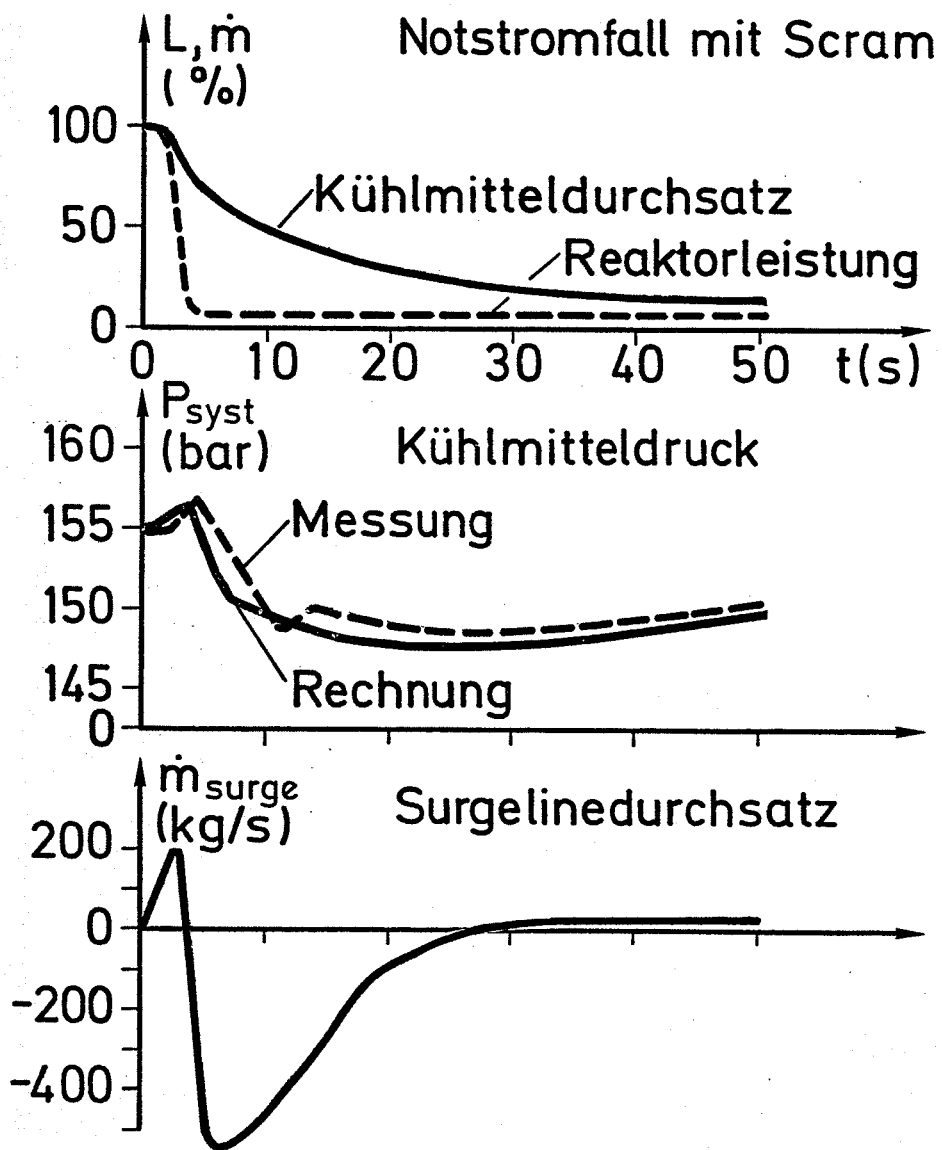


Bild 8:
Notstromfall mit Scram

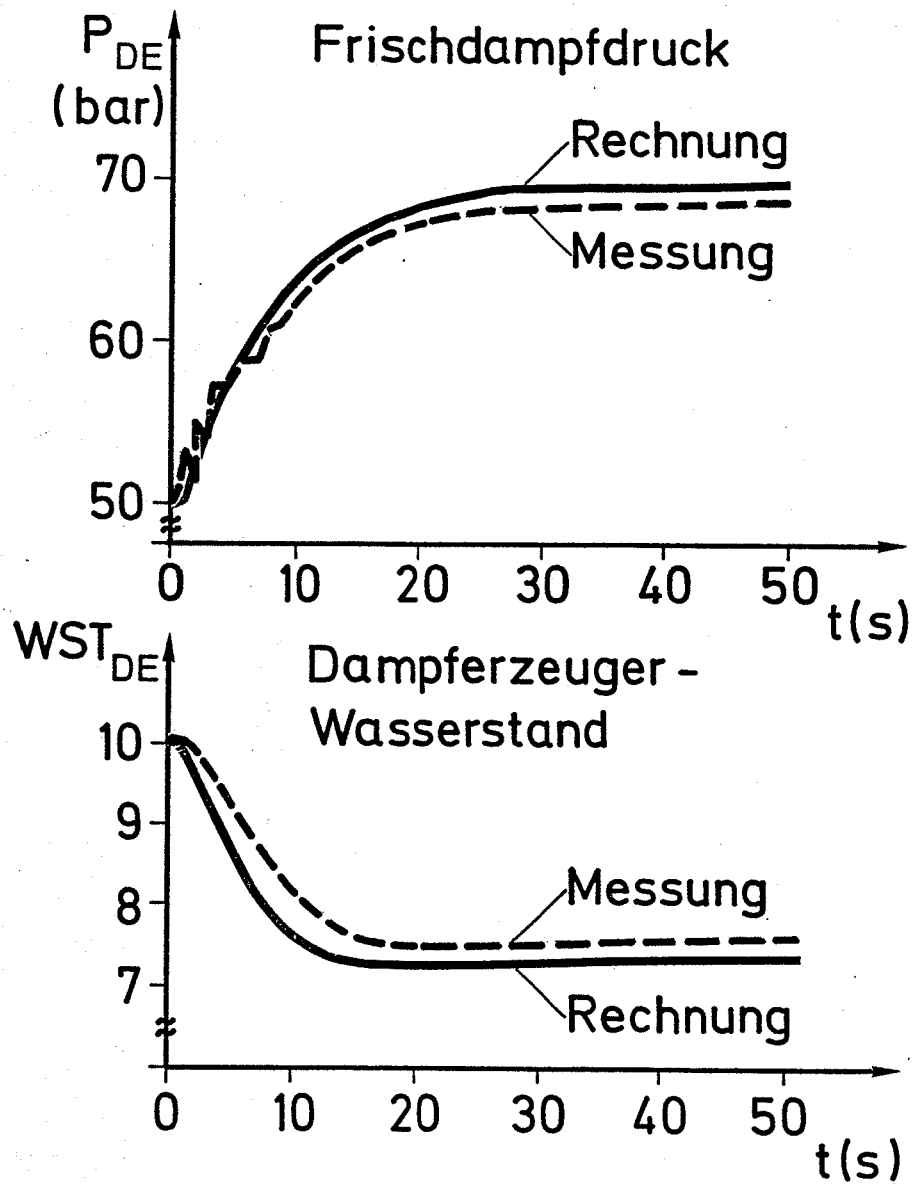


Bild 9:
Notstromfall mit Scram

DISKUSSION ZUM VORTRAG FRISCH

W. Hübschmann (KfK):

Herr Frisch, ich möchte es nicht unternehmen, Ihre Rechnungen und deren Genauigkeit in Frage zu stellen, aber ich habe eine Frage zu den Eingangsdaten: Sie messen dem Fall, daß die Noteinspeisung nach 100 min wieder in Gang kommt, $5/6$ der Wahrscheinlichkeit zu und dem Fall, daß sie nicht in Gang kommt, $1/6$, denn die Zahlenverhältnisse waren $8 \cdot 10^{-5}$ und $4 \cdot 10^{-4}$. Normalerweise nimmt man an, daß zu einer Entscheidung für einen Handeingriff etwa 15 min erforderlich sind. Und hier stehen 100 min zur Verfügung, bis der Wasserspiegel die Kernoberkante erreicht. Es dauert noch länger, bis ein gewisser Teil des Kerns freisteht. In Harrisburg hat sich gezeigt, daß der Kern das auch noch übersteht. Welche Überlegungen liegen dem zugrunde, daß es in 100 min - oder sogar noch mehr - nicht gelingt, die Noteinspeisung wieder in Gang zu setzen. Das ist doch fast das Zehnfache der Zeit, die man normalerweise für einen Handeingriff ansetzt.

W. Frisch (GRS):

Man muß in diesem Fall besonders bedenken, daß es sich hier um eine Maßnahme handelt, die nicht allein Aktionen im Kernkraftwerk Biblis B angeht, sondern auch Schalthandlungen in der Anlage Biblis A, so daß dies einen wesentlichen Zeitbeitrag liefert. Es sind auch noch weitere Aspekte dabei zu berücksichtigen, die ich selbst nicht im einzelnen untersucht habe. Aber da meldet sich schon Herr Hörtner, er ist sicher der berufeneren Mann, zu diesem Teil noch etwas zu sagen.

H. Hörtner (GRS):

Bei der Referenzanlage der Risikostudie ist es in diesem Fall erforderlich, Handmaßnahmen durchzuführen, die erhebliche Zeit in Anspruch nehmen. Es handelt sich hier um eine Inbetriebnahme des Notstandssystems, wie Herr Frisch bereits gesagt hat, vom Block A der Anlage Biblis aus. Dazu muß man in den Ringraum gehen, um diese Maßnahmen durchzuführen, d.h., es wird dafür eine erhebliche Zeitspanne benötigt. Daher kann man selbst für einen Zeitraum von 100 min eine gewisse Restwahrscheinlichkeit angeben, daß die Maßnahmen nicht oder nicht richtig durchgeführt werden. Andererseits bleibt auch eine Restwahrscheinlichkeit dadurch bestehen, daß das mechanische System nicht funktioniert, d.h., daß eine von zwei zur Verfügung stehenden Pumpen nicht funktioniert.

P. Kafka (GRS):

Herr Frisch, Sie sagten, der eine oder andere Fall ist jetzt in der Phase A noch ein bißchen offengeblieben. Denken Sie daran, daß wir in der Phase B noch einige vertiefende Analysen werden machen müssen und welche können das vielleicht sein?

W. Frisch (GRS):

Man kann nicht sagen, sie sind offengeblieben. Sie sind durch sehr pessimistische Abschätzungen bearbeitet worden. Ein Beispiel ist der Ausfall der Notspeisewasserversorgung: Wie lange hat man Zeit, bis man mit der verzögerten Notspeisewasserversorgung einsetzen muß? Hier kann man sicher durch genauere Analysen noch einen Abbau der Konservativität erreichen. Das bezieht sich auf den Ablauf, wenn ich einmal einen Fall definiert habe. Ein zweiter Schwerpunkt bei den Analysen in der Phase B ist das Untersuchen anderer auslösender Ereignisse mit einem ähnlichen Detaillierungsgrad, wie es für den Notstromfall hier geschehen ist, und zwar dann, wenn man erkennt, daß der Fall nicht durch den Notstromfall mit abgedeckt ist. Das ist in der Phase A zwar getan worden, es ist der Ausfall des Hauptspeisewassers mit untersucht worden, aber nicht in diesem Detaillierungsgrad. Und wir haben ja erkannt, daß manchmal die Ergebnisse doch von Feinheiten in bestimmten Systemeigenschaften oder Systemausfallhäufigkeiten abhängen und daß es hier erforderlich ist, das Spektrum der auslösenden Ereignisse noch etwas vertiefend zu analysieren.

A. Fricke (Soz.-Min. Niedersachsen):

Herr Frisch, haben Sie Untersuchungen darüber angestellt, wo der Primärkreisdruck hinläuft, wenn die Druckentlastung vollständig versagt und welcher Teil des Primärkreises zuerst versagt?

W. Frisch (GRS):

Wir haben bei den Parametervariationen, insbesondere zum ATWS-Notstromfall mit zusätzlichem Ventilversagen, Drücke errechnet, die über dem 1,5fachen Auslegungsdruck des Systems liegen. Die nächste Frage ist natürlich, welche Stellen werden zuerst versagen. Hierzu sind von uns, zumindest im Rahmen der Risikostudie, keine detaillierten Untersuchungen gemacht worden. Mir sind nur Ergebnisse bekannt, z.B. von der KWU, zur Frage des Abhebens des Reaktordeckels, so daß wir hier, übertrieben gesagt, noch ein Überdruckventil haben. Untersuchungen zu anderen Teilen des Primärkreises sind mir nicht bekannt.

A. Halmy (TÜV Rheinland):

Aus Ihren Ausführungen entnehme ich, daß doch die Besonderheiten der Anlage Biblis ziemlich stark in manche Teilergebnisse mit eingehen, also die Verknüpfung Block A/Block B. Ist daran gedacht, vielleicht in der Phase B noch etwas repräsentativer zu werden, also einen einzelnen Block für die Untersuchungen herzunehmen, der auch die Peripherie repräsentativ gestaltet hat?

W. Frisch (GRS):

Ich glaube, wenn man einen anderen Block nimmt, entstehen wieder die gleichen Probleme, denn es gibt keinen Standardblock,

der in genau der gleichen Ausführung mehrfach vorhanden ist. Ich meine, hier ist ein anderer Weg notwendig: Man muß für einen Einzeleffekt oder ein Einzelergebnis eine Übertragung auf die anderen Anlagen versuchen. Das ist ja auch geschehen, z.B. hier im Hinblick auf die Bewertung des automatischen Abfahrens, was ja bei einigen Anlagen schon von vornherein geplant war, wie z.B. in Unterweser.

W. Ullrich (GRS):

Herr Frisch, es ist vielleicht von Interesse, eine Auflistung zu geben, welche Systeme man braucht, wenn man wieder von der Katastrophe Kernschmelzen wegkommen will, beim Störfall oder Unfall Speisewasserversagen oder -ausfall. Sie sagten, 100 min hat man Zeit. Es existiert ein Zwei-Phasengemisch, und die Kühlung im Kern ist nicht mehr optimal. Welche Systeme müssen Sie zuschalten, um nachher von einer sehr kritischen Situation wieder in eine beherrschbare Situation umzulenken, und zwar sowohl für die Primär- als auch für die Sekundärseite?

W. Frisch (GRS):

Um es auf einen einfachen Nenner zu bringen: Ich muß Speisewasser in der Menge zuführen können, um die Nachwärme, die ja zu dieser Zeit schon relativ niedrig ist, abzuführen, d.h., ein Strang des Notspeisewassersystems würde ausreichen. Ein Strang des Notstandssystems würde auch ausreichen, um die Nachwärme abzuführen und langfristig eine Reduzierung des Primärdrucks und der Primärtemperatur herbeizuführen und dann in den Nachkühlbetrieb überzugehen. Wir haben ja bisher angenommen, daß wir bei Transienten nicht abfahren, brauchen also deshalb die Langzeitspeisewasserversorgung. Als Alternative kann man hier langfristig natürlich das Abfahren mit in die Betrachtungen einbeziehen, auch nach einem solchen Vorgang, bei dem über längere Zeit die Notspeisewasserversorgung versagt hatte. Aber ich benötige, zumindest bei den jetzigen Konzepten, die Wärmeabfuhr über die Sekundärseite über längere Zeiten.

L.F. Franzen (GRS):

Herr Ullrich, darf ich vielleicht eine kleine Anmerkung im Zusammenhang mit Ihrem Beitrag anschließen? Sie hatten in einem Nebensatz mehr oder weniger unbewußt einen falschen Zungenschlag in die Diskussion eingebracht, nämlich Kernschmelzfall gleich Katastrophe. Wir hatten gerade als eines der wesentlichen Ergebnisse festhalten wollen, daß dies nur unter ganz bestimmten einschränkenden Bedingungen der Fall ist.

A. Halmy (TÜV Rheinland):

Meine Frage betrifft das Verhalten der Sicherheitsventile, die sowohl auf der Sekundärseite als auch auf der Primärseite wesentliche Bedeutung für den Störfallverlauf haben. Sie haben in Ihren Fehlerbäumen gezeigt, daß Sie sowohl das Verhalten bei Nichtöffnen als auch bei Nichtschließen im Rahmen der vorgege-

benen Bandbreite betrachtet hatten. Sicherheitsventile schließen meistens bei zu niedrigem Druck verspätet, also bei einem Druckwert, der möglicherweise den Gültigkeitsbereich Ihres ALMOD-Modells schon verläßt, weil im Primärkreis sehr starke Separationseffekte und damit Störungen im Naturumlauf auftreten. Der Störfall wird aber nicht in ein kleines Leck geleitet, da der Primärkreis wieder dicht geschlossen wird. Vielleicht können die Kollegen von der Zuverlässigkeitstechnik, Dr. Lindauer und Dr. Hörtner, auch etwas dazu beitragen, ob sie solche Fälle von der Wahrscheinlichkeit her ausschließen können bzw. ob diese nicht im Rahmen einer solchen Studie behandelt werden müssen.

W. Frisch (GRS):

Wenn Sie der Aspekt Wahrscheinlichkeit besonders interessiert, so werde ich die Frage gern weiterleiten. Was den Verlauf der Transiente angeht, muß man hier sagen, wenn man diese Überlegungen anstellt - zeitweiliges Versagen eines Systems -, dann kommen wir in ein sehr weites Spektrum von zu analysierenden Fällen. In der Phase B soll dieser Gesichtspunkt berücksichtigt werden, denn das zeitweilige Versagen muß nicht unbedingt durch das dauernde Versagen abgedeckt sein. Auf die Konservativität, daß der dauernde Ausfall den zeitweiligen Ausfall abdeckt, werden auch die wesentlichen Systeme in der Phase B noch untersucht.

E. Lindauer (GRS):

Es ist nicht ganz einfach, etwas dazu zu sagen. Wichtiger ist der Aspekt der Wirksamkeit. Es ist richtig, daß der teilweise Ausfall nicht immer durch den vollständigen Ausfall abgedeckt wird. Speziell bei Sicherheits- und Entlastungsventilen könnte ich mir aber keinen Fall vorstellen, wo ein verzögertes Schließen in irgendeiner Weise schlimmer wäre als Nichtschließen. Verzögertes Schließen in Zeitbereichen von wenigen Minuten ist in allen Fällen gut abgedeckt durch das vollständige Offenbleiben. Diese Fälle sind ja mit untersucht worden. Zur Wahrscheinlichkeit stimme ich mit Ihnen überein, daß qualitativ verzögertes Schließen wahrscheinlich häufiger sein wird als völliges Offenbleiben. Genaue Daten haben wir für beide Fälle nicht. Und hier sind ja gerade Sie und wir - TÜV Rheinland, die GRS und der Rheinisch-Westfälische TÜV - dabei, Sicherheits- und Entlastungsventile in einem speziellen Projekt zu untersuchen. Ich meine aber, daß wir diese Fälle durch das Offenbleiben von Ventilen in der Risikostudie abgedeckt haben.

A. Halmy (TÜV Rheinland):

Jetzt muß ich mich auf mein Gedächtnis stützen. In dem grünen Bericht, meine ich, ist ausgeführt worden, daß die Versagenswahrscheinlichkeit für die Sicherheitsventile auf der Primärseite sowohl in Schließrichtung als auch in Öffnungsrichtung den gleichen Wert hat. Ist das richtig?

E. Lindauer (GRS):

Das ist nicht richtig. Es hängt davon ab, wieviel Ansteuerungen man hat, und ich muß dazu sagen, daß die Unterschiede zwischen Öffnen und Schließen weniger auf Beobachtung zurückgehen als auf das Modell, das wir angesetzt haben. Wir haben im wesentlichen angenommen, daß die Hauptarmaturen und die Vorsteuerarmaturen etwa vergleichbare Raten haben. Wenn Sie 3 Vorsteuerstränge haben, ist das Öffnen ungefähr um den Faktor 2 zuverlässiger, oder die Unzuverlässigkeit ist um den Faktor 2 geringer als das Schließen. In Schließrichtung kann entweder die Vorsteuerung oder das Hauptventil offen bleiben, wobei wir angesetzt haben, daß in der Regel nur ein Vorsteuerventil öffnet, nicht alle 3. Öffnen ist bei mehreren Vorsteuerungen günstiger als Schließen, weil in dem einen Fall UND, in dem anderen ODER auftritt. Man muß aber dazusagen, daß wir die Abschätzungen auf der Basis von Beobachtungen jener Anforderungen gemacht haben, bei denen es keine Ausfälle gegeben hat. Deswegen sind wir nicht in der Lage, statistisch sauber zu unterscheiden zwischen Vorsteuerung und Hauptventil. Wir haben uns mit dem Ansatz beholfen, daß sie etwa gleich zuverlässig sind.

A. Halmy (TÜV Rheinland):

Sie haben unsere Untersuchung bezüglich der Sicherheitsventile angedeutet. Nach unserer Meinung wird die Zuverlässigkeit für das Öffnungsverhalten in der Tat durch das Hauptventil bestimmt bzw. dessen maximale Nichtverfügbarkeit, weil die Vorsteuerung entsprechend gut ausgeführt ist - nicht zuletzt durch die Erfüllung der konventionellen Vorschriften und die 1v3-Ansteuerung. Meine Frage: Würden Sie als Konsequenz Ihrer Untersuchung auch befürworten, daß man die Ventile bezüglich Schließfunktion von der Zuverlässigkeit her ertüchtigen und dabei eine geringfügige Erniedrigung der Zuverlässigkeit in der Öffnungsfunktion akzeptieren sollte?

E. Lindauer (GRS):

Solche Schlußfolgerungen gehen auf jeden Fall über das hinaus, was wir an verlässlicher Basis im Moment haben. Ich hatte ja gesagt, daß wir auf der Basis von 0 Ausfällen operieren, und da wird es natürlich schwierig, die einzelnen Fälle gegeneinander abzuwägen. Ich meine, man muß sich die sicherheitstechnische Bedeutung im Fall "Öffnet nicht" oder "Schließt nicht" ansehen. Wenn es Fälle gibt, in denen die Schließfunktion genauso oder annähernd so wichtig ist wie die Öffnungsfunktion, dann ist es keine besonders gute Auslegung, dreifach redundant öffnen zu lassen und allen drei Vorsteuerungen die Möglichkeit zu geben, das Ventil offen zu lassen. Hier meine ich, daß man Konstruktionen, die die Zuverlässigkeit für Öffnen reduzieren, vorziehen sollte. Aber das hängt sehr stark vom jeweiligen Fall ab.

W. Frisch (GRS):

Man muß in diesen Fällen nicht das einzelne Ventil betrachten, sondern das gesamte System. Bezüglich der Schließfunktion ist

ja auch noch einiges zusätzlich in den Reaktoranlagen getan worden, nicht erst nach TMI. Ich erinnere nur an die nachgeschalteten Absperrventile nach den Abblaseventilen. Die Abblaseventile am Druckhalter sind die Ventile, die noch relativ häufig öffnen. Die Sicherheitsventile öffnen ja bei den meisten Störfällen überhaupt nicht. Bei den Abblaseventilen hat man eine Vorsorge getroffen, weil man die Schließfunktion weiter verbessern wollte, indem man ein zusätzliches Absperrventil eingebaut hat, was dann aufgrund bestimmter Kriterien schließt. Hier ist im Gesamtsystem schon etwas unternommen worden, um dem Mangel, den Sie eben angesprochen haben, zu begegnen.

H. Hörtner:

Ich wollte in genau dieselbe Kerbe schlagen. Man muß deutlich unterscheiden zwischen einerseits den Druckhalter-Abblaseventilen, die betrieblich durchaus schon angefordert wurden, auch in der deutschen Betriebserfahrung. Andererseits ist mir kein Fall bekannt, daß in der deutschen Betriebserfahrung bei Leistungsbetrieb Druckhalter-Sicherheitsventile angefordert wurden. Die Abblaseventile sind so konstruiert - Herr Frisch hat soeben auch darauf hingewiesen -, daß sie zuverlässig schließen. Dazu sind auch redundante Absperrmaßnahmen vorhanden, sowohl für das Hauptventil als auch für das Steuerventil. Die Sicherheitsventile sind hingegen vorgesehen, um ein Überdruckversagen des Primärkreises auf jeden Fall zu verhindern. Eine Anforderung der Sicherheitsventile wird nur sehr selten zu beobachten sein, insbesondere werden solche Anforderungen bei ATWS-Störfällen stattfinden. Wir haben in der Risikostudie für Nichtöffnen eines Abblaseventils einen Wert abgeschätzt, der im Bereich von etwa 10^{-1} pro Anforderung liegt, während für das Nichtschließen ein Wert von $3 \cdot 10^{-3}$ pro Anforderung verwendet wurde. Für die Sicherheitsventile liegen die Werte bei weitem nicht so weit auseinander, da haben wir einen Erwartungswert von 10^{-2} für das Nichtschließen und von $7 \cdot 10^{-3}$ für das Nichtöffnen angesetzt, weil im letzten Fall die Vorsteuerventile keine Rolle spielen.

ZUVERLÄSSIGKEIT UND BETRIEBSERFAHRUNGEN

E. Lindauer (GRS)

1. Einleitung

Im folgenden wird im einzelnen über 4 Schwerpunkte berichtet:

- Zuverlässigkeitskenngrößen,
- auslösende Ereignisse,
- "common mode"-Ausfälle,
- menschliches Verhalten.

Und zwar soll jeweils über Arbeiten und Ergebnisse der Phase A gesprochen werden, über weitere Absichten und vorhandene Probleme. Das Verhältnis von Ergebnissen zu offenen Fragen ist natürlich bei den einzelnen Punkten sehr unterschiedlich.

2. Zuverlässigkeitskenngrößen

2.1 Allgemeines

Unter Zuverlässigkeitskenngrößen sind im wesentlichen zu verstehen:

- die Wahrscheinlichkeit, mit der eine Komponente auf Anforderung versagt, z.B. eine Pumpe nicht startet,
- die Ausfallrate einer Komponente, d.h. die auf die Zeiteinheit bezogene Wahrscheinlichkeit, daß eine intakte Komponente ausfällt.

Die Ermittlung solcher Werte stand in Phase A im Vordergrund der Arbeiten zu Daten und Betriebserfahrungen. Der Grund dafür ist, daß diese Daten einerseits erst eine Basis für die Durchführung einer Risikostudie liefern und andererseits bei Beginn der Risikostudie nicht ausreichend abgesicherte Daten vorlagen, insbesondere kaum Vergleichsdaten aus Kernkraftwerkserfahrungen.

Für die Risikostudie muß daher das Ziel sein, eine solide Datenbasis zu schaffen und die Daten vor allem möglichst weitgehend durch Betriebserfahrungen aus Kernkraftwerken abzusichern. Es wurde daher die parallele Auswertung von Literatur und Betriebserfahrungen vorgenommen.

Die im folgenden dargestellten Ergebnisse beziehen sich im wesentlichen auf verfahrens- und elektrotechnische Komponenten. Umfangreiche Arbeiten wurden auch zur Leittechnik durchgeführt, auf die aus Zeitgründen in diesem Vortrag nicht eingegangen wird.

Bei den Literaturdaten wäre an sich anzustreben gewesen, aus einer technischen Bewertung der einzelnen Literaturangaben Daten abzuleiten, die für die in der Risikostudie betrachteten

Anwendungsfälle als zutreffend anzusehen sind. Dieser Weg erwies sich unseres Erachtens als nicht gangbar, weil in der Literatur in aller Regel die für eine solche Auswahl erforderlichen technischen Angaben fehlen. Die Festlegung der Daten wäre daher sehr stark von der subjektiven Bewertung des Bearbeiters abhängig und für einen Außenstehenden kaum nachvollziehbar.

Deshalb wurde ein anderer Weg gewählt; die Daten wurden so dargestellt, daß die in der Literatur vorgefundene Streuung voll wiedergegeben wird. Man muß die Konsequenz dieses Vorgehens klar nennen:

Bei den Daten aus der Literatur kann man nicht erwarten, daß sie das Verhalten gerade der in der Risikostudie auftretenden Komponenten beschreiben. Man kann aber erwarten - und das bestätigen die Auswertungen der Betriebserfahrungen -, daß die Literaturdaten relativ breite Bereiche aufspannen, durch die das in einem viel engeren Bereich streuende tatsächliche Komponentenverhalten einhüllend abgedeckt wird. Dieses Vorgehen schien uns auch deshalb angemessen, weil die parallele Auswertung von Betriebsdaten im nächsten Schritt eine objektiv belegbare Einengung dieser Bereiche erlaubt.

Für die Darstellung wurden logarithmische Normalverteilungen gewählt, die an die aus der Literatur gewonnenen Einzelwerte angepaßt wurden. Bild 1 stellt dies grafisch für die Ausfallrate für das Ereignis "Pumpe startet nicht" dar.

Die eingezeichneten Punkte sind die in der Literatur gefundenen Einzelwerte, die Kurve ist die angepaßte Verteilungsfunktion, die zu jeder Ausfallrate die Wahrscheinlichkeit angibt, daß die Verteilung kleinere Werte liefert als diesen. Zum Beispiel liegen ca. 58 % der Werte unter $1 \cdot 10^{-5}/h$ und ca. 94 % unter $5 \cdot 10^{-5}/h$. Man erkennt die relativ große Streuung der Daten. Der Bereich, in dem 90 % der Werte liegen, umfaßt ca. 1,5 Zehnerpotenzen.

Für die Berechnungen der Fehlerbäume werden solche Verteilungen so verwendet, daß die Streuung der Eingangsdaten sich voll in die Streuung der Ergebnisse fortpflanzt.

Es zeigt sich, daß die logarithmische Normalverteilung die gefundenen Werte im allgemeinen sehr gut dargestellt, das Bild zeigt allerdings eher einen Fall mit besonders schlechter Übereinstimmung. Besser fällt sie im Bild 2 aus.

Tatsächlich ist die genaue Wahl der Verteilung von untergeordneter Bedeutung. Angesichts der großen Streuung, die die Daten ohnehin aufweisen, ist die geringe Abweichung von der angepaßten Verteilung völlig unbedeutend. Auch die Frage, ob eine nach oben nicht beschränkte Verteilung, die also auch beliebig ungünstige Ausfallraten zuläßt, angemessen ist, ist quantitativ gesehen ohne besonderen Belang. Bei dem Meßumformer etwa (Bild 2) treten Ausfallraten, die mehr als eine Zehnerpotenz größer sind als der Erwartungswert, mit einer Wahrscheinlichkeit von weniger als 1 % auf, und diese Wahrscheinlichkeit sinkt sehr schnell, wenn man noch größere Werte betrachtet.

Auf diese Art wurden für die meisten der in der Risikostudie betrachteten Komponenten Verteilungen aus der Literatur ermittelt. Sie stellen ein Bein der in der Studie verwendeten Eingangsdaten dar.

2.2 Betriebserfahrungen

Das zweite, wichtigere Bein sind die Auswertungen von Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken. Sie wurden dadurch ermöglicht, daß die Betreiber der Anlagen Biblis und Stade, an die wir uns wandten, uns Zugang zu allen Unterlagen gewährten, die wir für diese Auswertungen benötigten. Ich möchte diese Gelegenheit wahrnehmen, hierfür zu danken. Die Auswertungen werden vor Ort durchgeführt, in Biblis von Mitarbeitern der GRS und in Stade von Mitarbeitern des TÜV Norddeutschland.

Wichtigstes Ziel dieser Auswertung war es, Daten zu erhalten, deren Anwendbarkeit für die Analysen der Risikostudie sichergestellt war. Daher wurden für die Auswertungen solche Systeme gewählt, die auch in den Analysen eine wesentliche Rolle spielten, und es wurden solche Größen ermittelt, die mit Eingangsdaten oder Zwischenergebnissen der Analysen unmittelbar vergleichbar sind.

An Systemen wurden betrachtet:

- Not- und Nachkühlssysteme,
- zugehörige nukleare Zwischen- und Nebenkühlkreisläufe,
- Notstromanlage,
- Gebäudeabschluß lufttechnischer Anlagen.

Als Unterlagen wurden herangezogen:

- die Protokolle der wiederkehrenden Prüfungen,
- die Dokumentation der Instandhaltungsarbeiten,

jeweils ergänzt durch Schichtbücher, Freischaltbücher etc.

Die wiederkehrenden Prüfungen eignen sich dafür, Ausfallwahrscheinlichkeiten pro Anforderung abzuleiten, denn die aufgetretenen Ausfälle lassen sich eindeutig einer definierten Anzahl von Anforderungen zuordnen.

Ausfallraten wurden aus der Dokumentation der Instandhaltungsunterlagen gewonnen, weil dabei auch die außerhalb von Prüfungen bemerkten Schäden berücksichtigt werden.

Auf die Durchführung der Auswertungen will ich nicht im einzelnen eingehen.

Die Ergebnisse werden in den nächsten Abbildungen mit den Werten verglichen, die für die Rechnungen der Risikostudie verwendet wurden. Die Berücksichtigung der Betriebserfahrungen in den Rechnungen war nicht in allen Fällen möglich, weil sie erst zu einem relativ späten Zeitpunkt vorlagen.

Bild 3 zeigt die Ausfallart "Pumpe startet nicht" für die Literaturwerte (unterer Balken) und die Betriebserfahrungen (oberer Balken) für jeweils den Bereich, in dem 90 % der Werte der Verteilung liegen; weiterhin ist der Erwartungswert markiert. Dargestellt sind unmittelbar vergleichbare Werte, nämlich die Ausfallraten für Pumpe mit Antrieb, Ansteuerung und Abzweig. Man sieht, daß die Erwartungswerte nahezu gleich sind, der Streubereich der Erfahrungswerte dagegen viel geringer ist. Die Darstellung gibt dies optisch nicht sehr eindrucksvoll wieder, es ist aber so, daß bei den Literaturwerten zwischen unterer und oberer Grenze des 90%-Bereiches ein Faktor 36 liegt, bei den Betriebserfahrungen dagegen nur ein Faktor 8.

Beim Versagen von Pumpen im Betrieb (Bild 4) erhält man wieder wesentlich geringere Streuungen, aber auch einen um den Faktor 3 geringeren Erwartungswert. Das kommt daher, daß es sich bei den in der Risikostudie betrachteten Pumpen um relativ niedrig belastete, überwiegend in Bereitschaft stehende Komponenten handelt, während die Literaturdaten in größerer Zahl betrieblich hoch belastete Pumpen beinhalten. Für diese Ausfallart ist es nicht angemessen, die gleiche Rate für verschiedene Arten von Pumpen zu verwenden.

Bei Motorarmaturen (Bild 5) ergeben sich nur vergleichsweise geringe Unterschiede zwischen den beiden Verteilungen. Dagegen stellen sich bei Rückschlagarmaturen erhebliche Unterschiede heraus. Tatsächlich wurde in ca. $2,5 \cdot 10^{-6}$ Betriebsstunden kein Ausfall der Art "öffnet nicht" beobachtet. Daraus läßt sich keine Ausfallrate angeben, sondern nur Vertrauensgrenzen dafür, daß diese Rate einen gewissen Wert nicht überschreitet. In Bild 6 sind die obere 95%-Vertrauensgrenze und statt des Erwartungswertes die 50%-Vertrauensgrenze angegeben. Man sieht, daß die Rate durch die Literaturwerte um ca. eine Größenordnung überschätzt wird. Die günstigeren Werte aus der Betriebserfahrung wurden in diesem Falle bereits in Fehlerbaumrechnungen berücksichtigt.

Bei der Ausfallart "schließt nicht" (Bild 7) wurde insgesamt ein Ausfall beobachtet. Das heißt, auch hier liefert die Betriebserfahrung einen um ca. eine Zehnerpotenz günstigeren Wert.

Bei Rückschlagarmaturen mit Motorantrieb (Bild 8) wurde ebenfalls nur ein Ausfall beobachtet. Schätzt man daraus eine Rate, so liegt sie im Bereich der Literaturwerte.

Bei Handarmaturen (Bild 9) wurden auch für den unten angegebenen Bereich außer Literaturwerten zusätzlich Zwischenergebnisse von Betriebserfahrungen herangezogen. Der obere Bereich, der allein aus den schließlich vorliegenden Betriebserfahrungen bestimmt wurde, ist auch hier enger und hat einen etwas geringeren Erwartungswert.

Bei Regelarmaturen (Bild 10) sind im Gegensatz zu den vorhergehenden Abbildungen nicht unmittelbar vergleichbare Größen gegenübergestellt. Die Literaturwerte gelten für die Armatur allein, während die 3 Werte aus der Betriebserfahrung auch die Regelung mit beinhalten, so daß hier eine höhere Rate zu erwarten

ten ist. Trotzdem fällt nur eine der 3 betrachteten Populationen aus dem aus der Literatur gewonnenen Bereich heraus.

Zusammenfassend kann man zu dem Vergleich von Literatur und Kernkraftwerkserfahrungen feststellen,

- daß die Werte der Betriebserfahrung weit weniger streuen,
- daß die Erwartungswerte etwa in 50 % der Fälle sehr gut übereinstimmen, und zwar gerade bei Ausfallarten, die für die quantitativen Ergebnisse der Fehlerbaumrechnungen von besonderer Bedeutung sind, wie "Pumpe startet nicht" und "Motorventil öffnet" oder "schließt" nicht,
- daß in den Fällen, wo wesentliche Abweichungen der Erwartungswerte auftraten, die Betriebserfahrungen günstigere Werte aufweisen.

Durch diese Auswertungen sind auch weitere Komponenten, für die kein unmittelbarer Vergleich mit der Literatur möglich ist, abgedeckt. So beinhalten die Werte für Pumpen und Motorantrieb jeweils auch Antrieb, Abzweige und Sicherungen. Da es für die Analysen nur auf die Summen dieser Raten ankommt, ist es unerheblich, daß die Raten nicht auf die einzelnen Betriebsmittel aufgeteilt wurden.

Auf eine Einschränkung solcher statistischen Auswertungen ist jedoch hinzuweisen. Sie sind durch den gegebenen Beobachtungsumfang begrenzt und decken daher nicht unbedingt seltene Ausreißer ab, z.B. wesentlich erhöhte Ausfallwahrscheinlichkeiten infolge von Auslegungsschwächen. Eine unerwartet hohe Ausfallwahrscheinlichkeit wurde bei einer Komponente ermittelt, nämlich dem Umschaltventil in der HD-Einspeiseleitung. Zumindest bei den Prüfungen schalteten die Armaturen in ca. einem von zehn Fällen nicht in der geforderten Zeit um, generelle Armaturendaten hätten eine wesentlich geringere Häufigkeit erwarten lassen. In den Analysen wurde der Wert aus den Betriebsauswertungen verwendet. Meines Erachtens können solche Einzelfälle nur dadurch berücksichtigt werden, daß Risikoabschätzungen von einer sorgfältigen Auswertung der Betriebserfahrungen begleitet werden, allgemein gültige Komponentendaten decken solche Fälle nicht ausreichend ab.

Außer diesen Vor-Ort-Auswertungen wurden weitere Betriebserfahrungen aus anderen Quellen ausgewertet, die hier nur erwähnt werden sollen, und zwar für

- Notstromdiesel: aus den Meldungen für besondere Vorkommnisse,
- Frischdampf-Schnellschlußschieber und Sicherheits-Ventile: aus der Anzahl der Anforderungen und Ausfälle,
- Streustäbe: aus den bisher aufgelaufenen Betriebszeiten,
- Generatorschalter: aus Angaben des Herstellers.

Es verbleibt nur eine relativ geringe Anzahl von Komponenten, für die die Daten im wesentlichen aus der Literatur beruhen. Gravierende Unsicherheiten bezüglich der Ergebnisse der Analysen erwachsen daraus nicht, weil die Auswertungen der Betriebs-

erfahrungen in Phase A sich auf die Komponenten konzentrierten, die für die Analysen von besonderer Bedeutung sind. Zu den meisten dieser Komponenten liegen Erfahrungen vor, die in der Phase B ausgewertet werden können.

Auf Reparaturzeiten von Komponenten und Unverfügbarkeiten von Teilsträngen infolge Wartung und Inspektion, für die ebenfalls Betriebsauswertungen vorgenommen wurden, soll hier nicht weiter eingegangen werden, weil diese Punkte erwartungsgemäß für die Ergebnisse der Analysen keine dominierende Rolle spielen. Wichtig ist jedoch die Ermittlung von Ausfallwahrscheinlichkeiten von Teilsträngen. Sie gibt die Möglichkeit, Zwischenergebnisse der Rechnungen auf einem höheren Systemniveau mit Betriebserfahrungen zu vergleichen. Die Ergebnisse zeigt Bild 11. Im Rahmen der statistischen Genauigkeit ist eine gute Übereinstimmung festzustellen, die berechneten Werte sind höher als die beobachteten. Daraus sollten meines Erachtens keine zu weitreichenden Schlüsse bezüglich der Konservativität der Rechnung gezogen werden, weil für den Vergleich Modellannahmen bezüglich des zeitlichen Verlaufs der Ausfallwahrscheinlichkeit gemacht werden müssen.

Insgesamt ist damit bezüglich der Zuverlässigkeitskenngrößen ein positives Resümee möglich:

- Die verwendeten Größen sind in großem Umfang durch Betriebserfahrungen abgesichert.
- Analysen und Betriebserfahrungen stimmen im ganzen gut überein.
- Soweit Abweichungen festgestellt wurden, sind die in der Analyse verwendeten Daten konservativ.
- Ungünstigere Werte als erwartet wurden nur in einem Fall beobachtet und in der Analyse berücksichtigt.

3. Auslösende Ereignisse

3.1 Kühlmittelerluststörfälle

Versucht man, Eintrittshäufigkeiten für Brüche am Primärkreis aus Rohrleitungsstatistiken abzuleiten, stößt man auf große Schwierigkeiten. Daraus lassen sich nur relativ grobe Abschätzungen vornehmen. Der Bereich in der Größenordnung von $10^{-3}/a$, der sich für kleine Lecks ergibt, erlaubt jedoch bereits einen Vergleich mit den vorhandenen Betriebserfahrungen kommerzieller Leichtwasserreaktoren. Je nachdem, wie strenge Anforderungen man an die Vollständigkeit der Dokumentation stellt, kann man zwischen 500 und 1000 Betriebsjahren zugrunde legen. Kühlmittelerluste traten dabei in unterschiedlichem Umfang auf, jedoch waren sie in allen Fällen weniger gravierend, als dies bei den Ereignisablaufanalysen der Risikostudie zugrunde gelegt wurde. Für die betrachteten Fälle kann man daher als obere Abschätzungen einen Wert von etwa $2 \cdot 10^{-3}/a$ ableiten. Die für die Risikostudie verwendete Verteilung mit dem 90-%-Bereich von $10^{-2}/a$ bis $10^{-4}/a$ hat einen Erwartungswert von $2,7 \cdot 10^{-3}/a$.

Die Betriebserfahrung belegt damit, daß die Eintrittshäufigkeit kleiner Lecks durch die verwendeten Werte mit hoher Wahrscheinlichkeit nicht unterschätzt wird.

Für mittlere und große Lecks wurden um den Faktor 3 bzw. 10 geringere Eintrittshäufigkeiten angesetzt. Diese Werte sind weniger gut belegbar als die für die kleinen Lecks. Die vorhandenen Betriebsjahre reichen für die Beurteilung so geringer Häufigkeiten nicht aus. Für die Ergebnisse der Risikostudie ist dies nicht von gravierender Bedeutung, weil diese Störfälle auch unabhängig von der Eintrittshäufigkeit einen wesentlich geringeren Risikobeitrag liefern als das kleine Leck.

Insgesamt ist festzustellen, daß eine bessere Absicherung der Eintrittshäufigkeiten von Kühlmittelverluststörfällen wünschenswert ist. Die Voraussetzungen hierzu sind jedoch ungünstig, so daß wesentliche Fortschritte auch in der Phase B kaum zu erwarten sind.

Für das kleine Leck am Druckhalter konnte aus der Betriebserfahrung nur die Häufigkeit des Öffnens des Ventils zu 0,5/a abgeschätzt werden. Die Wahrscheinlichkeit, daß das Ventil nicht schließt und auch das Absperrventil in der Abblaseleitung weder automatisch noch von Hand geschlossen wird, wurde durch Fehlerbaumanalysen ermittelt, weil ausreichend übertragbare Betriebserfahrungen hierzu fehlen.

3.2 Transienten

Bei den Transienten basiert die Ermittlung der Häufigkeit des Ausfalls der Hauptspeisewasserversorgung auf Betriebserfahrungen, ebenso die für Verblocken der Umleitstation. Für ATWS-Transienten konnte natürlich nur die Häufigkeit der Transienten, nicht jedoch die für den Ausfall der Schnellabschaltung aus der Betriebserfahrung abgeleitet werden. Die Eintrittshäufigkeit des Notstromfalles beruht im wesentlichen auf Fehlerbaumanalysen, einmal, weil sie von anlagenspezifischen Gegebenheiten abhängig ist, aber auch, weil nicht ausreichend statistische Unterlagen vorlagen. Angesichts des relativ großen Risikobeitrags des Notstromfalles ist hier eine verstärkte Auswertung von Erfahrungsdaten in der Phase B vorgesehen.

Generell wird die Untersuchung aufgetretener Transienten einen Schwerpunkt der Auswertungen in Phase B darstellen. Neben der Eintrittshäufigkeit soll dabei vor allem auch der weitere Ablauf detaillierter beschrieben werden, um z.B. den Einsatz von Betriebssystemen und auch die Reaktion des Betriebspersonals realistischer zu berücksichtigen. Entsprechende Arbeiten wurden bereits begonnen.

4. "Common mode"-Ausfälle

Ich möchte mich hier nur zur statistischen Seite der "common mode"-Problematik äußern, zu den systemanalytischen Aspekten hat Dr. Hörtnner bereits einige Ausführungen gemacht.

"Common mode"-Ausfälle sind statistisch fast nicht erfaßt, weil eine Wiederholung dieser Art nicht akzeptabel ist. Man beugt ihnen mit umfangreichen Maßnahmen vor und beseitigt ihre Ursachen, wenn sie trotzdem auftreten. Die Möglichkeit, gleichartige Ereignisse zu zählen, ist damit praktisch nicht gegeben.

Auf der anderen Seite treten "common mode"-Ausfälle auf, in jüngerer Zeit etwa beim Schnellabschaltsystem in Browns Ferry oder an Entlastungsventilen in Würgassen. Die Frage ist nur, wie solche Erfahrungen auf andere Anlagen zu übertragen sind. Schätzt man z.B. aus dem Ereignis in Browns Ferry eine "common mode"-Rate für Schnellabschaltsysteme ab, dann ist nicht einsichtig, warum diese Rate auf völlig anders aufgebaute Schnellabschaltsysteme anwendbar sein sollte, oder auch auf das von Browns Ferry, wenn die Ursache beseitigt ist.

Damit ist deutlich, daß jede Prognose über die Wahrscheinlichkeit von "common mode"-Ausfällen für ein bestimmtes System mit einer großen Irrtumswahrscheinlichkeit behaftet ist. Viel einfacher - wenn auch immer noch schwierig genug - ist es, den "common mode"-Einfluß in der Vergangenheit zu beschreiben. Verwendet man dies als Abschätzung für den "common mode"-Einfluß, der in der Zukunft auftreten kann, dann ist das sicherlich eine vernünftige Extrapolation. Man kann dann erwarten, daß der Einfluß von "common mode"-Ausfällen insgesamt in etwa richtig beschrieben ist, auch wenn die Prognose für jedes einzelne System relativ unsicher ist. Dieser Überlegung entspricht das Vorgehen in den Analysen der Risikostudie.

In allen Fällen, in denen in der Vergangenheit Ausfälle aus einer Ursache auftraten, die mehrere Komponenten betreffen konnte, wurden in den Analysen "common mode"-Ausfälle unterstellt. Herangezogen wurden nur die Fälle, die bei der Referenzanlage technisch möglich gewesen wären. Ob eine Wiederholung des speziellen Einzelfalles möglich ist, ist bei dieser Betrachtungsweise unerheblich.

Als Beispiel wurde etwa bei Dieseln der Fall einer Verschlechterung der Kühlung durch Ablagerungen im Kühlsystem zur Abschätzung mit herangezogen. Dagegen wurden Ausfälle, die auf eine Vermaschung der Redundanzen zurückgingen, wie sie bei der Referenzanlage nicht gegeben sind, unberücksichtigt gelassen.

Das Beispiel zeigt eine weitere Schwierigkeit bei der Abschätzung von "common mode"-Wahrscheinlichkeiten, nämlich die statistische Unsicherheit. Die Verschlechterung der Kühlung führte tatsächlich nur zum Ausfall einer einzelnen Maschine. Die Wahrscheinlichkeit, daß bei einer echten Anforderung auch redundante Aggregate aus derselben Ursache in einem engen Zeitraum ausfallen, ist kaum zuverlässig abzuschätzen.

Außer bei den Dieseln wurden "common mode"-Ausfälle betrachtet, bei

- Nachkühlpumpen,
- Relais,
- Meßumformern,
- Meßkanalgruppen infolge von Fehljustierungen.

Eine Möglichkeit der Verbesserung der "common mode"-Daten ist durch obere Abschätzungen gegeben. Zum Beispiel kann man den Wert für Fehlkalibrierung prüfen, indem man eine so große Zahl von Meßkanalprüfungen auswertet, daß dabei nach der unterstellten Wahrscheinlichkeit mehrere Fehlkalibrierungen zu erwarten gewesen wären. Solche Auswertungen sind für die Phase B vorgesehen. Begrenzend ist hier der sehr große Aufwand, der zur Überprüfung jedes einzelnen Wertes zu treiben ist.

5. Menschliches Verhalten

Die quantitative Beschreibung menschlichen Verhaltens ist ohne Zweifel die komplizierteste Aufgabe bei der Durchführung einer Risikostudie. Die wichtigsten Schwierigkeiten sind:

- Menschliches Verhalten ist komplex, es läßt sich nicht ohne weiteres in eine Summe einzelner Elemente aufteilen, die jeweils durch eine Zahl charakterisiert werden können.
- Auch wo dies möglich ist - z.B. eine definierte Aktion wird ausgeführt oder nicht -, sind die vorhandenen Daten spärlich.

In der Risikostudie wurde eine vereinfachte Beschreibung des menschlichen Verhaltens angewandt, und zwar wurden im wesentlichen nur geplante Eingriffe betrachtet, wie sie im Betriebsbuch vorgesehen sind, und hierfür die Wahrscheinlichkeit abgeschätzt, daß sie nicht angemessen ausgeführt werden. Die Möglichkeit, daß noch andere Maßnahmen nach eigener Beurteilung ergriffen werden, wird damit nicht berücksichtigt. Ohne Frage ist dies eine sehr wesentliche Einschränkung.

Die Daten zur Abschätzung menschlichen Fehlverhaltens wurden weitgehend aus WASH-1400 und der AIPA-Studie übernommen. Eigene statistische Auswertungen zur Wahrscheinlichkeit menschlichen Fehlverhaltens wurden nicht durchgeführt. Der Grund dafür ist, daß unmittelbar verwertbare Dokumentationen hierfür nicht existieren. Zwar sind einzelne Fälle dokumentiert, bei denen menschliches Fehlverhalten zu irgendeinem Schaden geführt hat, in der Regel ist aber unbekannt, auf welche Gesamtzahl von Handlungen dies zu beziehen ist. Daher ist es schwierig, Angaben der folgenden Art zu ermitteln: Von 100 Fällen, in denen eine bestimmte Handlung erforderlich ist, wird sie in x Fällen nicht oder falsch ausgeführt.

Auswertungen dieser Art sind für die Phase B daher auch nicht vorgesehen. Andererseits liefert die vereinfachte Analyse der Phase A das Ergebnis, daß menschliches Fehlverhalten einen erheblichen Risikobeitrag liefert. Eine Verfeinerung der Analyse ist deshalb erforderlich. Wir halten hierfür das folgende Vorgehen für erfolgversprechend:

Bei der Diskussion der auslösenden Ereignisse sagte ich bereits, daß wir begonnen haben, den Ablauf von tatsächlich aufgetretenen Transienten zu untersuchen. Dies betrifft alle ungeplanten Leistungsänderungen in drei DWR-Anlagen. Soweit dabei menschl-

ches Fehlverhalten eine Rolle gespielt hat, wird dies mit erfaßt. Das kann unterschiedliche Fehlhandlungen betreffen:

- Die Transiente kann durch eine Fehlhandlung ausgelöst werden.
- Fehler, die bereits früher, z.B. bei der Instandhaltung gemacht wurden, können sich bei der Transiente auswirken.
- Es kann unangemessen auf den Ablauf reagiert werden.

Solche Untersuchungen geben zum einen einen qualitativen Einblick in die Art von Handlungen, die tatsächlich auftreten. Das heißt, die Betrachtung wird nicht von vornherein auf vorgeschriebene Aktionen eingeengt. Soweit die Statistik ausreicht, sind auch quantitative Angaben möglich. Sie sind auf die aufgetretenen Transienten bezogen, also in der Art: Bei einem bestimmten Anteil einer Art von Transienten spielen Fehlhandlungen einer gewissen Art eine Rolle.

Bezüglich der quantitativen Ergebnisse einer solchen Untersuchung sollten die Erwartungen nicht zu hoch gespannt werden. Die Statistik ist begrenzt, weil deutliches Fehlverhalten natürlich selten ist und sehr schwere Störungen, wie sie in einer Risikostudie im Vordergrund stehen, nicht auftraten. Trotzdem halten wir dieses Vorgehen für das angemessenste, um unsere Kenntnisse auf diesem schwierigen Gebiet zu verbessern.

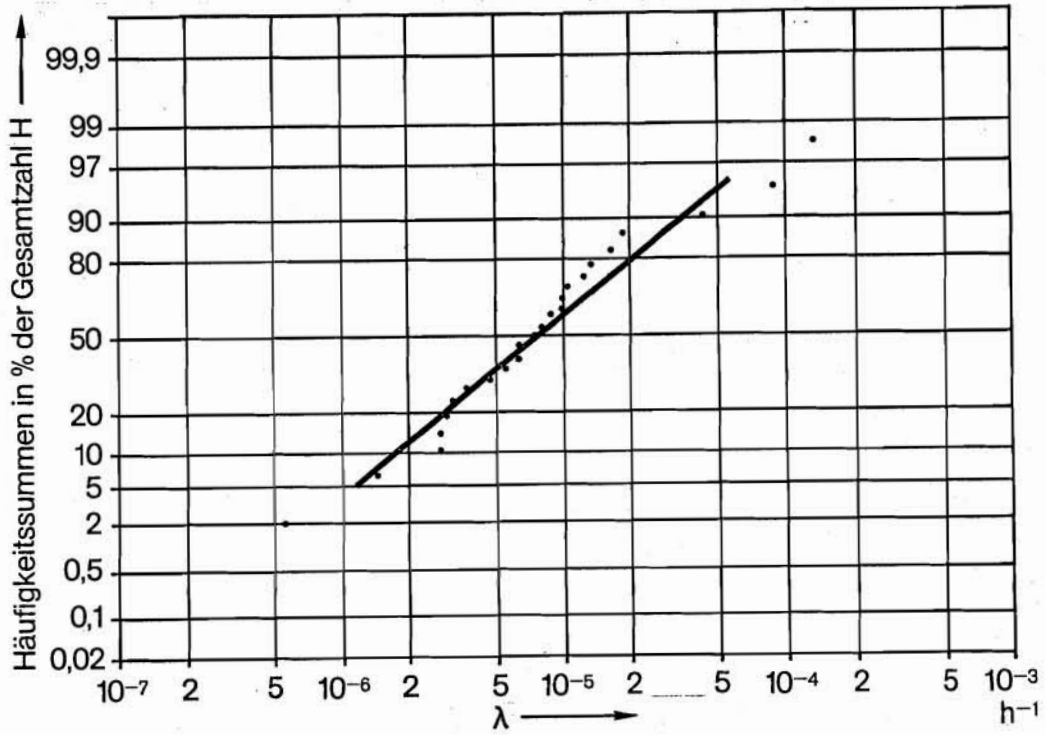


Bild 1:
Pumpe, Startversagen

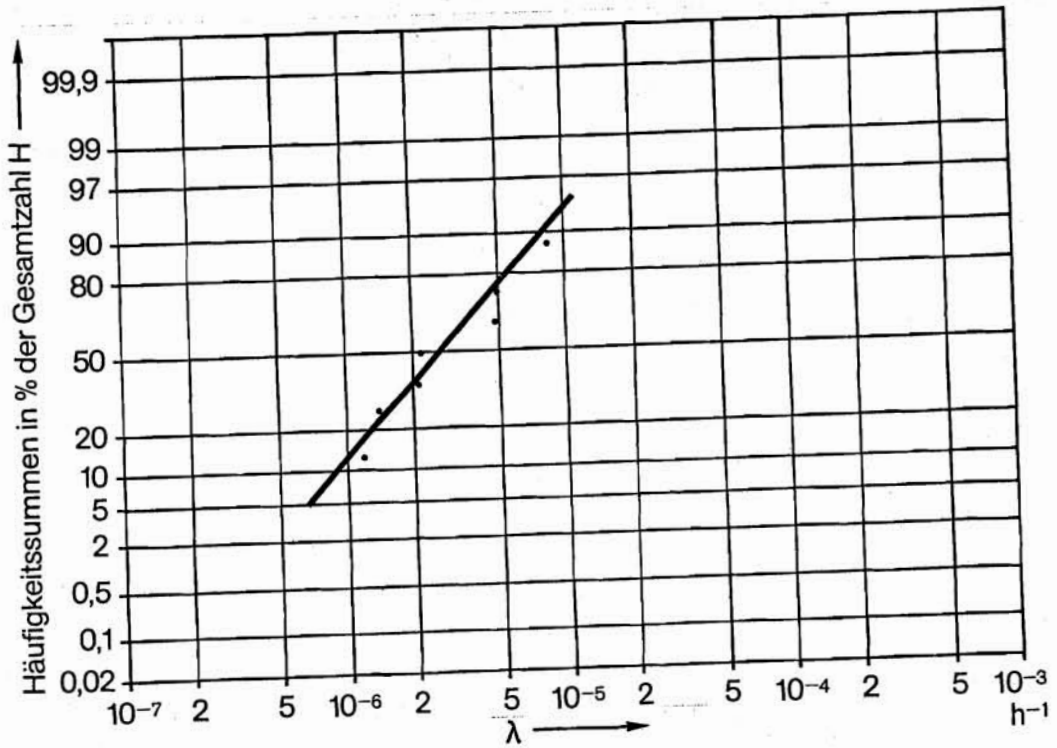


Bild 2:
Meßumformer mit Bartonzelle

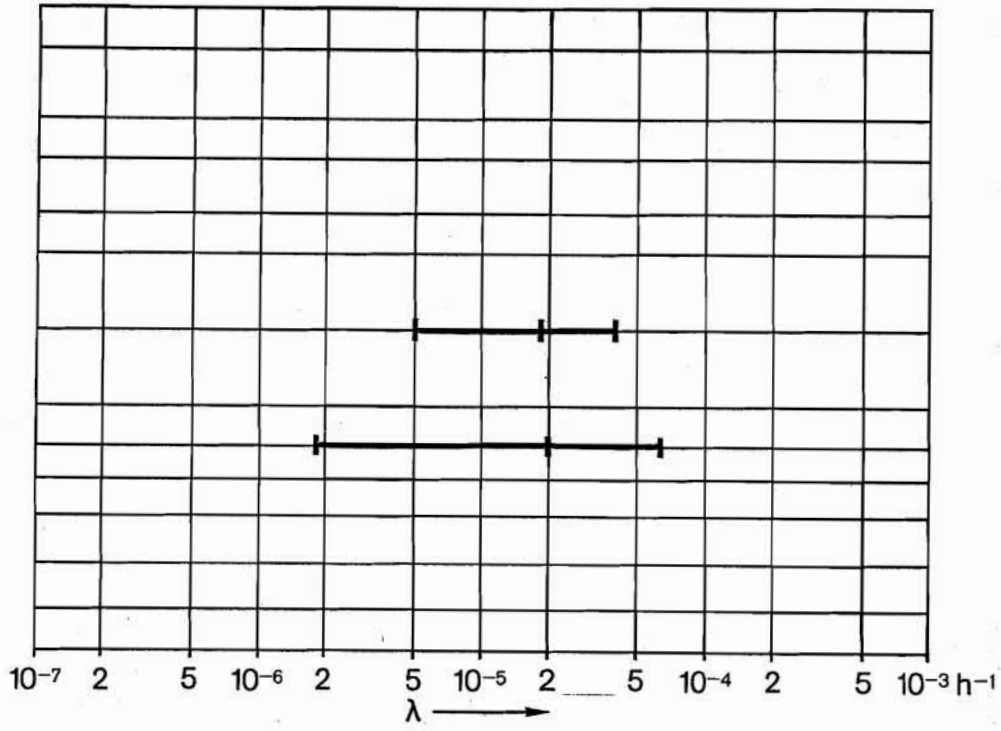


Bild 3:
Pumpe, Startversagen

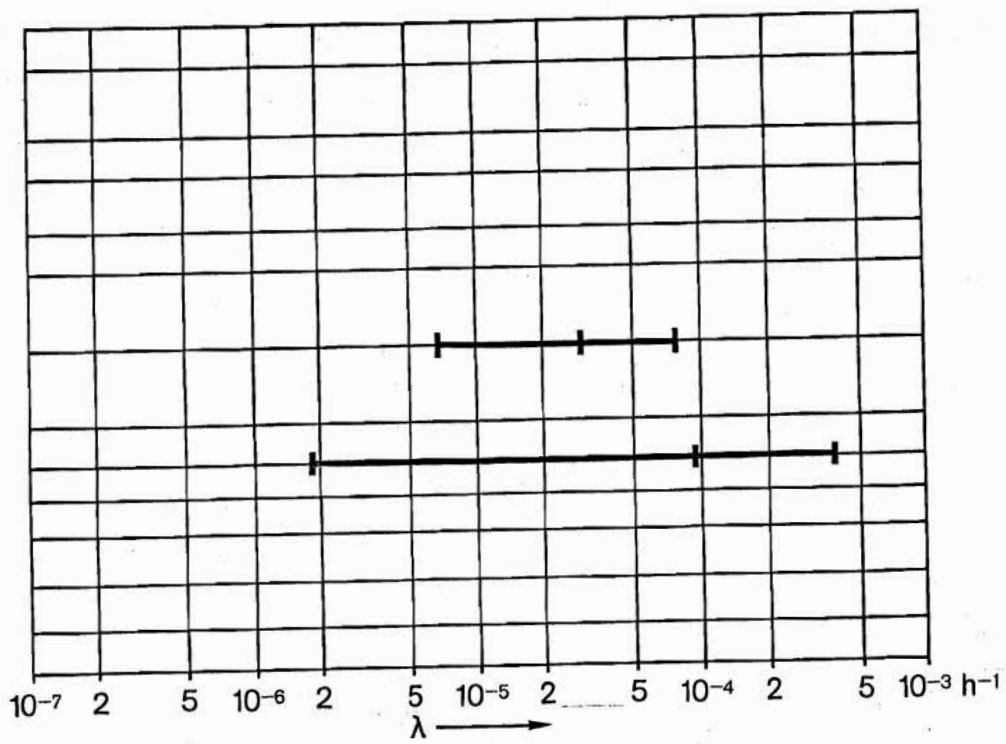


Bild 4:
Pumpe, Betriebsversagen

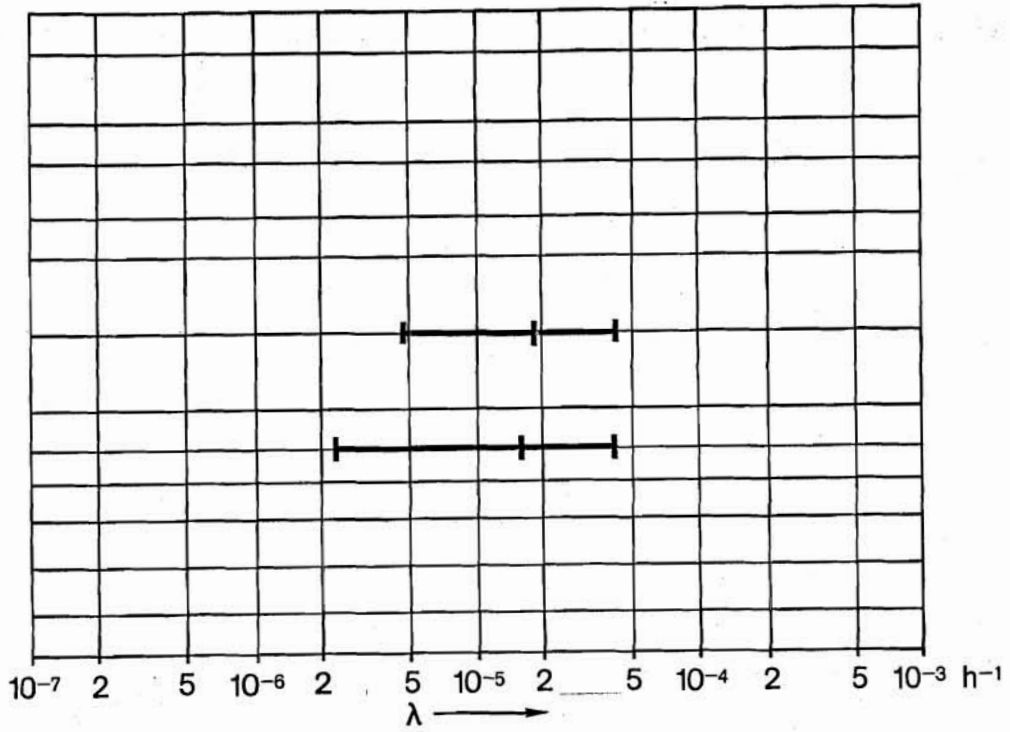


Bild 5:

Motorarmatur, öffnet oder schließt nicht

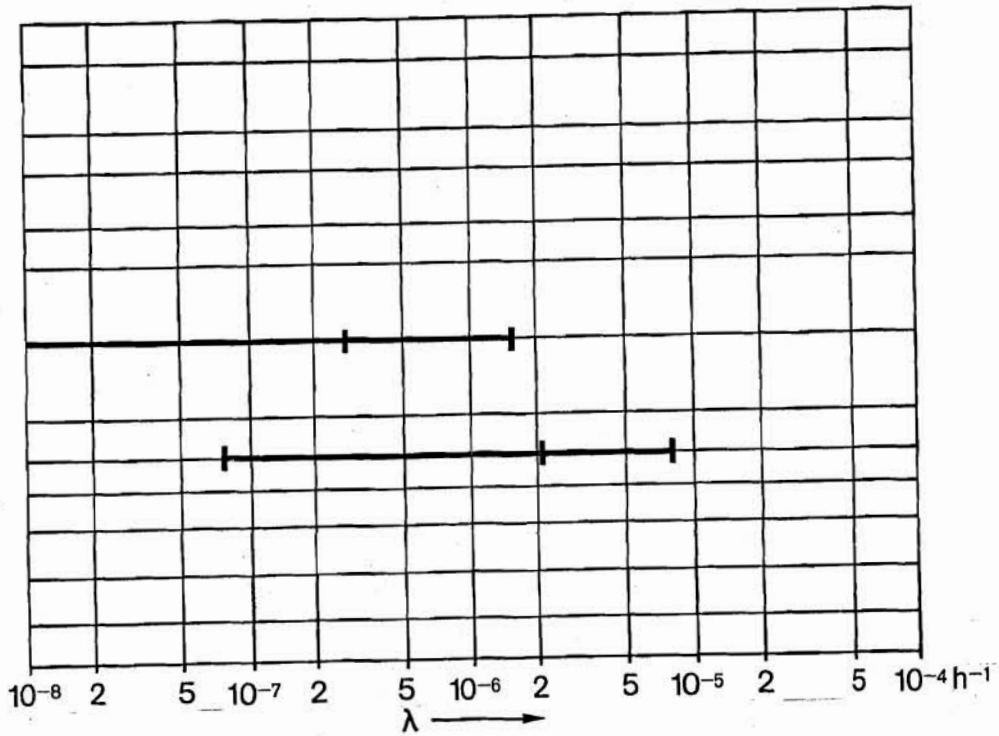


Bild 6:

Rückschlagarmatur öffnet nicht

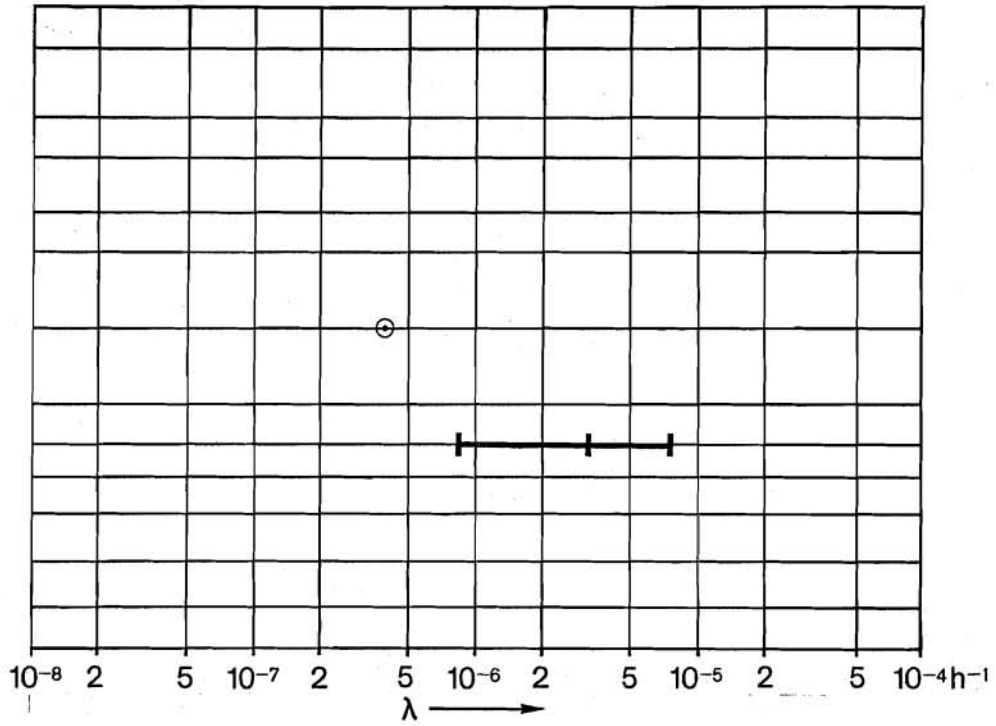


Bild 7:
Rückschlagarmatur schließt nicht

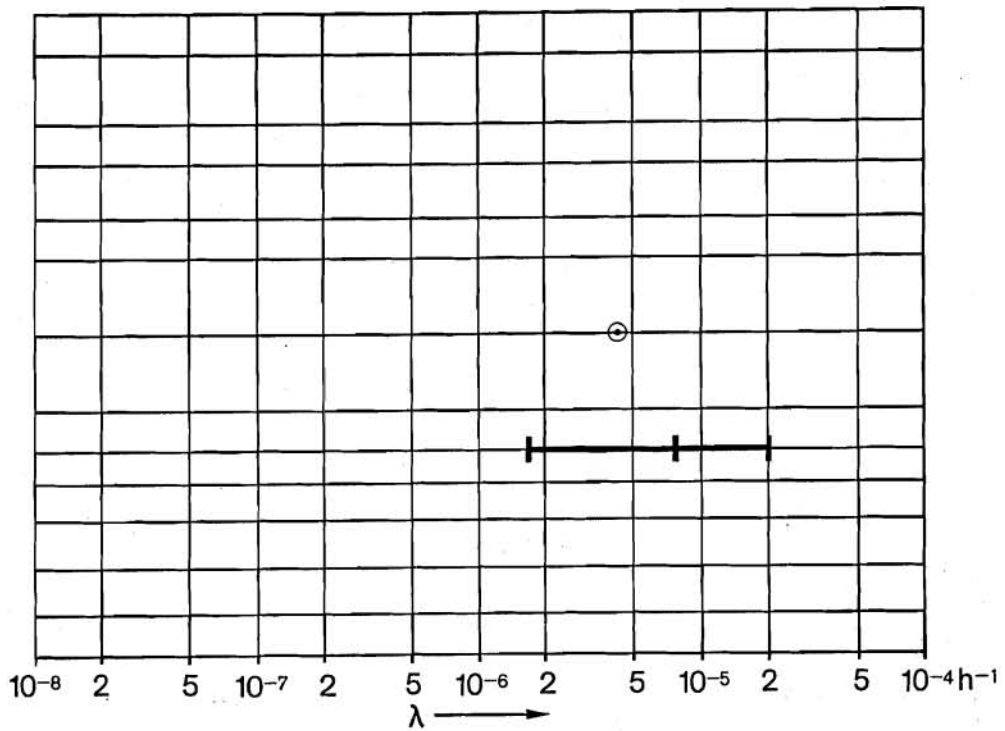


Bild 8:
Rückschlagarmatur mit Motorantrieb schließt nicht

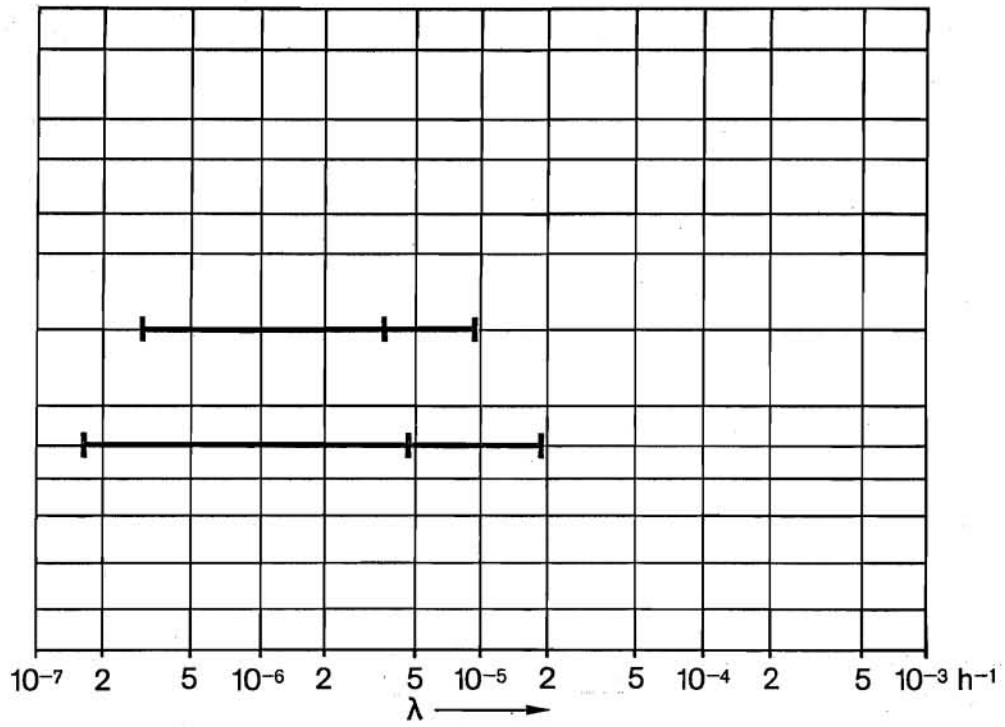


Bild 9:
Handarmatur

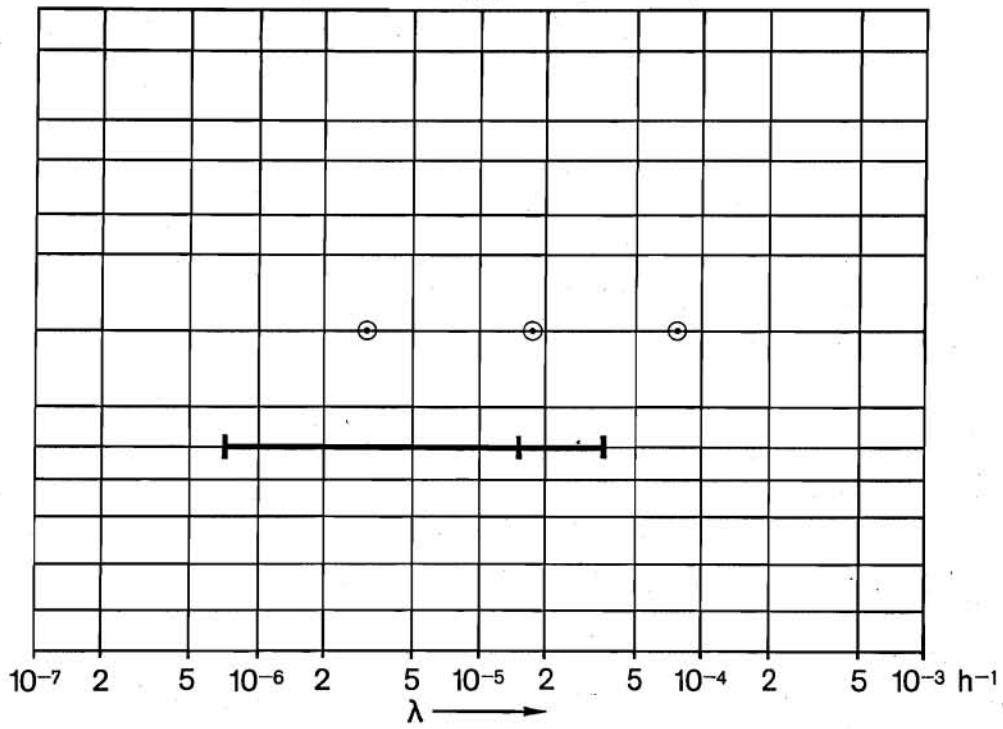


Bild 10:
Regelarmatur

	Erfahrung	Rechnung
HD-Einspeisung	8×10^{-3}	1.6×10^{-2}
ND-Fluten	8×10^{-3}	1.6×10^{-2}
ND-Sumpfbetrieb	1.6×10^{-2}	2.4×10^{-2}
Zwischenkühlstrang	8×10^{-3}	1.8×10^{-2}
Nebenkühlstrang	1×10^{-2}	1.6×10^{-2}

Bild 11:

Beobachtete und berechnete Ausfallwahrscheinlichkeiten

DISKUSSION ZUM VORTRAG LINDAUER

W. Hübschmann (KfK):

Herr Lindauer, meine erste Frage bezieht sich auf die Übertragbarkeit der Erfahrung, die aus der Literaturlauswertung stammt, die Übertragung aus ganz anderen technischen Bereichen auf kerntechnische Komponenten. In den meisten Fällen haben Sie doch die Ergebnisse aus der Literaturlauswertung mit Betriebserfahrungen verglichen. Und da zeigen sich manchmal ganz erhebliche Unterschiede, insofern als die Komponenten für kerntechnische Anlagen doch wesentlich zuverlässiger sind. An welchen Punkten mußten Sie sich nun auf eine Literaturlauswertung beschränken? Gibt es noch sensitive Punkte, wo gewisse Verbesserungen in der Phase B zu erwarten sind?

Kann man das Problem der konstruktiven Verbesserungen auch mit in eine solche Analyse einarbeiten? Häufiger beobachtete Fehler will man im allgemeinen verringern. Eine Pumpe z.B., die jedes halbe Jahr nicht anspringen will, wird man konstruktiv verbessern. Es ist natürlich sehr schwer, seine Statistik entsprechend aufzumöbeln, aber üblicherweise werden Komponenten, die häufiger ausfallen, verbessert und fallen dann eben seltener aus. Gibt es irgend einen Weg, dies zu berücksichtigen?

E. Lindauer (GRS):

Zu der ersten Frage: Ich hatte schon gesagt, daß unser Ziel natürlich war, möglichst die Komponenten mit Betriebserfahrung zu belegen, die für die Analysen eine wesentliche Rolle spielen. Das sind z.B. Pumpen, das Startversagen, Motorarmaturen. Ich glaube, da haben wir überall ziemlich gute Belege aus der Betriebserfahrung, so daß nur eine geringe Anzahl von Komponenten wirklich offen ist. Ich habe sie abschließend zusammengestellt und kann sie Ihnen vorlesen: Es sind Magnetventile, pneumatische Ventile, die Rohrleitungen, die nur für den Kühlmittelverlust eine Rolle spielen, in den sonstigen Analysen praktisch nicht, weil immer aktive Komponenten mit viel höherer Ausfallwahrscheinlichkeit da sind, ferner Leistungsschalter, Dichtungen, Schütze und Transformatoren. In all diesen Fällen bin ich der Ansicht, daß das für die Ergebnisse der Studie keinen großen Einfluß haben wird. Ich würde sagen, daß die Komponentendaten an sich kein großes Problem mehr sind für die Genauigkeiten, die man für eine Risikostudie braucht. Wir haben andere Fälle, wo wir gerne genauer wissen wollten, wie es mit den Ausfallarten aussieht. Zum Beispiel hatten wir heute morgen die Entlastungsventile angesprochen. Dort gibt es eine obere Abschätzung - oder etwas, was wir für eine obere Abschätzung halten -, was auf Betriebserfahrung basiert, aber in relativ geringem Umfang. Nun ist kürzlich ein Ausfall von Entlastungsventilen aufgetreten, den wir natürlich noch nicht berücksichtigt hatten. Solche Fälle gibt es, und wir haben angefangen, Untersuchungen darüber anzustellen, die dann auf einer etwas größeren Basis stehen. Generell würde ich sagen - natürlich ist dieses oder jenes zu verbessern -, die Zuverlässigkeitskenngrößen für Komponenten sind für eine Risikostudie meiner Ansicht nach nicht mehr das große Problem.

Die zweite Frage: Konstruktive Verbesserungen sollten wir, glaube ich, nicht explizit berücksichtigen. Wenn irgendeine Komponente konstruktiv schlecht ist, dann geht dies in die Auswertungen und das Ergebnis ein. Das trägt zur Streuung der Daten etwas bei. Dahinter steht die Überlegung, daß es konstruktiv schlechte Komponenten auch in Zukunft geben wird. Das heißt, solche Dinge sollte man nicht eliminieren, denn es betrifft ja nur den einen Fall. Insgesamt muß man eine Datenbasis haben, die auch dem Rechnung trägt, daß Komponenten unterschiedlich sind, auch Konstruktions- oder Auslegungsschwächen aufweisen.

W. Bastl (GRS):

Ich möchte noch zur Berücksichtigung von reparierten Komponenten oder Ausreißern in der Konstruktion kurz folgendes bemerken: Ich glaube, es ist schon richtig, wenn man diese in der Statistik beläßt. Man muß letztlich auch bedenken, daß jede Neukonstruktion unter Umständen wieder neue Probleme bringen kann, einen Fehler vielleicht beseitigt, einen neuen aber möglicherweise bringt, und daß wir in der Statistik zweifellos nur mit Mittelwerten arbeiten. Man hofft dann, daß über eine entsprechend große Population - das ist hier offensichtlich das Problem - sich die Effekte herausmitteln.

G. Amon (TÜV Bayern):

Zu der von Ihnen angeführten erhöhten Ausfallrate bei Umschaltarmaturen möchte ich bemerken, daß es aus unserer Sicht nicht zweifelsfrei erwiesen ist, daß diese Ausfallrate durch die Armatur selbst bedingt ist. Vielmehr besteht durchaus auch die Möglichkeit, daß im Prüfverfahren gewisse Unzulänglichkeiten vorhanden sind, die diese verzögerte Umschaltzeit der Armatur erscheinen ließen.

E. Lindauer (GRS):

Diese Möglichkeit können wir auch nicht ganz ausschließen. Wir hatten ja darüber schon Kontakt miteinander. Natürlich werden die beobachteten Ausfälle diskutiert. Das heißt, es ist die Frage, ob es sich tatsächlich um einen Ausfall handelt oder das Versagen in Wirklichkeit auf die Prüfung oder andere Dinge, die das Verhalten der Armatur beeinflussen, zurückgeht. Wir haben das sehr ausführlich mit dem RWE diskutiert und haben seinerzeit zu keiner einheitlichen Meinung gelangen können. Man war dort der Ansicht, daß das eine Frage der Prüfdurchführung ist. Uns war das letztlich nicht einleuchtend. Wir waren nämlich der Meinung, daß - mit einer relativ hohen Wahrscheinlichkeit - die Armaturen auch im Anforderungsfall das gleiche Verhalten zeigen würden, denn die Prüfung ist dem Anforderungsfall relativ ähnlich. Es wird ein Querschnitt geöffnet, durch den es eine Entlastung gibt und etwas anderes sieht nach unserer Ansicht die Armatur im Störfall auch nicht. Daß das nicht ganz zu Ende geklärt ist, darin stimme ich mit Ihnen überein. Wir haben den ungünstigsten Fall unterstellt, daß das auch in der Anforderung so sein wird.

T. Himmel (BMI):

Ich möchte eine Sachfrage stellen. Es ist bekannt geworden, daß bei der Durchführung der Referenzstudie Biblis B an der Anlage dann einfach als Ergebnis oder Zwischenergebnis der Studie eine Reihe von Verbesserungen vorgenommen worden sind. Ich glaube, die Zahl zwischen 25 und 40 oder gar 70 wurde gelegentlich genannt. Jetzt würde mich interessieren, sind in die Ergebnisse der Studie nun die Zustände vor der Verbesserung oder nach der Verbesserung eingeflossen?

E. Lindauer (GRS):

Die Frage richtet sich nicht eigentlich an mich, denn die Datenbasis ist dadurch nicht betroffen. Die Eigenschaften von Komponenten haben sich nicht geändert, sondern das ist eine Frage an die Durchführung der Systemanalysen. Ich hoffe aber, die Frage doch richtig beantworten zu können. Es hat in der Tat einen gewissen Stichtag gegeben, an dem man gesagt hat, Verbesserungen, die bis dahin realisiert sind, werden auch in der Analyse berücksichtigt. Das heißt, der Zustand nach Änderung wird berücksichtigt. Andere Änderungen, die ebenfalls fest eingeplant und durchgeführt worden sind, sind nicht mehr berücksichtigt worden. Wenn das doch nicht ganz korrekt gewesen sein sollte, bitte ich, daß mich jemand korrigiert.

R. Mauker (Bayer. Staatsmin. f. Landesentw. u. Umweltfragen):

Ich habe noch eine Frage zur Ausfallwahrscheinlichkeit. Haben Sie bei Ihrer Arbeit erkannt, in welchem Umfang sich die doch sehr hohen Qualitätsanforderungen bei Kernkraftwerken auf die Ausfallwahrscheinlichkeit auswirken?

E. Lindauer (GRS):

Das ist eine Frage, die uns auch brennend interessiert, die wir aber nicht beantworten können. Sie haben ja gesehen, wie grob die Vergleiche noch sind. Die Daten, die wir hier heranziehen aus der Literatur oder aus sonstigen Quellen, sind in sich schon sehr unsicher. Wenn man jetzt einen Unterschied zwischen einer Feld-, Wald- und Wiesenarmatur und einer Armatur in Kernkraftwerken machen will, so wird das ziemlich schwierig. Man muß dann eine Differenzierung treffen, bei der die eine Seite zumindest nicht genau bekannt ist. Generell kann man sagen: Zum großen Teil herrscht Übereinstimmung zwischen Daten, die aus unterschiedlichsten Quellen stammen. Teilweise erhält man wesentlich günstigere Ergebnisse aus der Kraftwerkserfahrung, was mit auf diesen Punkt zurückzuführen ist, aber auch viele andere Gründe haben kann. Man weiß nie, woher die Literaturdaten genau stammen und wie sie entstanden sind. Deswegen können wir diesen Punkt kaum beantworten. Da reicht einfach die Statistik, die wir haben, nicht aus. Es ist mir jedoch klar, daß das eine ganz wichtige Frage ist.

W. Bastl (GRS):

Ich wollte ganz kurz noch die Frage nach dem Stichtag der Änderungen aufgreifen. Herr Hörtnert, wollen Sie dazu noch etwas sagen? Nur, um es abzuschließen, es soll nicht so aussehen, als ob wir uns darum drücken wollen.

H. Hörtnert (GRS):

Im wesentlichen hat es Herr Lindauer schon gesagt. Wir haben nicht genau einen Tag festgelegt, sondern irgendwann im Jahre 1978 haben wir die Analysen abgeschlossen und keine weiteren Änderungen mehr berücksichtigt.

K. Burkart (KfK):

Herr Lindauer, ich habe einige Schwierigkeiten, Schlüsse zu ziehen aus Ihrem Vergleich Betriebserfahrung und Literaturlauswertung. Sie haben gesagt, daß Sie die Ergebnisse der Literaturlauswertung im Grunde unkritisch übernommen haben. Ist es denn nicht zwangsläufig so, daß die Bandbreite größer ist als bei gezielt aufgegriffenen Betriebserfahrungen? Und weiter: Was verbirgt sich eigentlich hinter dem Begriff Literatur, ist das nicht größtenteils auch Betriebserfahrung?

E. Lindauer (GRS):

Das sollte man hoffen, aber ich gehe zunächst auf den ersten Punkt ein. Eine größere Bandbreite ist natürlich zu erwarten, wenn man so vorgeht. Wir hatten ursprünglich die Absicht, diese Literaturdaten in anderer Weise zu behandeln. Und zwar so, daß man die Literatur aufgreift, technische Wertungen der einzelnen Quellen, der Angaben, die da zu finden sind, vornimmt und daraus einen Bereich ableitet, den man für die Zwecke, die man in der Risikostudie verfolgt, für angemessen hält. Wir haben das nicht getan, weil es sich herausgestellt hat, daß das gar nicht geht. Die technischen Angaben, die man dazu braucht, sind in aller Regel nicht vorhanden. Das führt auf die zweite Frage: Was ist überhaupt Literatur? In vielen Fällen kann man das nicht genau sagen. Jemand zitiert Daten, macht sich aber nicht die Mühe, ausführlich darzustellen, wie er zu diesen Daten gekommen ist. Diese können dann unterschiedlich ausfallen, je nachdem, was er untersucht hat. Er mag möglicherweise interessiert gewesen sein an schweren Störungen, die einen vollständigen Austausch einer Komponente herbeiführen. Er kann aber auch alles verwendet haben, was irgendwo registriert worden ist, einschließlich Leckagen, die gar nicht zum Ausfall führen würden. Er kann von verschiedenen Sorten von Komponenten ausgegangen sein, das weiß man häufig nicht. Es gibt auch Fälle, wo überhaupt keine Komponenten beobachtet wurden, sondern Daten aus zweiter Hand berichtet werden. Das ist nicht im einzelnen nachvollziehbar. Deswegen sind wir der Ansicht, daß diese Literaturdaten als Basis für solch eine Studie auch nicht ausreichen. Deswegen haben wir große Anstrengungen unternommen, hier mit den Betriebserfahrungen zu vergleichen und die zu nehmen, die anwendbar sind; das ist - denke ich - in einem sehr großen Umfang geschehen. Ich muß zugeben, daß es mich selbst etwas ge-

wundert hat, daß die Bereiche, die daraus resultieren, doch noch so ähnlich sind, daß man sie auf einem Bild gemeinsam darstellen kann.

F.W. Heuser (GRS):

Würden Sie vielleicht noch einen Satz sagen zum Vergleich der Datenbasis WASH-1400 gegenüber der Basis, die wir in der Risikostudie haben?

E. Lindauer (GRS):

WASH-1400 wurde zunächst einmal 5 Jahre früher erstellt und die Autoren hatten im Prinzip Vergleichbares zur Verfügung wie wir, nämlich Literatur und Betriebserfahrung. WASH-1400 ist ein endgültiger Report, d.h., die beteiligten Wissenschaftler mußten zu einer endgültigen Bewertung kommen und hatten nicht die Möglichkeit wie wir, die Literatur zuerst unbewertet hinzustellen und zu sagen, was wir in Phase A an Vergleichen mit Betriebserfahrungen noch nicht geschafft haben, werden wir in Phase B tun. Sie mußten mit einem endgültigen Satz von Daten arbeiten, die sie für realistisch hielten. Das ist uns jetzt auch möglich für einen Großteil von Komponenten, was uns aber im Verlauf der Phase A durchaus nicht möglich war. Deswegen gibt es in den Daten zu WASH-1400 sehr viel mehr an "engineering judgement" als das bei unseren Daten der Fall ist: Bewertungen, die richtig oder falsch sein können, die man aber nicht ohne weiteres nachvollziehen kann. Das ist eine Schwierigkeit bei WASH-1400. Außerdem sind dort ebenfalls Betriebserfahrungen herangezogen worden, allerdings aus einer anderen Quelle. Im wesentlichen sind dort Daten entnommen worden aus den "licency event reports", was bei uns besondere Vorkommnisse heißt. Das ist ein System, dessen Zweck es nicht ist, Zuverlässigkeitsdaten zu ermitteln, und das dafür auch nicht sonderlich taugt. Die Vollständigkeit der Ausfälle, die man für Zuverlässigkeitsermittlungen erwartet, ist nicht gegeben. Insgesamt stellt sich aber heraus, daß wir mit WASH-1400 relativ gut vergleichbar sind. Wir liegen generell etwas höher, was die Erwartungswerte angeht, d.h., wir haben etwas ungünstigere Daten, etwa um den Faktor 2 bis 3. Wir haben auch etwas größere Unsicherheitsbereiche, die bei WASH-1400 allerdings auf Schätzungen beruhen. Die Autoren von WASH-1400 hatten in die erreichbare Genauigkeit damals so wenig Vertrauen, daß sie sowohl Mittelwerte als auch Unsicherheitsfaktoren nur in Schritten von halben Zehner-Potenzen, also 3, 10, 30 schätzten. Dazwischen gibt es keine Werte, und für Unsicherheitsfaktoren wurde häufig 3 geschätzt. Unsere Werte liegen dann auch manchmal bei 5 oder 6.

W. Bastl (GRS):

Man sollte hier vielleicht noch ergänzen, daß wir natürlich mit den Autoren von WASH-1400 auch bezüglich des Datenproblems ausführliche Diskussionen hatten. Was Herr Lindauer jetzt mitgeteilt hat, ist im wesentlichen das Ergebnis dieser Diskussionen, nämlich, wie man bei WASH-1400 vorging. Ich kann zusätzlich noch sagen, daß die amerikanischen Experten überzeugt da-

von waren, daß wir richtig vorgegangen sind und sie nicht etwa versucht hätten, mit Zähnen und Klauen ihre besseren Daten zu verteidigen.

A. Fricke (Soz.-Min. Niedersachsen):

Herr Lindauer, haben Sie in Ihren Studienrechnungen berücksichtigt, daß gegebenenfalls die Ausfallwahrscheinlichkeit von Komponenten einer zeitlichen Abhängigkeit unterworfen ist, über die Betriebszeit der Anlage gesehen. Wenn ja, wie ist das berücksichtigt worden?

E. Lindauer (GRS):

Das haben wir aus verschiedenen Gründen nicht getan. Zum einen haben wir diese Abhängigkeiten nicht. Es ist ja statistisch noch ein Schritt weiter, ehe man gesicherte Angaben über den zeitlichen Verlauf machen kann. Zum anderen sind wir der Ansicht, daß solche Effekte durch die relativ großen Unsicherheitsbänder, die wir immer noch haben, auch abgedeckt sind. Wenn die untere und obere Grenze um eine Potenz differiert, dann sind nicht nur unterschiedliche Komponenten darin enthalten, sondern auch die gleiche Komponente, die z.B. zunächst am unteren Ende rangiert und dann durch Verschleiß zu höheren Ausfallraten kommt. Wir meinen, daß das auf die Ergebnisse der Rechnungen keinen großen Einfluß haben sollte, müssen aber zugeben, daß wir nicht in der Lage sind, das im einzelnen vorzuführen, weil dazu die detaillierten Kenntnisse fehlen.

W. Floh (TÜV Bayern):

Sie hatten in Ihrem Vortrag leittechnische Komponenten ausgeklammert, Sie haben keine Zahlen angegeben und auch nicht dargestellt, welches Zahlenmaterial Sie verwendet haben. Es würde mich interessieren, worauf Sie da zurückgreifen oder wieweit gesicherte Aussagen von Auswertungen aufgrund doch relativ großer Stückzahlen und Betriebszeiten hier herangezogen wurden.

E. Lindauer (GRS):

Da möchte ich einen Kollegen bitten, der die Frage wohl besser beantworten kann als ich.

P. Kafka (GRS):

Ich möchte in diesem Zusammenhang auf eine ausgedehnte Arbeit von Prof. Schrüfer am Institut für Elektrische Meßtechnik hinweisen. Dieses Institut hat im Unterauftrag der GRS eine Vielzahl von elektronischen und leittechnischen Komponenten in der Praxis verfolgt. Das heißt, es wurden sowohl in konventionellen Kraftwerken als auch in Kernkraftwerken Erhebungen durchgeführt und gefragt, wie oft ist ein Simatic-N- oder -P-Baustein an verschiedenen Stellen ausgefallen in Relation zur Gesamtpopulation. Dieses Datenmaterial ist in entsprechenden Berichten niedergelegt. Es hat sich gezeigt, daß die Analyse - hier von ei-

nem Transistor über den nächsten auf das gesamte Schaltwerk hoch gerechnet - recht gut übereinstimmt mit der Betriebserfahrung zu einem entsprechenden Schaltwerk. Mit anderen Worten: Diese Tabelle, die Herr Lindauer für die Teilstränge zeigte, ließe sich auch für die Elektronik qualitativ in etwa vergleichen. Die Analyse lag etwas auf der pessimistischen Seite und hat durchschnittlich etwas größere Werte gebracht als der Feldtest.

W. Floh (TÜV Bayern):

Können Sie Zahlen nennen?

P. Kafka (GRS):

Die Größenordnung liegt bei 10^{-6} oder 10^{-7} pro Stunde, das hängt ganz vom elektronischen Schaltwerk oder vom Netzwerk ab und ist unterschiedlich für verschiedene Simatic- oder Iskamatibauusteine, einzelne Bauelemente, Transistoren, Widerstände. Ich möchte letztlich auf diese Berichte hinweisen. Herr Güldner könnte Ihnen z.B. für ein bestimmtes Bauelement direkt eine Zahl nennen, ich habe sie im Moment nicht im Kopf.

W. Güldner (GRS):

Ich wollte noch dazu sagen, daß diese Daten auch ausführlich im Fachband 3 beschrieben sind. Dieser enthält auch eine Tabelle der benutzten Leittechnikdaten.

W. Bastl (GRS):

Ich glaube, wir können hier Übereinstimmung feststellen zwischen unseren Erfahrungen und Ergebnissen von Herrn Floh vom TÜV Bayern, wenigstens in der Größenordnung.

D. Keil (MAGS Stuttgart):

Hat sich bei Ihren Zuverlässigkeitsanalysen eine Komponentenart als besonders unzuverlässig erwiesen, die dann möglicherweise auch in ihrem Risikobeitrag signifikant durchgeschlagen hat?

E. Lindauer (GRS):

Die Komponenten sind von vornherein unterschiedlich in ihrer Zuverlässigkeit; die Rückschlagklappe, die öffnen soll, tut das viel zuverlässiger als ein ganzes Diesellaggregat, das anlaufen muß. Die Frage ist also, wie vergleicht sich das Ergebnis mit dem, was man erwartet. Dazu hatte ich ja gesagt, daß es sich in der Regel sehr gut vergleicht. In einigen Fällen sind die Kraftwerkserfahrungen deutlich besser als die Literatur, und in einem Fall, den ich genannt hatte - diese Umschaltarmatur -, hatten wir schlechtere Ergebnisse als erwartet.

H. Ohlmeyer (TÜV Norddeutschland):

Zum Abfangen auf Eigenbedarf: Haben Sie in Neurath oder in Biblis Betriebserfahrungen dafür ausgewertet, bzw. ist es vorgesehen, in der Phase B hierzu Werte zu ermitteln?

H. Hörtner (GRS):

Wir haben vor der Aufgabe gestanden, für die Eintrittshäufigkeit des Notstromfalls eine Aussage zu machen und haben dazu versucht, Betriebserfahrung auszuwerten, wie sie in Biblis aufgetreten ist. Aufgrund dieser Betriebserfahrung sind wir zu einer Abschätzung gekommen, die sich gut mit dem deckt, was wir vorweg abgeschätzt haben. Wir haben abgeschätzt, einmal in 10 Fällen gelingt es nicht: Unsicherheitsfaktor 3. Die tatsächliche Betriebserfahrung hat in der ungünstigeren Hälfte dieses Streubandes gelegen, aber noch deutlich innerhalb der Vertrauensgrenzen.

R. Sartori (RW-TÜV):

Ich habe eine Frage zu dieser Betriebsbewährung. Wie können Sie das eigentlich beurteilen? Manche Komponenten müssen doch dann unter besonderen Bedingungen anlaufen, z.B. bei erhöhter Temperatur oder bei einer Spannungsversorgung, die am unteren Niveau des Spannungsbereiches liegt. Wie übernehmen Sie das in die Analyse? Sie haben doch normalerweise Betriebsbewährung bei "idealem Sommerwetter".

E. Lindauer (GRS):

Ja, das ist klar. Effekte, die im Betrieb in einem Kraftwerk nicht auftreten, können wir dort auch nicht aus Beobachtungen bestätigen oder widerlegen. Das geht nicht und das haben wir auch nicht getan. In den Einzelfällen, wo dazu Annahmen nötig sind, muß man sich auf den technischen Sachverstand verlassen, mit dem man so etwas beurteilt. Es kommt meines Wissens nicht in vielen Fällen vor. Ich glaube, die Nachkühlpumpen sind im Nachstörfallbetrieb da mal betroffen. Herr Hörtner, können Sie Beispiele sagen, wo für schlechte Betriebsbedingungen andere Ausfallraten gewählt wurden als für normale Bedingungen?

H. Hörtner (GRS):

Für die Pumpen und Armaturen sind zunächst zwei Fälle zu unterscheiden: die normalen Ausfallraten, die für normale Betriebsbedingungen und normale Umgebungsbedingungen anzusetzen sind, und schlechtere Ausfallraten unter extremen Umgebungsbedingungen. Diese sind bei uns nicht zum Tragen gekommen, in der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie wurden sie hingegen für die Pumpen des Gebäudesprühsystems verwendet, die innerhalb des Containments installiert, also den GAU-Bedingungen unterworfen sind. Wir haben in der deutschen Risikostudie Daten aus WASH-1400 übernommen, die nicht für extreme Umgebungsbedingungen, sondern für extreme Betriebsbedingungen einzusetzen sind. Darunter sind z.B. die schlechteren Bedingungen zu verstehen,

die die Nachkühlpumpen im Sumpf-Umwälzbetrieb vorfinden, in dem verschmutztes Wasser anfällt.

R. Sartori (RW-TÜV):

Wir hatten dasselbe Problem bei einem unserer Projekte, so daß wir sagten, normalerweise sind die Reaktorschnellabschaltungen bei 100 % Belastung ohne Störfälle verlaufen, während doch eigentlich die Sicherheitssysteme bei extremen Bedingungen arbeiten sollen, d.h., wir haben andere Temperaturverhältnisse im Kern, Schockverhältnisse und auch Strömungsverhältnisse. So starteten wir lieber ein aufwendiges Versuchsprogramm und versuchten dort, eine gewisse technische Zuverlässigkeit zu bekommen oder auch Daten, die vielleicht nicht durch eine große Menge abgesichert sind, sondern durch reelle Umgebungsbedingungen. Es hat also keinen Sinn, 1000 Schnellabschaltungen bei Nennlast durchzuführen und zu sagen, die Abschaltstäbe haben die und die Ausfallsicherheit, während sie doch in Wirklichkeit bei extremen Bedingungen arbeiten müssen. Würden Sie das dann gleichsetzen? Sie haben bei anderen Systemen, beim Brüter, eine sehr starke Änderung der Temperatur und auch des Kernverbandes.

E. Lindauer (GRS):

Vielleicht kann man zusammenfassend folgendes sagen: Wir haben in keinem Fall irgendwelche Experimente für die Risikostudie durchgeführt, schon gar nicht so große Experimente, wie Sie sie ansprechen. Für das Schnellabschaltsystem beim DWR gilt das ja in der Weise nicht, das spielt die größte Rolle bei Transienten und das sind die Fälle, die ja auch vorkommen. Auf diese bezieht sich auch die Betriebserfahrung, die man hat. Fragen kann man, wie würde es bei Kühlmittelverluststörfällen aussehen, gibt es technisch sinnvolle Gründe, die dazu führen könnten, daß das System dann weniger zuverlässig ist? Mit Versuchsergebnissen können wir so etwas nicht untermauern, aber diese Fragen werden bei Errichtung und Genehmigung geprüft.

W. Bastl (GRS):

Ich glaube, wir hatten hier eine sehr ausführliche Diskussion. Herr Lindauer, Ihre Befürchtungen sind nicht eingetroffen, daß kein Interesse herrscht, ganz im Gegenteil. Es gibt sogar ganz offensichtlich ein weites Feld, das überhaupt nicht berührt wurde, nämlich die menschlichen Einflußfaktoren. Es wundert mich, daß hier alle so damit zufrieden sind. Ich möchte vielleicht auch anbringen, daß die GRS ein Seminar haben wird, einige Tage vor dem Fachgespräch Ende Oktober. Es ist uns gelungen, Herrn Dr. Swain von den Sandia Laboratories zu verpflichten, dieses Seminar abzuhalten. Es ist als Lehrveranstaltung gedacht und soll uns wirklich das Neueste bringen, was es auf dem Gebiet der Quantifizierung und Behandlung menschlicher Einflußfaktoren in der Industrie, insbesondere im Betrieb und in der Wartung von Kernkraftwerken, gibt.

UNTERSUCHUNG DES ABLAUFES VON KERNSCHMELZUNFÄLLEN

K. Kotthoff (GRS)

1. Allgemeines

In diesem Vortrag möchte ich die Untersuchungen vorstellen, die im Rahmen der deutschen Risikostudie zu Kernschmelzunfällen durchgeführt worden sind. Der Stellenwert von Kernschmelzunfällen für die Risikoermittlung ergibt sich aus folgender Überlegung:

Störfälle, die auslegungsgemäß mit den Sicherheitssystemen beherrscht werden, tragen praktisch nicht zum Risiko bei, da sie keine Schäden in der Umgebung der Anlage hervorrufen. Ein Beitrag zum Risiko ist deshalb nur von Ereignisabläufen zu erwarten, die durch die Sicherheitseinrichtungen nicht beherrscht werden und dabei zu einer Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte aus der Anlage führen. Da der größte Teil der radioaktiven Spaltprodukte im Kristallgitter des Kernbrennstoffes gebunden ist, kann eine nennenswerte Freisetzung von Spaltprodukten nur dann erfolgen, wenn der Kern schmilzt und wenn zusätzlich die verbleibenden Spaltproduktbarrieren versagen. Folglich besteht eine wesentliche Aufgabe einer Risikountersuchung darin, diese extremen Fälle zu diskutieren und hinsichtlich ihrer Häufigkeit und ihrer Folgen zu bewerten.

Im ersten Fachvortrag des heutigen Tages hat Dr. Hörtnner über die Ergebnisse der Ereignisablauf- und Zuverlässigkeitsanalysen zur deutschen Risikostudie berichtet. Die systemtechnischen Untersuchungen verfolgen ein zweifaches Ziel. Zum einen sollen, ausgehend von einleitenden Störungen, alle Ereignisabläufe ermittelt werden, die nach Versagen von Sicherheitssystemen zum Kernschmelzen führen können. Zum anderen wird über eine wahrscheinlichkeitsmäßige Bewertung dieser Ereignisabläufe die Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen bestimmt.

Diese Ergebnisse bilden den Ausgangspunkt für die modellmäßige Beschreibung des Ablaufes von Kernschmelzunfällen. Im einzelnen gehe ich in meinem Vortrag auf folgende Punkte ein (Bild 1):

- Vorgänge beim Schmelzen des Reaktorkerns bis hin zum Eindringen der Schmelze in das Gebäudedefundament,
- Belastungen für den Sicherheitsbehälter und
- mögliche Versagensarten des Sicherheitsbehälters.

Die mit Kernschmelzunfällen bei verschiedenen Versagensarten des Sicherheitsbehälters verbundene Aktivitätsfreisetzung aus der Anlage wird im folgenden Vortrag von Dr. Friederichs eingehend diskutiert.

2. Kernschmelzen

Wenden wir uns zunächst dem ersten Punkt, der Beschreibung von Kernschmelzunfällen, zu.

2.1 Voraussetzungen und Randbedingungen

Um die im folgenden diskutierten Ergebnisse richtig einordnen und bewerten zu können, soll kurz auf einige wesentliche Voraussetzungen bzw. Randbedingungen eingegangen werden, die im Bild 2 stichpunktartig aufgeführt sind:

- Zum ersten Punkt:

Experimentell abgesicherte Modelle, mit denen der gesamte Ablauf eines Kernschmelzunfalles exakt vorausgesagt werden könnte, stehen derzeit nicht zur Verfügung. Mit den experimentellen Untersuchungen, die im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung zu einzelnen Problemen des Kernschmelzablaufes durchgeführt werden, lassen sich bis heute nur Teilaspekte des Kernschmelzens absichern. Die Beschreibung von Kernschmelzunfällen kann daher zur Zeit nur mit Hilfe theoretischer Modelle erfolgen.

- Zum zweiten Punkt:

In der ersten Phase der deutschen Risikostudie sind zur Beschreibung des Unfallablaufes soweit wie möglich Modelle und Programme der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400 übernommen worden. Eine Differenzierung ist nur dort durchgeführt worden, wo dies aufgrund von Unterschieden der jeweiligen Referenzanlagen notwendig war.

- Zum dritten Punkt:

Bei der Ereignisablaufanalyse wird, wie auch in WASH-1400, pessimistisch davon ausgegangen, daß ein Ereignisablauf in Kernschmelzen mündet, wenn weniger Sicherheitssysteme zu seiner Beherrschung zur Verfügung stehen, als im Genehmigungsnachweis als funktionsfähig angenommen werden. Für die Beschreibung des Kernschmelzunfalles unterstellt man in diesen Fällen verschärfend, daß die Kernkühlung vollständig ausgefallen ist. Das heißt, man betrachtet vereinfachend nur solche Ereignisabläufe, bei denen es zwangsläufig zum Kernschmelzen kommt. Alle anderen Fälle werden durch diese Grenzfälle abgedeckt. Dieses Vorgehen ist aus folgenden Gründen pessimistisch:

- Der Zustand eines Sicherheitssystems, das im Sinne der Ereignisablaufanalyse als ausgefallen gilt, kann sich von einer Konfiguration, bei der die Mindestanforderungen gerade nicht erfüllt werden, bis hin zum völligen Systemausfall erstrecken.
- Um ein breites Spektrum auslösender Ereignisse abzudecken, orientieren sich die Mindestanforderungen des Genehmigungsverfahrens jeweils an den ungünstigsten Fällen, z.B. ungünstigster Bruchgröße und Lage. Dies bedeutet

aber umgekehrt, daß unter Umständen bei einer Reihe von Störfällen mit günstigeren Randbedingungen weniger Sicherheitssysteme zur Beherrschung ausreichen, als im Genehmigungsverfahren angenommen werden.

- Schließlich führt ein Überschreiten der im Genehmigungsverfahren festgelegten Grenztemperatur von 1200 °C, für die Brennelemente nicht notwendig, zum Kernschmelzen.

Die Vorgänge, die bei teilweisem oder vollständigem Ausfall von Sicherheitssystemen ablaufen, hängen also stark vom Einzelfall ab. Je nach vorliegenden Randbedingungen ist es möglich, daß Ereignisabläufe, die in der Studie pessimistisch als Kernschmelzabläufe betrachtet werden, in Wirklichkeit beherrscht werden oder nur zu leichten Kernschäden bzw. partiellem Schmelzen führen.

- Zum vierten Punkt:

In Analogie zum Vorgehen in WASH-1400 wird nicht der Ablauf aller möglichen Kernschmelzunfälle im einzelnen behandelt. Detailliert untersucht werden zwei Kernschmelzfälle, die aus dem großen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung und Versagen des Not- und Nachkühlsystems resultieren. Dabei wird unterstellt, daß alle anderen Kernschmelzabläufe hinsichtlich ihrer Konsequenzen durch diese Fälle abgedeckt werden können.

Die Randbedingungen zu einem der beiden für die Kernschmelzuntersuchungen ausgewählten Ereignisabläufe - dem Kernschmelzfall 1 - sind in Bild 3 dargestellt. Auslösendes Ereignis ist der doppelendige Bruch einer Hauptkühlmittelleitung. Nach erfolgreicher Druckspeichereinspeisung und Niederdruckeinspeisung aus den Flutbehältern wird mit Umschaltung auf Sumpfumwälzbetrieb ein vollständiger Ausfall des Not- und Nachkühlsystems angenommen. Dies geschieht etwa 20 Minuten nach Störfalleintritt.

Im zweiten Fall - dem Kernschmelzfall 2 - wird nach erfolgreicher Druckspeichereinspeisung ein vollständiger Ausfall der Niederdruckeinspeisung aus dem Flutbehälter angenommen. Die Einspeisung von Notkühlwasser in den Reaktordruckbehälter endet in diesem Fall praktisch nach 2 Minuten.

2.2 Ergebnisse

Die Ergebnisse der Untersuchungen zum Kernschmelzablauf sollen exemplarisch am Beispiel des Kernschmelzfalles 1 erläutert werden.

Für die betrachteten Kernschmelzunfälle hat es sich bewährt, den Unfallablauf in die in Bild 4 dargestellten 4 Phasen zu unterteilen und für jede Phase getrennte Untersuchungen anzustellen. Der Kernschmelzablauf kann gegliedert werden in

- das Aufheizen und Abschmelzen des Reaktorkerns,
- die Verdampfung des Restwassers im unteren Plenum des Reaktordruckbehälters,

- das Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters,
- die Wechselwirkung zwischen Schmelze und Beton nach Versagen des Reaktordruckbehälters.

Betrachten wir zunächst die erste Phase, die Aufheizung und das Abschmelzen des Kerns.

Nach Ausfall der Notkühlung, d.h. beim Kernschmelzfall 1 nach etwa 20 Minuten, führt die Nachwärmeproduktion des Kerns zunächst zur Aufheizung und schließlich zur Verdampfung des im Druckbehälter vorhandenen Wassers. Dadurch tritt eine Absenkung des Wasserspiegels ein.

Bild 5 zeigt den Verlauf des Wasserspiegels, bezogen auf die Kernhöhe und ausgewählte Isothermen des Kerns. Die Untersuchungen sind mit dem Rechenprogramm BOIL aus WASH-1400 durchgeführt worden.

Bis zu dem Zeitpunkt, zu dem der Wasserspiegel die Kernoberkante erreicht, ist aufgrund der guten Wärmeübergangsverhältnisse beim Blasensieden nicht mit einer Überhitzung des Kerns zu rechnen. Infolge der Wasserspiegelabsenkung in den Kernbereich werden im weiteren Verlauf die oberen Zonen des Kerns freigelegt. Die geringe Kühlung dieser Zonen durch das im unteren Kernbereich verdampfte Wasser kann nunmehr eine Überhitzung nicht mehr verhindern. Dieser Vorgang der Kernaufheizung wird durch die oberhalb einer Temperatur von ca. 950 °C an Intensität stark zunehmende exotherme Reaktion zwischen dem Wasserdampf und dem Zirkon der Hüllrohre zusätzlich beschleunigt. Es kommt dann schließlich zum Schmelzen einzelner Kernbereiche.

Durch die Zirkon/Wasser-Reaktion wird das Hüllrohrmaterial oxidiert, gleichzeitig entsteht bei der Reaktion Wasserstoff, der in den Sicherheitsbehälter gelangen kann.

Die mit dem Programm BOIL berechnete Kernaufheizung ist aus den in Bild 5 dargestellten Isothermen der Kerntemperatur ersichtlich. Nach ca. 50 Minuten wird erstmalig eine Temperatur von 600 °C und nach etwas mehr als 60 Minuten eine Temperatur von 2400 °C überschritten. Die gestrichelte Kurve gibt die Schmelzisotherme an für die innere Kernzone. Die punktierte Kurve zeigt die Schmelzisotherme für die äußere Kernzone.

Bei 80 Minuten erreicht der schmelzende Kern nahezu den Wasserspiegel. Dies führt zu einer erhöhten Verdampfungsrate und damit zu einem rascheren Absinken des Wasserspiegels. Die durch das erhöhte Wasserangebot gesteigerte Zirkon/Wasser-Reaktion führt zu einer Vergrößerung der im Kern freiwerdenden Wärmeleistung und beschleunigt das Abschmelzen des Kerns.

Mit dem Einsetzen des Kernschmelzens geht die ursprüngliche Kerngeometrie verloren. Bei einem Kern, der zumindest teilweise noch gekühlt wird, ist jedoch zu erwarten, daß das geschmolzene Kernmaterial im allgemeinen nicht unmittelbar in das untere Plenum des Reaktordruckbehälters fällt, sondern zunächst an kälteren Kernstrukturen wieder erstarrt. Über der so entstandenen Kruste kann sich dann im Kern ein Schmelzsee ausbilden.

Erst wenn die untere Gitterplatte ihre Versagenstemperatur erreicht hat oder wenn ein größerer Teil des Kerns geschmolzen ist, ist mit einem Versagen der Gitterplatte zu rechnen.

Es wird angenommen, daß das Kernmaterial spätestens dann in das untere Plenum abstürzt, wenn 80 % des Kerns geschmolzen sind. Dieses Kriterium legt in BOIL den Absturz des Kerns fest. Im vorliegenden Fall tritt der Kernabsturz dann nach etwas mehr als 80 Minuten ein.

Der Absturz des geschmolzenen Kernmaterials in das untere Plenum des Reaktordruckbehälters stellt den Beginn der 2. Phase des Kernschmelzunfalls dar. Naheliegender ist, daß die Kerntrümmer und das geschmolzene Kernmaterial ihre Speicherwärme und die Nachwärme an das vorhandene Restwasser abgeben, das allmählich verdampft. Man kann sich aber auch vorstellen, daß beim Absturz des geschmolzenen Kernmaterials in das Restwasser ein schneller Energieübertrag erfolgt. Dies könnte im Extremfall zu einer Dampfexplosion führen. Auf diesen Fall werde ich später eingehen. Hier wird zunächst angenommen, daß keine Dampfexplosion stattfindet.

Nach Austrocknung des Reaktordruckbehälters heizt sich das Kernmaterial erneut auf. Die Ausbildung eines Schmelzsees in der Kugelkalotte des Reaktordruckbehälters leitet zur 3. Phase des Unfalls über.

Infolge des Wärmeübergangs aus dem Schmelzsee wird die Behälterwandung erhitzt und aufgeschmolzen, so daß sie schließlich versagt und die Schmelze mit einem Teil der Kugelkalotte auf das Betonfundament des Reaktors stürzt. Dies stellt das Ende der 3. Unfallphase dar.

Für den weiteren Verlauf des Unfalls, die 4. Phase, ist die genaue Anordnung von biologischem Schild und Sumpf von Bedeutung.

Bild 6 zeigt zum Verständnis der folgenden Ausführungen den Reaktordruckbehälter und die umgebenden Betonstrukturen.

In der äußeren Abschirmung befinden sich in Höhe des Sumpfes acht Öffnungen, die durch Türen mit Scherbolzen verschlossen sind. Beim Bruch einer Hauptkühlmittelleitung innerhalb des Biologischen Schildes springen diese Türen durch den Überdruck auf und sorgen so für eine Druckentlastung in die unteren Dampferzeugerräume. Die Türen sind auch im geschlossenen Zustand nicht absolut dicht. Steht nun - wie im hier diskutierten Unfallablauf - Wasser im Sumpf, so befindet sich auch Wasser im Zwischenraum zwischen innerer und äußerer Abschirmung.

Im weiteren Verlauf des Unfalls wird der von der Schmelze benetzte Beton aufgeheizt und schließlich geschmolzen. Die Schmelze dringt so allmählich in den sie umgebenden Beton vor. Dabei wird das physikalisch und chemisch im Beton gebundene Wasser freigesetzt. Dieses Wasser kann in Form von überhitztem Wasserdampf in den Sicherheitsbehälter gelangen. Experimentelle Untersuchungen hierzu lassen jedoch erkennen, daß nahezu der gesamte Wasserdampf die metallischen Anteile der Schmelze oxidiert und als Folge Wasserdampf freigesetzt wird.

Der Schmelzvorgang verläuft sowohl seitlich in Richtung auf den Gebäudesumpf als auch vertikal in das Fundament. In seitlicher Richtung wird bei pessimistischer Betrachtung die innere Betonabschirmung etwa 4 1/2 Stunden nach Störfalleintritt durchschmolzen. Für den weiteren Unfallablauf wurde in der Studie davon ausgegangen, daß die Schmelze von diesem Zeitpunkt an mit dem Sumpfwasser in Kontakt kommt. Das führt zu einer Aufheizung und Verdampfung des Sumpfwassers und damit zu einer stetigen Druckzunahme im Sicherheitsbehälter.

Der Zeitpunkt, zu dem die Schmelze das Betonfundament nach unten vollständig durchdrungen hat und in das Erdreich gelangt, ist unter Benutzung verschiedener Modelle abgeschätzt worden.

Eine sehr pessimistische Abschätzung liefert einen Wert von etwa zwei Tagen nach Unfalleintritt für das Durchschmelzen des Gebäudefundaments.

Zum Vergleich zeigt Bild 7 den Verlauf der Schmelzfront im Gebäudefundament, wie er mit dem Programm BETZ berechnet wurde. Das Programm BETZ ermöglicht eine genauere Berechnung der zeitlichen Entwicklung der Schmelzkavernengeometrie, als dies mit einer groben Handabschätzung möglich ist. Aus dem Bild entnimmt man, daß nach 10 Tagen eine Schicht von ca. 5,1 m des insgesamt 6 m starken Betonfundaments aufgeschmolzen ist.

Mit BETZ errechnet sich damit ein wesentlich langsamerer Ablauf der Betonzerstörungsphase als mit der pessimistischen Handabschätzung. In der Studie wurde von einer mittleren Durchschmelzzeit von 4 bis 5 Tagen ausgegangen.

Der Kernschmelzfall 2 verläuft ähnlich wie der Kernschmelzfall 1. Die wesentlichen Ergebnisse zum zeitlichen Verlauf der beiden Kernschmelzunfälle sind in Bild 8 zusammengefaßt. Bei Fall 1 ist vollständiger Ausfall des Not- und Nachkühlsystems nach ~ 20 Minuten angenommen worden, bei Fall 2 praktisch unmittelbar nach Störfalleintritt. Für Fall 1 beginnt das Kernschmelzen nach etwas mehr als 1 Stunde, für Fall 2 nach etwas mehr als 1/2 Stunde. Der Absturz des Kerns in das untere Plenum des Reaktor-druckbehälters erfolgt nach rund 1 1/2 Stunden bzw. nach rund 1 Stunde. Das Durchschmelzen der inneren Abschirmung, d.h. der Sumpfkontakt ist mit ~ 4 1/2 Stunden bzw. ~ 3 1/2 Stunden abgeschätzt worden. Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters als Folge der Sumpfwasserverdampfung wurde mit 28 Stunden bzw. 23 Stunden ermittelt. Versagen des Fundaments wurde in beiden Fällen mit ca. 4 bis 5 Tagen angenommen.

3. Belastung des Sicherheitsbehälters und mögliche Versagensarten des Sicherheitsbehälters

Im folgenden möchte ich mich mit den Untersuchungen befassen, die zum Verhalten des Sicherheitsbehälters bei Kernschmelzunfällen durchgeführt worden sind.

Der Sicherheitsbehälter stellt bei Kernschmelzunfällen die letzte Barriere zur Rückhaltung der Spaltprodukte dar. Seine Dicht-

heit ist dann ausschlaggebend dafür, ob und in welchem Ausmaß Spaltprodukte aus der Anlage entweichen können.

Aus den gerade besprochenen Vorgängen, die im Verlauf eines Kernschmelzunfalles auftreten können, ergeben sich eine Reihe von Belastungsarten für den Sicherheitsbehälter. Diese Belastungsarten bzw. Einflußgrößen sind in Bild 9 zusammengestellt.

- In mehreren Phasen des Unfallablaufes, insbesondere beim Ausdampfen des Reaktordruckbehälters und bei der Sumpfwasserverdampfung, wird Dampf in den Sicherheitsbehälter freigesetzt.
- In zwei Phasen des Unfallablaufes, und zwar beim Abschmelzen des Kerns und bei der Reaktion zwischen Schmelze und Beton, wird Wasserstoff gebildet und in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. Dieser Wasserstoff kann sich im Sicherheitsbehälter verschieden verhalten. Er kann als Gas zur Druckerhöhung im Sicherheitsbehälter führen, verbrennen und damit dem Sicherheitsbehälter Wärme zuführen und den Druck erhöhen sowie als letzte Möglichkeit - bei Vorliegen entsprechender Voraussetzungen - explodieren.
- Im Verlauf des Unfalles werden Spaltprodukte und die damit verbundene Nachwärme in den Sicherheitsbehälter freigesetzt.
- Bei Absturz von geschmolzenem Kernmaterial in das Restwasser im unteren Plenum des Reaktordruckbehälters ist es vorstellbar, daß eine Dampfexplosion eintritt. Im Extremfall kann dies zu einer Beschädigung des Reaktordruckbehälters und als Folge zu einer Beschädigung des Sicherheitsbehälters führen.

Zum resultierenden Druckaufbau im Sicherheitsbehälter sind zunächst eine Reihe von Parameteruntersuchungen durchgeführt worden. Die hierzu notwendigen Rechnungen erfolgten mit einer erweiterten Version des Programmes CONDRU. Ziel der Parameteruntersuchungen war es, den Einfluß abzugrenzen, den die Unsicherheiten bei der Beschreibung des Kernschmelzablaufes auf den Druckaufbau im Sicherheitsbehälter haben können.

Bild 10 zeigt als Beispiel einige der gerechneten Fälle, und zwar zum Druckaufbau im Sicherheitsbehälter während der 4. Phase, der Schmelze/Beton-Wechselwirkung.

Bei zwei der gezeigten Kurven (Sumpfkontakt) wurde angenommen, daß es zu einem Kontakt zwischen Schmelze und Sumpfwasser kommt. Der Zeitpunkt des Sumpfkontaktes ist parametrisiert (4 Stunden nach Störfalleintritt für die durchgezogene Kurve und 24 Stunden für die gestrichelte Kurve). Es zeigt sich, daß ein früher Sumpfkontakt im Vergleich zu späterem Sumpfkontakt zu einem schnelleren Druckaufbau führt.

Bei den beiden anderen Kurven (O_2 -Vorrat) wurde kein Kontakt zwischen Schmelze und Sumpf angenommen. Hier wurde unterstellt, daß beim Eindringen der Schmelze in das Betonfundament H_2 in den Sicherheitsbehälter freigesetzt wird und dort kontinuierlich verbrennt. Bei der durchgezogenen Kurve wurde ein unbegrenzter O_2 -Vorrat im Sicherheitsbehälter angesetzt, d.h. die H_2 -Verbrennung dauert so lange an, wie H_2 erzeugt wird. Im an-

deren Fall wurde die H_2 -Verbrennung abgebrochen, wenn der tatsächlich im Sicherheitsbehälter vorhandene Sauerstoff verbraucht ist. Das danach erzeugte H_2 verbleibt dann gasförmig im Sicherheitsbehälter. Hier zeigt sich, daß die Annahme einer kontinuierlichen Verbrennung des H_2 zu einem schnelleren Druckaufbau führt als der Fall, bei dem das H_2 gasförmig bleibt.

Ein Vergleich mit den beiden Kurven (Sumpfkontakt) zeigt weiter, daß ein früher Sumpfeinbruch und eine anschließende Sumpfwasserverdampfung zu einem schnelleren Druckanstieg führen als eine Freisetzung und Verbrennung von H_2 .

Für die abschließenden Rechnungen zum Druckaufbau im Sicherheitsbehälter sind pessimistisch die Annahmen und Modelle zum Kernschmelzablauf verwendet worden, die in jeder Phase des Unfallablaufes zum stärksten Druckaufbau im Sicherheitsbehälter führen.

Bild 11 zeigt den unter diesen Annahmen berechneten Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für den Kernschmelzfall 1. Zusätzlich eingetragen sind der Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälters von rund 5,7 bar und der mit etwa 8,5 bar abgeschätzte Versagensdruck des Sicherheitsbehälters.

Der Druck im Sicherheitsbehälter zeigt bis zum Umschalten auf Sumpfumwälzbetrieb den Verlauf, der aus den Auslegungsrechnungen bekannt ist. Das Druckmaximum wird bei Blowdown-Ende mit 4,9 bar erreicht. Bei Umschaltung auf Sumpfumwälzbetrieb ist bei Kernschmelzfall 1 vollständiger Ausfall des Not- und Nachkühlsystems angenommen worden. Der Reaktordruckbehälter beginnt dann auszudampfen. Die hiermit verbundene Energiezufuhr in die Sicherheitsbehälteratmosphäre und die Wärmeabfuhr in die Einbauten halten sich ungefähr die Waage. Der Druck im Sicherheitsbehälter bleibt nahezu konstant.

Sowohl die Energiezufuhr beim Abschmelzen des Kerns als auch die Verdampfung des Restwassers im unteren Plenum des Reaktordruckbehälters führen jeweils zu einem deutlich erkennbaren, wenn auch absolut gesehen kleinen Druckanstieg im Sicherheitsbehälter. Dies gilt ebenso für die erste Zeit der Betonzerstörung durch die Schmelze.

Nach Durchschmelzen der inneren Abschirmung steigt der Druck im Sicherheitsbehälter infolge der Sumpfwasserverdampfung langfristig stark an. Der geschätzte Versagensdruck des Sicherheitsbehälters wird bei pessimistischer Betrachtungsweise nach etwas mehr als einem Tag erreicht. Zu diesem Zeitpunkt wird in der Studie ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters angenommen.

Bild 12 zeigt den Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für den Kernschmelzfall 2. Der Druck im Sicherheitsbehälter verhält sich ähnlich wie beim Kernschmelzfall 1. Das Druckniveau liegt jedoch insgesamt etwas höher und der angenommene Versagensdruck des Sicherheitsbehälters wird früher erreicht. Dies hängt damit zusammen, daß beim Kernschmelzfall 2 früher der Ausfall des Not- und Nachkühlsystems angenommen wird als beim Kernschmelzfall 1. Alle Vorgänge laufen deshalb schneller ab. Dies führt dann zu dem höheren Druckverlauf.

Insgesamt liefern die Rechnungen folgendes Resultat: In der Anfangsphase von Kernschmelzunfällen bleibt der Druck im Sicherheitsbehälter unter dem Auslegungsdruck. Ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters ist in dieser Zeit nicht zu erwarten. Unter den getroffenen Annahmen kommt es jedoch zum Durchschmelzen der inneren Betonabschirmung und zur Verdampfung des Sumpfwassers. Daraus resultiert langfristig ein starker Druckanstieg, der schließlich zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters führt.

Das Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters tritt relativ spät ein. Daneben sind aber auch Versagensmöglichkeiten des Sicherheitsbehälters denkbar, die frühzeitig eintreten können, und zwar

- Leckagen des Sicherheitsbehälters,
- Versagen des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampfexplosion und
- Versagen des Sicherheitsbehälters als Folge einer H₂-Explosion.

Das Auftreten von Sicherheitsbehälterleckagen ist mit Hilfe von System- und Zuverlässigkeitsanalysen eingehend untersucht und wahrscheinlichkeitsmäßig bewertet worden. Das Spektrum möglicher Leckagen des Sicherheitsbehälters wird in der Studie in drei repräsentative Leckgrößen eingeteilt.

Unterstellt man bei einem Kernschmelzunfall vom Eintritt des auslösenden Ereignisses an ein Leck im Sicherheitsbehälter, so strömen während des gesamten Unfallablaufes aufgrund des Druckgefälles Masse und Energie aus dem Sicherheitsbehälter in die Umgebung. Das führt zu einer Verringerung des Sicherheitsbehälterdruckes.

Bild 13 zeigt dazu den Druckverlauf im Sicherheitsbehälter für den Kernschmelzfall 1 und die drei in der Studie unterstellten repräsentativen Leckgrößen im Sicherheitsbehälter. Je nach Leckquerschnitt ergeben sich unterschiedliche Druckverläufe.

- Bei einem kleinen Leck im Sicherheitsbehälter kommt es langfristig zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters. Da der Druckaufbau langsamer erfolgt als bei dichtem Sicherheitsbehälter, tritt das Überdruckversagen entsprechend später ein.
- Bei einem mittleren Leck im Sicherheitsbehälter steigt der Druck im Sicherheitsbehälter ebenfalls langfristig an. Beim Kernschmelzfall 1 kommt es auch hier noch zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters.
- Bei einem großen Leck im Sicherheitsbehälter stabilisiert sich der Druck im Sicherheitsbehälter langfristig auf einen Wert zwischen 1 und 2 bar. Ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters ist ausgeschlossen.

Die Untersuchungen zur Dampfexplosion sind noch nicht abgeschlossen. Eine Zerstörung des Sicherheitsbehälters infolge einer Dampfexplosion erscheint aber äußerst unwahrscheinlich.

Hier müßten eine Reihe physikalischer Bedingungen zusammentreffen, von denen jede für sich bereits eine sehr geringe Wahrscheinlichkeit besitzt. Mit letzter Sicherheit kann jedoch eine Zerstörung des Sicherheitsbehälters durch eine Dampfexplosion auf dem derzeitigen Kenntnisstand nicht ausgeschlossen werden. Dieser Unfallablauf wurde daher in der Studie als pessimistischer Grenzfall mit berücksichtigt.

Wie vorher ausgeführt, wird in zwei Phasen des Kernschmelzablaufes aufgrund chemischer Prozesse Wasserstoff gebildet und in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. Sollte dieser Wasserstoff nicht verbrennen, so besteht die Möglichkeit, daß er sich im Sicherheitsbehälter bis zur unteren Explosionsgrenze anreichert. Es könnte dann zu einer plötzlichen Verbrennung des Wasserstoffs kommen. In Anlehnung an die Ausführungen zur H₂-Explosion in WASH-1400 wurde für die Phase A der Studie zunächst angenommen, daß hierbei kein Versagen des Sicherheitsbehälters eintritt. Die Gültigkeit dieser Annahme muß allerdings in Phase B der Studie noch geprüft werden.

4. Zusammenfassung

Bild 14 zeigt als Zusammenfassung alle Versagensarten des Sicherheitsbehälters, die in der Phase A der Risikostudie als wichtig erkannt worden sind. Es sind dies:

- das Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters,
- Leckagen des Sicherheitsbehälters, unterteilt in große, mittlere und kleine Leckagen,
- Versagen des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter.

Die hier vorgestellten Untersuchungen

- zum Ablauf von Kernschmelzunfällen,
- zu den Verhältnissen im Sicherheitsbehälter,
- zu möglichen Sicherheitsbehälterversagensarten

stellen wesentliche Eingangsgrößen für die Ermittlung der Spaltproduktfreisetzungen dar. Über dieses Thema wird Dr. Friederichs im nächsten Vortrag berichten.

- Vorgänge beim Schmelzen des Reaktorkerns
- Belastungen für den SB
- Mögliche Versagensarten des SB

Bild 1:

Probleme zum Ablauf von Kernschmelz-
unfällen

- Beschreibung Kernschmelzen mit theoretischen Modellen
- Übernahme Modelle WASH 1400
- Annahme : Kernkühlung vollständig ausgefallen
- Beschreibung Kernschmelzen durch repräsentative Abläufe aus großem KMVS

Bild 2:

Randbedingungen für Kernschmelzunter-
suchungen

- Doppelendiger Bruch einer Hauptkühlmitteleitung
- Funktion der Druckspeicher
- Funktion der Niederdruckeinspeisung aus den Flutbehältern
- Ausfall des Not- und Nachkühl-systems bei Umschaltung auf Sumpfumwälzbetrieb

Bild 3:

Annahmen zu einem Kernschmelzunfall

- 1 Kernabschmelzen
- 2 Restwasserverdampfung
- 3 Durchschmelzen des Reaktor-druckbehälters
- 4 Wechselwirkung Schmelze/Beton

Bild 4:

Phasen des Kernschmelzablaufes

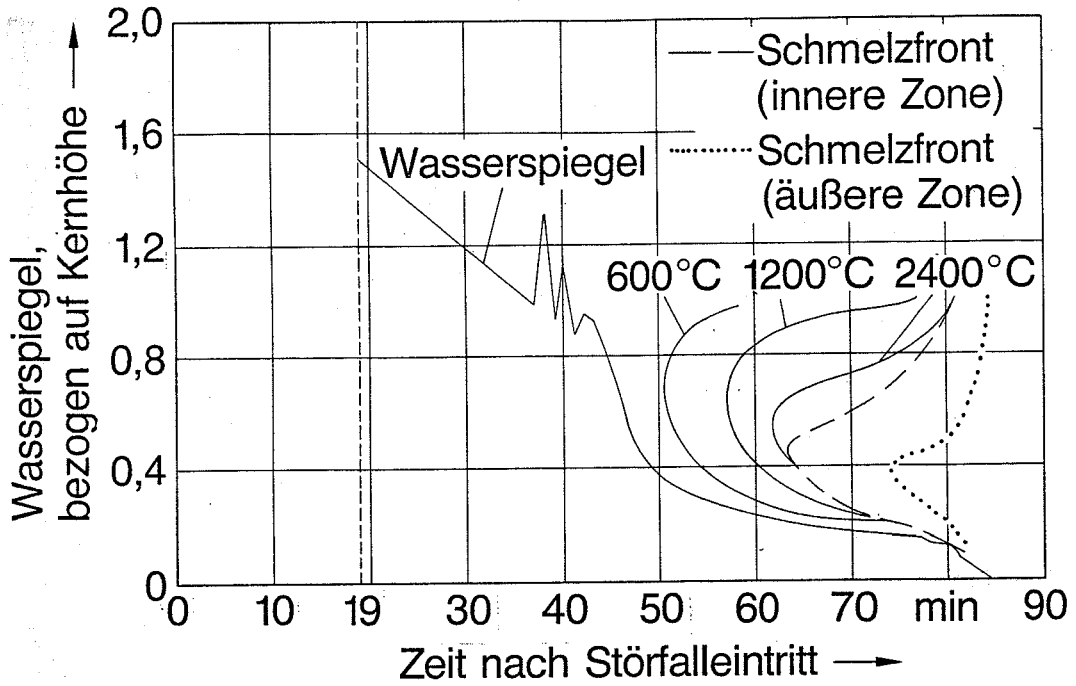


Bild 5:
Wasserspiegelverlauf und Isothermen; Kernschmelzfall 1

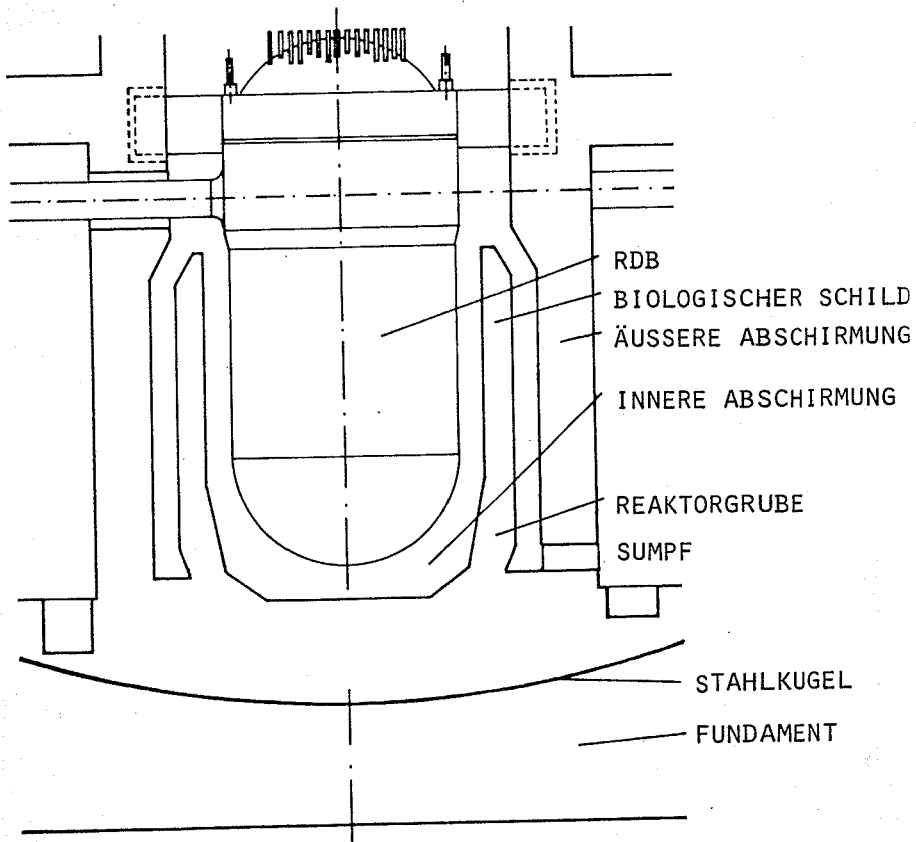


Bild 6:
Reaktordruckbehälter und Biologischer Schild

- Doppelendiger Bruch einer Hauptkühlmittelleitung
- Funktion der Druckspeicher
- Funktion der Niederdruckeinspeisung aus den Flutbehältern
- Ausfall des Not- und Nachkühl-systems bei Umschaltung auf Sumpfumwälzbetrieb

Bild 3:

Annahmen zu einem Kernschmelzunfall

- 1 Kernabschmelzen
- 2 Restwasserverdampfung
- 3 Durchschmelzen des Reaktor-druckbehälters
- 4 Wechselwirkung Schmelze/Beton

Bild 4:

Phasen des Kernschmelzablaufes

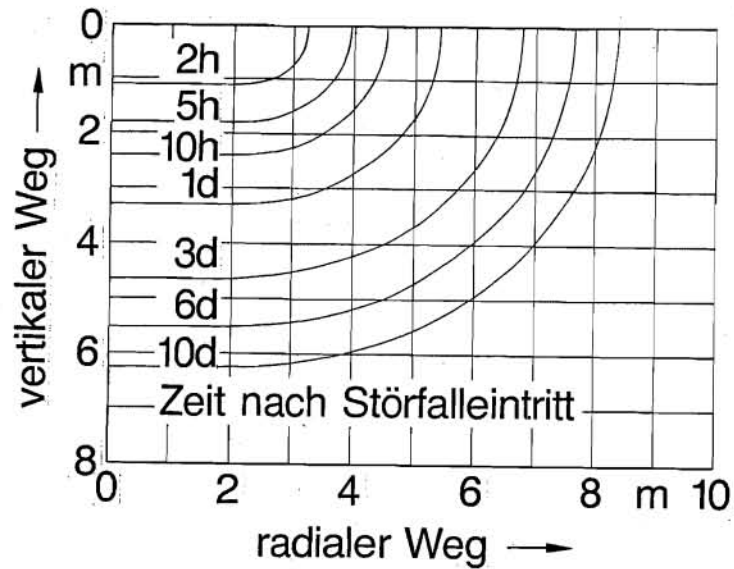


Bild 7:
Berechneter Verlauf der Schmelzkaverne

Vorgang	Zeit nach Störfalleintritt [Stunden]	
	Fall 1	Fall 2
Ausfall der Notkühlung	0,3	0
Beginn des Kernschmelzens	1,1	0,6
Ende des Kernschmelzens, Absturz des Kerns in das untere Plenum	1,4	0,9
Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters	2,2	1,6
Durchschmelzen der inneren Abschirmung, Kontakt Schmelze - Sumpfwasser	4,4	3,7
Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters	28,0	23,0
Versagen des Fundaments	ca.100	ca.100

Bild 8:
Zeitlicher Ablauf der Kernschmelzfälle

- Freisetzung von Dampf in SB
- Freisetzung von H_2 in SB
 - H_2 - Gas
 - H_2 - Verbrennung
 - H_2 - Explosion
- Freisetzung von Spaltprodukten in SB
- Belastung des SB durch eine Dampfexplosion im RDB

Bild 9:

Einflußgrößen für Sicherheitsbehälter aus Kernschmelzen

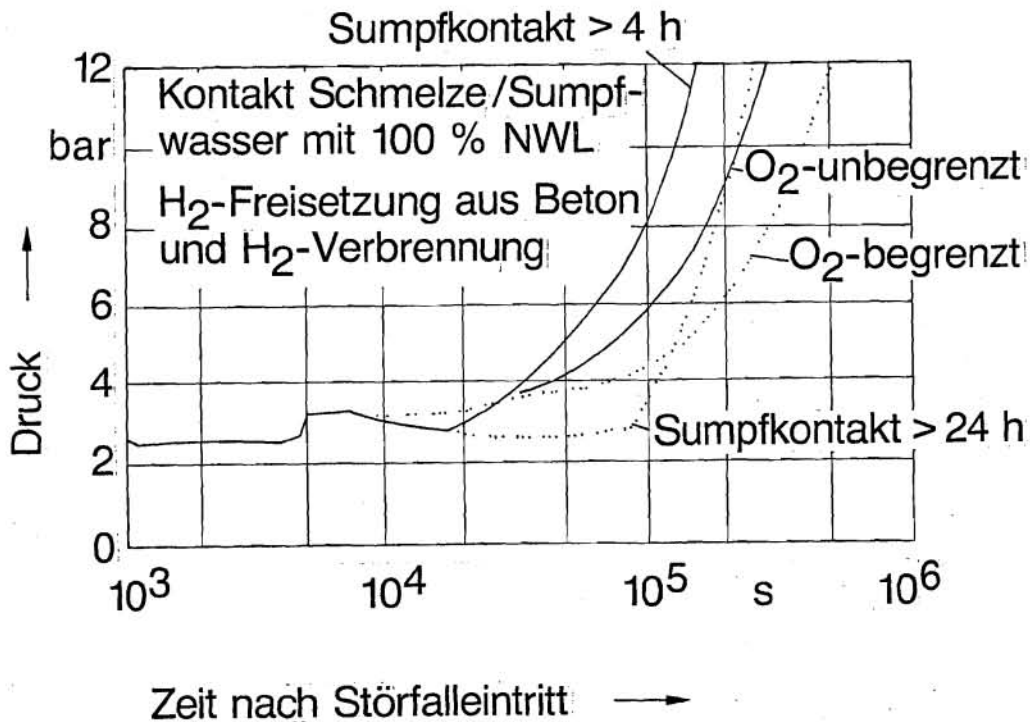


Bild 10:

Parameteruntersuchungen zum SB-Verhalten bei Kernschmelzunfällen

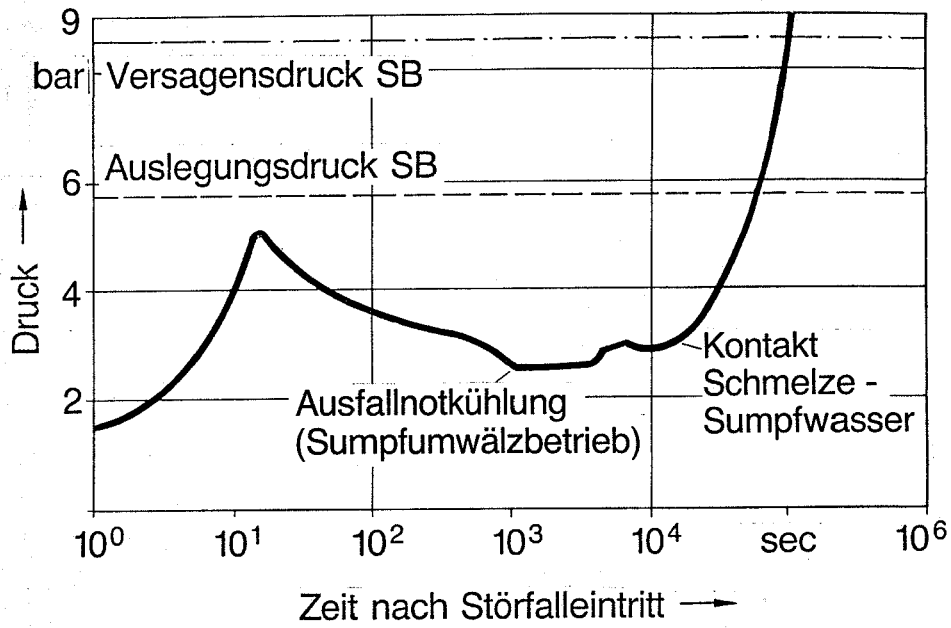


Bild 11:

Druckverlauf im Sicherheitsbehälter bei Kernschmelzfall 1

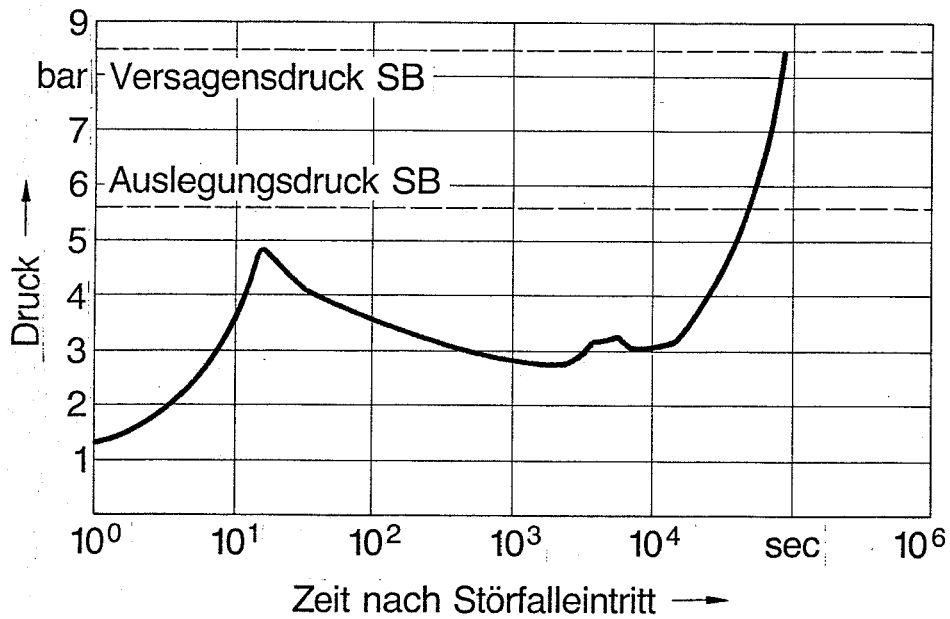


Bild 12:

Druckverlauf im Sicherheitsbehälter bei Kernschmelzfall 2

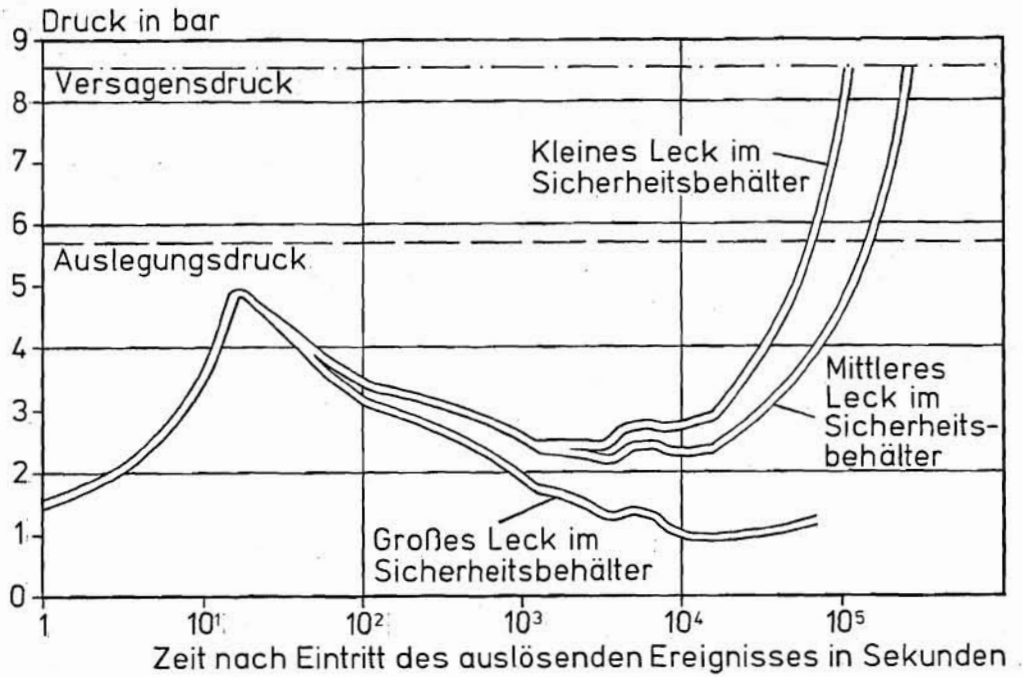


Bild 13:

Druckverlauf im Sicherheitsbehälter bei Kernschmelzfall 1 für verschiedene SB-Lecks

- Überdruckversagen des SB (Versagenszeit > 1 Tag)
- Leckage des SB
 - Groß (ϕ 300 mm)
 - Mittel (ϕ 80 mm)
 - Klein (ϕ 25 mm)
- Versagen des SB als Folge einer Dampfexplosion im RDB

Bild 14:

Berücksichtigte Versagensarten des Sicherheitsbehälters

DISKUSSION ZUM VORTRAG KOTTHOFF

E. Jäger (Min. f. Soz., Gesundheit u. Sport, Rheinland Pfalz):

Ich habe eine Frage nach den verwendeten Explosionsgrenzen bei Ihrer Abschätzung. Haben Sie die Werte aus der BG-Chemie genommen, also deutsche Werte oder haben Sie amerikanische genommen oder sind beide für Wasserstoff identisch. Falls Sie die Zahlen nicht dabei haben, können wir die Frage morgen diskutieren.

K. Kotthoff (GRS):

Nein, diese Zahlen habe ich nicht parat. An und für sich könnte Herr Jahn die Frage beantworten. Er ist unser Wasserstoff-Experte und hat auch die Abschätzungen durchgeführt. Eine der Hauptschwierigkeiten besteht darin, die Verteilung des Wasserstoffs im Sicherheitsbehälter zu ermitteln. Zu dem Zeitpunkt, als die Phase A der Studie durchgeführt wurde, standen keine geeigneten Rechenprogramme zur Verfügung, um die Verteilung auszurechnen und damit präzisere Aussagen darüber machen zu können, ob es an irgendwelchen Stellen zur Explosion kommen kann oder nicht. Schon damals zeichnete sich allerdings ab, daß die Programmentwicklung in den nächsten zwei bis drei Jahren weiter fortgeschritten sein würde und dann genauere Aussagen erlaubt. Deshalb wurde das Problem in die Phase B verschoben. In der Phase A wurden nur sehr grobe Abschätzungen über die Höhe der Belastung vorgenommen. Soweit ich mich erinnere, sind Druckspitzen von etwa 6 bis 7 bar herausgekommen. Ob sie heute noch stimmen, kann ich nicht sagen.

H. Eisele (TÜV Baden):

Sie hatten eingangs gesagt, daß eine Reihe von Annahmen aus dem Genehmigungsverfahren verwendet worden sind, also für Redundanzen, die verfügbar sein müssen usw. Meine Frage bezieht sich darauf, was bei der Leistungsdichteverteilung für bestimmte Annahmen, Spaltwärmeübergänge usw. für die Durchrechnung dieses Schmelzunfalls angenommen wurde.

K. Kotthoff (GRS):

Ich habe die Zahlen nicht im Kopf...

H. Eisele (TÜV Baden):

Waren das auch die Werte, die üblicherweise bis jetzt im Genehmigungsverfahren verwendet worden sind?

K. Kotthoff (GRS):

Wir haben uns soweit wie möglich an diese Werte gehalten. Sie sind als Eingabegrößen in das Rechenprogramm eingegangen. Das wird in dem entsprechenden Fachband dokumentiert.

H. Eisele (TÜV Baden):

Einen anderen Punkt möchte ich noch ansprechen. Sie hatten in diesen Versagensgrenzen für den Sicherheitsbehälter einen Druck von 8,5 bar, also den Faktor 1,5 über dem Auslegungsdruck angegeben. Welchen Schwachpunkt hatten Sie da für das Versagen angenommen?

K. Kotthoff (GRS):

Ich glaube, diese 8,5 bar liegen nahe an einer Spröbruchversagensgrenze. Herr Röhrs hat diese Abschätzungen im einzelnen durchgeführt. Die Zahl ist dann im wesentlichen so übernommen worden. Ich weiß, daß verschiedene Ansätze gemacht worden sind. Die lagen bei Größenordnungen von knapp über 8 bar bis hin zu 10 bar, je nachdem, welche Modellvorstellung man angesetzt hat. Wir haben uns sehr stark am unteren Wert orientiert. Dazu ist zu sagen, daß diesem Wert deswegen nicht so eine große Relevanz zukommt, weil durch ihn nur der Zeitpunkt des Überdruckversagens ein wenig variiert würde. Wenn ich 8 bar einsetze, verschieben sich die Zeiten vielleicht um eine Stunde nach vorne, bei 9 bar unwesentlich nach hinten. Wir haben deshalb keine sehr großen Anstrengungen unternommen, diese Abhängigkeit auf genau 1/10 bar zu klären.

W. Röhrs (GRS):

Wir haben zwei Betrachtungen angestellt, das eine war das Versagen infolge Überlast. Dabei sind wir davon ausgegangen, daß bei diesen Belastungen eine ungestörte Kugel angenommen werden kann. Damit ergab sich ein Versagensdruck von 9,5 bar. Parallel dazu haben wir Spröbruchbetrachtungen angestellt, denn der Behälter ist selbst bei diesem Störfall relativ kühl; die Aufheizung erfolgt verhältnismäßig langsam. Man muß von einer Anfangstemperatur von etwa 30 bis 35° ausgehen. Außerdem ist der Werkstoff nicht geblüht. Die Schweißnähte, soweit sie auf der Baustelle geschweißt sind, werden nicht geblüht. Wir haben also einige Spröbruchbetrachtungen angestellt, sind dann aber, weil die Anwendung das erstemal sehr bedenklich war, doch mehr auf das Verfahren von Berlin ausgewichen und haben Versagensdrücke erhalten, die, wie Herr Kotthoff gesagt hat, bei etwa 8,5 bar lagen. Sie erschienen uns im Vergleich mit Versagensversuchen der MPA glaubhaft oder naheliegender als dieses festigkeitsmäßige Überdruckversagen.

A. Fricke (Soz.-Min. Niedersachsen):

Gibt es eine Fundamentdicke, bei der ein Durchschmelzen nicht mehr erfolgen würde, und ist es richtig, daß das Containment ohne Kontakt mit dem Sumpfwasser nicht versagt?

K. Kotthoff (GRS):

Die Schmelzdicke, bei der das Fundament nicht mehr versagt, kann ich im Moment nicht nennen. Wie Sie bei dem Bild zum Rechenprogramm gesehen haben, hängt die Schnelligkeit des Eindringens

stark davon ab, wie genau ich den Vorgang beschreibe. Es gibt inzwischen schon Rechnungen mit weiter entwickelten Codes, bei denen das Durchschmelzen noch viel länger dauert. Inwieweit damit die Realität besser wiedergegeben wird, kann ich im Moment nicht übersehen. Es gibt dazu zur Zeit im Rahmen von Forschungsvorhaben große Anstrengungen, diesen Vorgang genau zu beschreiben. Vielleicht kann ich da einflechten, daß diese neueren Codes auch das Schmelzen sehr viel langsamer beschreiben, so daß der Sumpfeinbruch bei Verwendung eines solchen Codes auch später erfolgen würde. Diese Rechnungen müssen jedoch erst noch weiter verifiziert werden, bevor bessere Aussagen möglich sind.

Zur zweiten Frage: Im Grunde wäre zumindest das Versagen aufgrund der Sumpfwasserverdampfung dann ausgeschlossen. Ich hatte in dieser einen Parameterrechnung Kurven gezeigt, bei denen von der Annahme ausgegangen worden war, daß sich beim Einschmelzen in den Beton Wasserstoff bildet und in den Sicherheitsbehälter gelangt. Sie haben wahrscheinlich gesehen, daß beide Kurven sehr stark ansteigen. Meines Wissens wird auch in beiden Fällen, sowohl wenn Wasserstoff verbrennt als auch wenn er gasförmig bleibt, schließlich der Versagensdruck des Sicherheitsbehälters erreicht, nur später. Inwieweit da ein Wasserstoffrekombinator eine Abhilfe schaffen könnte, ist im Moment nicht hilfreich zu diskutieren, solange man die Problematik der Wasserstoffexplosion, die einen Rekombinator in Frage stellt, nicht klären kann.

F.W. Heuser (GRS):

Vielleicht noch etwas allgemeiner zu der Frage von Herrn Fricke und auch zu den Fragen kurz vorher. Ich glaube, hier sollte man doch etwas zu dem oft zitierten Stichwort Phase A und Phase B sagen. Wir sind vom Auftraggeber her daran gehalten worden, uns zunächst bewußt im Rahmen der Modelle, die in der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400 benutzt wurden, zu halten. Natürlich gilt nicht nur dieser formale Aspekt; es gibt eine ganze Reihe von Problemen, die Sie auch angesprochen haben und die auch vom Stand der wissenschaftlichen Kenntnis und Forschung her vielleicht noch weiter vertieft und untersucht werden müssen. Aber nochmal zum Stichwort Phase A: Das von Herrn Kotthoff vorgestellte Kernschmelzmodell geht ja strikt nach dem amerikanischen, sehr einfachen Modell vor. Die Schmelztemperatur z.B. lag bei 2800°; die Abschmelzexperimente in Karlsruhe sagen an dieser Stelle etwas anderes aus. Deswegen liegt das Schwergewicht der Vertiefungsarbeiten in der Phase B bei den Punkten, nach denen Sie auch gefragt haben, z.B. beim Wasserstoffproblem und bei den möglichen Belastungsarten des Sicherheitsbehälters und den damit verbundenen Versagensarten. Herr Röhrs, eine Frage: Die Abschätzungen, die wir zum Versagensdruck des Sicherheitsbehälters gemacht haben, sind auch an diesem Punkt ziemlich äquivalent, so wie es WASH-1400 relativ pauschal vorgenommen hat.

W. Röhrs (GRS):

Zu WASH-1400 ist nur diese Überlastabschätzung vorgenommen worden. Es sind dort keine Sprödbbruchbetrachtungen erfolgt, wie

wir sie durchgeführt haben. Aber die Ergebnisse liegen bei 9,5 bis 8,5 bar. Das macht den Unterschied aus. Die Ergebnisse sind nicht so wesentlich unterschiedlich, es handelt sich in diesem Fall um 1 bar für unser Containment. Ich weiß nicht, was bei den Amerikanern herausgekommen wäre, wenn sie auch Sprödbbruchbetrachtungen angestellt hätten. Aber im wesentlichen liegen wir sehr nahe an diesem Wert, der sich bei Überlastversagen einstellt, auch wenn wir Sprödbbruch unterstellen.

E. Dressler (KWU Erlangen):

Herr Kotthoff, ich habe folgende Frage: Wenn ich Sie richtig verstanden habe, bezogen sich sowohl Kernschmelzfall 1 als auch Kernschmelzfall 2 auf ein großes Leck. Unabhängig von der Übertragbarkeit auf beispielsweise Notstromfall oder kleines Leck würde mich interessieren, ob sie einmal abgeschätzt haben, wie die Kernschmelzfälle sich abspielen würden, wenn ich davon ausgehe, daß nicht die Notkühlung komplett ausfällt, sondern nur ein Strang zur Verfügung steht. Sie haben bei den Wirksamkeitsbedingungen unterstellt, wenn zwei Stränge zur Verfügung stehen, funktioniert die Notkühlung noch, bei einem Strang funktioniert sie nicht mehr. Aber wenn ich Sie richtig verstanden habe, wurde das bei dem Kernschmelzfall nicht untersucht.

K. Kotthoff (GRS):

Um es nochmal zu wiederholen, wir haben gesagt, zwei Stränge sind alle Stränge und 1 Strang ist kein Strang; so pauschal sind wir vorgegangen. Der Zwischenbereich wurde nicht untersucht. Meine persönliche Auffassung dazu ist, daß eine derartige Untersuchung sehr schwierig ist, weil da beliebige Kombinationen vorstellbar sind. Sie können von 1 1/2 Systemen, von 1 System oder 1/2 System ausgehen; Sie können sich auch vorstellen, 1 System kommt verspätet oder setzt für 10 Minuten aus. Ich glaube, wir haben zur Zeit noch keinen Code, der in der Lage ist, Ihnen dann präzise zu sagen, wie für alle diese Varianten die Temperaturen im Kern aussehen. Wir hatten vor allem auch keinen Kernschmelzcode, der auf solche Fragestellungen eine brauchbare Antwort geben konnte. Der Kernschmelzcode BOIL ist im Grunde ein sehr simples Modell. Wenn Sie nicht an irgendeiner Stelle die Wassereinspeisung in den Reaktordruckbehälter unterbrechen, ist damit eine Aussage über das Kernschmelzen nicht möglich. Es gibt inzwischen Weiterentwicklungen, die vor allen Dingen auch darauf abzielen, Fälle wie Transienten und kleine Lecks vom Kernschmelzen her behandeln zu können. Sie sind allerdings auch noch relativ einfach gehalten und können meiner Meinung nach diesen Zwischenbereich nicht abdecken. Inzwischen gibt es in der Reaktorsicherheit einige Vorhaben, die sich intensiver mit dieser Frage auseinandersetzen.

E. Dressler (KWU Erlangen):

Was mich vor allem interessieren würde, wäre folgendes: Wenn ich unterstelle, bei einem verfügbaren Notkühlstrang ist Kernschmelzen die Folge, dann passiert also alles bis zur Phase 3. Würden Sie dann aus Ihrer Erfahrung annehmen, daß es immer noch

zu einem Überdruckversagen kommt, wenn noch ein Strang zur Verfügung steht, oder würden Sie das nicht unterstellen?

K. Kotthoff (GRS):

Wenn noch ein Strang im Sumpfumwälzbetrieb läuft, der aus dem Sicherheitsbehälter ansaugt, über den Nachwärmekühler geht und wieder in irgendeiner Form in den Sicherheitsbehälter zurückfördert, d.h., Energie wird aus dem Sicherheitsbehälter abgeführt, dann kommt es meiner Meinung nach nicht zu einem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters. Das haben wir abgeschätzt. Allerdings ergibt sich die Frage, ob die Untersuchung von Zwischenstadien für die ermittelten Risikowerte von Bedeutung ist, d.h. zu günstigeren Wahrscheinlichkeiten führt. Die Erfahrung bei den Fehlerbaumanalysen läßt erwarten, daß sich die Wahrscheinlichkeiten nicht erheblich ändern, denn Fehlerarten, die bislang nicht so stark im Vordergrund standen, wie "common mode"-Fehler, würden dann stärker zum Tragen kommen.

A. Halmy (TÜV Rheinland):

Darf ich noch eine Frage zum frühzeitigen Versagen des Sicherheitsbehälters infolge Dampfexplosion stellen? Sie führten aus, daß das risikomäßig nicht soviel ausmacht, aber durch Ihre besondere Wertung der Häufigkeiten kommt es doch letzten Endes mit einem ziemlich hohen Wert in den Hauptband. Das wird doch sicherlich von anderen Stellen so interpretiert. Ich möchte jetzt nicht über die Eintrittshäufigkeit diskutieren, mich interessiert Ihr Schadensmodell. Ist untersucht worden, ob die Wahrscheinlichkeit eines Reißverschlußversagens im Deckelbereich größer ist oder vielleicht ein sprödes oder mit Bruchmechanik begründetes Versagen im Bodenbereich? Und wie sieht es mit der Wahrscheinlichkeit einer Kopplung, Versagen des Sicherheitsbehälters infolge von Dampfexplosion aus?

K. Kotthoff (GRS):

Zuerst zu Ihrer Bemerkung, daß die Dampfexplosion nicht wichtig sein soll. Das ist nicht richtig. Ich hatte ausgeführt, daß wir die Dampfexplosion als pessimistischen Grenzfall berücksichtigt haben. Unter den getroffenen Annahmen führt sie zur stärksten Aktivitätsfreisetzung. Bei manchen Isotopen wird quasi das halbe Kerninventar freigesetzt. Dabei haben wir aus der Rasmussen-Studie die Vorstellung übernommen, daß der Deckel abreißt und den Sicherheitsbehälter durchdringt. Wir haben im Laufe der Phase A versucht, dieses Problem, weil es eben so gravierend ist, etwas genauer zu betrachten. Es hat sich zunächst als erfolgversprechend erwiesen, zu untersuchen, wie die Auswirkungen einer unterstellten Dampfexplosion für den Reaktordruckbehälter wären, d.h., hält der Reaktordruckbehälter stand oder nicht. Dazu sind mit einem weiterentwickelten Code Rechnungen durchgeführt worden. Sie deuten an, daß der Druckbehälter nicht oben im Deckelbereich versagt, sondern, wenn er versagt, unten im Bereich des Bodens bzw. im Bereich der unteren Kalotte. Das begründet auch unsere Aussage, daß wahrscheinlich die Dampfexplosion nicht so gravierend sein wird wie in der Rasmussen-Studie

und bei uns in der Phase A angenommen wurde. Wir versuchen, in der Phase B mit dem Nachweis ein Stück weiterzukommen.

A. Halmy (TÜV Rheinland):

Für den Fall eines Versagens des Reaktordruckbehälters im unteren Bereich oder in Kernhöhe würden sicherlich die Betonstrukturen ein Versagen des Sicherheitsbehälters verhindern.

K. Kotthoff (GRS):

Das wäre zu prüfen. Wir haben in dieser Richtung noch keine weiteren Untersuchungen durchgeführt. Man müßte prüfen, ob die Betonstrukturen unter den gegebenen Belastungen imstande sind zu verhindern, daß Trümmerstücke den Sicherheitsbehälter treffen können, also praktisch einen Splitterschutz darstellen.

W. Hübschmann (KfK):

Herr Kotthoff, das hört sich ja an, als ginge es bei dieser Dampfexplosion nur darum, wo der Druckbehälter reißt. Meines Erachtens geht es aber doch noch darum, ob er überhaupt reißt. Ob also die Energiekonversion so effektiv sein kann, wie sie hier angenommen ist, um die 10 %. Es wurde von dem schwedischen Autor Becker gezeigt, daß sie unter der Reaktorgeometrie nur 0,2 % sein kann.

K. Kotthoff (GRS):

Es ist sehr gut, daß Sie auf diesen Punkt hinweisen. Grundsätzlich ist ja bei einer Dampfexplosion eine Reihe von Problemen vorhanden. Einmal muß, damit es überhaupt zu einer Dampfexplosion mit nennenswerten Auswirkungen kommen kann, eine größere Menge geschmolzenen Kernmaterials vorliegen und es muß Restwasser vorhanden sein. Dieses geschmolzene Material muß ziemlich gleichzeitig ins Restwasser gelangen. Die Schmelze muß sehr fein fragmentieren, damit ihre Oberfläche sehr groß wird. Darüber hinaus ist eine sehr gute Vermischung von Schmelze und Wasser und ein hoher Wärmeübergang von der Schmelze in das Wasser notwendig. Schließlich muß die Wärmeübertragung hinreichend lange erfolgen, damit so viel Energie in das Wasser übergeht, daß eine spontane Verdampfung eintritt. Diese Bedingungen müssen erst erfüllt sein, bevor eine Dampfexplosion möglich ist. An diesen Punkten haben wir aber in der Phase A im Grunde keine Möglichkeit gesehen, zu konkreten Aussagen zu kommen. Wir hatten uns zunächst unter der Voraussetzung, daß eine Dampfexplosion eintritt, auf das Verhalten des Druckbehälters konzentriert. Wir haben die Schmelzmasse, die mit dem Wasser reagiert, und die Umsetzungsrate von Wärmeinhalt der Schmelze in mechanische Energie parametrisiert und die resultierenden Belastungen auf den Reaktordruckbehälter untersucht. Ergebnis unserer Berechnungen war, daß wenn überhaupt, der Druckbehälter im unteren Bereich, aber nicht oben am Deckel versagt. Inzwischen ist die Forschung ein Stück weitergegangen und man wird sicherlich jetzt auch versuchen, die anderen Punkte in Angriff zu nehmen. Es gilt zu klären, ob überhaupt größere Mengen Schmelze

in das untere Plenum gelangen können, wie gut der Wärmeübergang ist und wie hoch die Konversionsraten sind. Die schwedische Arbeit kenne ich nicht. Ich war im Frühjahr in Amerika. Dort gibt es für bestimmte Experimente, z.B. für Tropfenexperimente in sehr kleinem Maßstab, relativ hohe Konversionsraten. Es wird allerdings angenommen, daß sie für größere Schmelzmassen geringer sind. Dies muß aber noch experimentell bestätigt werden. Zur Zeit laufen bei Sandia Experimente, die Konversionsraten mit Schmelzen im kg-Bereich ausmessen wollen. Es bleibt abzuwarten, wie diese Ergebnisse ausfallen.

RÜCKHALTEWIRKUNG VON SPALTPRODUKTEN IM SICHERHEITSBEHÄLTER

H. Friederichs (GRS)

1. Einleitung

Der vorliegende Teil der Risikostudie befaßt sich mit der Entstehung der Spaltprodukte im Kern, möglicher Freisetzung dieser Spaltprodukte aus dem Kern bei Störfällen bzw. Unfällen, mit den Transport- und Ablagerungsvorgängen im Sicherheitsbehälter und der Freisetzung aus der Anlage in die Umgebung.

Sollten bei einem Störfall oder Unfall Spaltprodukte in den Sicherheitsbehälter gelangen, so wird ihre Konzentration in der Sicherheitsbehälteratmosphäre bis zum Zeitpunkt einer eventuellen Freisetzung aus der Anlage durch aktive und passive Abscheideprozesse (z.B. Sprühsysteme bzw. natürliche Ablagerung) und durch radioaktiven Zerfall zum Teil erheblich reduziert. Dem Sicherheitsbehälter mit umgebendem Gebäude kommt damit als letzte Barriere für die Rückhaltung der Spaltprodukte eine entscheidende Bedeutung zu. Die Rückhaltewirkung des Sicherheitsbehälters ist dabei um so größer, je länger die Verweildauer der Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter ist. So können selbst die Folgen eines Kernschmelzunfalles durch die Schutzfunktion des Sicherheitsbehälters wesentlich reduziert werden. Zur Berechnung des nach Nukliden aufgeschlüsselten Kerninventars wird ebenso wie in WASH-1400 das Programm ORIGEN benutzt, mit dem auch komplexe Aktivierungs- und Zerfallswegen berücksichtigt werden können. Das Programm liefert eine gute Übereinstimmung mit vorhandenen Experimenten. Die Freisetzungs-, Transport- und Ablagerungsvorgänge werden mit dem in WASH-1400 verwendeten Programm CORRAL berechnet.

Die Aufteilung in zwei getrennte Rechenmodelle ist sinnvoll, weil viele Nuklide sich bezüglich der Freisetzung und Ablagerung ähnlich verhalten und daher in Nuklidgruppen zusammengefaßt werden können. Diese Nuklidgruppen werden in CORRAL als stabil angesehen. Die Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls geschieht dann im Unfallfolgenmodell, in das die Ergebnisse der ORIGEN- und CORRAL-Rechnungen eingegeben werden.

Detaillierte Rechnungen wurden für ein breites Spektrum von Ereignisabläufen durchgeführt, die im einzelnen in dem Vortrag "Untersuchung des Ablaufs von Kernschmelzunfällen" erläutert sind.

2. Freisetzungs- und Ablagerungsverhalten von Spaltprodukten

2.1 Freisetzung aus dem Reaktorkern

Die Freisetzung von Spalt- und Aktivierungsprodukten aus dem Reaktorkern bei einem Ereignisablauf, der zum Kernschmelzen führt, erstreckt sich über eine lange Zeitspanne, bis das System schließlich abkühlt. Während dieser Zeit können aufgrund

der physikalischen, chemischen und thermodynamischen Bedingungen die Freisetzungsraten über einen großen Bereich schwanken. Die im einzelnen ablaufenden Vorgänge werden durch ein Modell beschrieben, das die folgenden vier Phasen unterscheidet:

- die Freisetzung beim Hüllrohrversagen (gap release), bei dem vorwiegend die während des Normalbetriebs in den Spaltgassammelräumen angesammelten gasförmigen und leichtflüchtigen Produkte entweichen,
- die Freisetzung aus der Schmelze (meltdown release) durch die Aufheizung des Brennstoffes auf Schmelztemperatur,
- die Freisetzung aus der Schmelze während der Wechselwirkung zwischen Schmelze und Betonfundament (vaporization release),
- die Freisetzung infolge einer Dampfexplosion (steam explosion).

Entsprechend den physikalischen und chemischen Eigenschaften der einzelnen Spaltprodukte werden in den verschiedenen Freisetzungsphasen unterschiedliche Bruchteile des Kerninventars freigesetzt. Dabei lassen sich die einzelnen Elemente entsprechend ihrem Freisetzungsverhalten in 7 Gruppen einteilen:

- Edelgase (Kr-Xe),
- Halogene (I),
- Alkalimetalle (Cs-Rb),
- Tellur-Gruppe (Te),
- Erdalkalimetalle (Ba-Sr),
- Edelmetalle (Ru),
- schwerflüchtige Metalloxide (La).

2.2 Ablagerungsprozesse im Sicherheitsbehälter

Die in die Sicherheitsbehälteratmosphäre freigesetzten radioaktiven Stoffe liegen dort als Gas oder Aerosol vor. Entsprechend ihrem Ablagerungsverhalten kann man die radioaktiven Stoffe in folgende Gruppen unterteilen:

- Edelgase,
- Methyljodid,
- elementares Jod,
- Aerosole.

Die Aufteilung der gasförmigen Spaltprodukte in Edelgase, Methyljodid und elementares Jod ist erforderlich aufgrund ihrer sehr unterschiedlichen Löslichkeiten in Wasser. Die anderen Spaltprodukte

- Alkalimetalle (Cs-Rb),
- Tellur-Gruppe (Te),
- Erdalkalimetalle (Ba-Sr),
- Edelmetalle (Ru),
- schwerflüchtige Metalloxide (La)

werden aufgrund ihres analogen Ablagerungsverhaltens in der Gruppe der Aerosole zusammengefaßt.

Die in die Sicherheitsbehälteratmosphäre freigesetzten Spaltprodukte unterliegen dort verschiedenen natürlichen Prozessen, die zu einer Verminderung der luftgetragenen Spaltproduktkonzentration im Sicherheitsbehälter führen. Die Abscheidung von Edelgasen und organischen Jodverbindungen ist vernachlässigbar und wird deshalb nicht betrachtet.

Elementares Jod wird aufgrund des Temperaturgefälles zwischen der Luft und den Strukturen durch natürliche Konvektion und Diffusion zu den Wänden und Oberflächen transportiert, wo es an dem Wasserfilm, der sich dort niedergeschlagen hat, abgeschieden wird. Der theoretische Ansatz für den Massentransport in die Wasserphase in Anlehnung an den natürlichen konvektiven Wärmeübergang läßt einen raschen Abfall der Aktivitätskonzentration erwarten. Die Containment-System-Experimente /1/ zeigen, daß die Jod-Konzentration in der Luft zwar am Anfang sehr stark abnimmt, bis sie etwa 1 % der Anfangskonzentration erreicht hat, danach jedoch nur noch ganz gering abfällt. Dies erklärt sich daraus, daß sich nach einer gewissen Zeit ein Gleichgewichtszustand zwischen der Jod-Konzentration in der flüssigen und in der gasförmigen Phase einstellt. In Anlehnung an die Vorgehensweise in WASH-1400 wird in den Rechnungen die Abscheidung von elementarem Jod beendet, wenn die Jod-Konzentration 1 % erreicht.

Die natürliche Ablagerung von Aerosolen wird hervorgerufen durch die Schwerkraft und turbulente Diffusion. Experimente /2/ haben gezeigt, daß die Verminderung der Aerosol-Konzentration in der Nachunfall-Atmosphäre hauptsächlich durch Schwerkraftablagerung auf horizontalen Flächen erfolgt. Ein entscheidender Parameter für die Größe der Ablagerungsgeschwindigkeit ist dabei der Aerosoldurchmesser. Da die größeren Partikel schneller abgelagert werden als die kleineren Teilchen, ändert sich der mittlere Aerosoldurchmesser im Laufe der Zeit. Experimentell wurde nachgewiesen, daß die mittlere Größe der Aerosole in einer Wasserdampf-atmosphäre bei einem Anfangswert von 15 μm nach einigen Stunden auf 5 μm absinkt. Dieser Sachverhalt wurde daher wie in WASH-1400 berücksichtigt.

2.3 Multicompartmentmodell

Die Größe der Ablagerung von Spaltprodukten im Sicherheitsbehälter hängt neben den schon erwähnten physikalischen Bedingungen ebenfalls von einer Reihe von geometrischen Parametern ab (z.B. Raumhöhe bei der Sedimentation von Aerosolen bzw. Verhältnis Oberfläche zu Volumen bei der Abscheidung elementaren Jods). Die Verminderung der Konzentration der luftgetragenen Spaltprodukte kann somit in den einzelnen Räumen mit unterschiedlichen Abscheideraten erfolgen. Im Programm CORRAL wird daher ein Multicompartmentmodell verwendet, das den Sicherheitsbehälter in mehrere Compartments unterteilt, wodurch eine realistischere Simulation der Abscheidungsverhältnisse im Sicherheitsbehälter erreicht werden kann als bei einem Eincompartimentmodell. Ein schematisches Diagramm der benutzten Compartmentgeometrie ist in Bild 1 dargestellt. Das Hauptcompartment 1 besteht aus dem freien Volumen unterhalb der kuppelför-

migen Sicherheitshülle. Es ist der einzige Raum, aus dem Leckagen nach außen angenommen werden. Das Compartment 2 ist der Raum, in dem der Bruch der Hauptkühlmittelleitung erfolgt. Compartment 3 umfaßt die restlichen, miteinander verbundenen Räume im Sicherheitsbehälter. Der Freisetzungsweg der Spaltprodukte ist ebenfalls eingezeichnet. Ein entscheidender Parameter für die Konzentrationsänderung der luftgetragenen Aktivität in den einzelnen Compartments ist die Überströmrate von einem Compartment in das andere.

Wenn Umwälzventilatoren die Luft durch den Sicherheitsbehälter bewegen oder wenn in einem Compartment größere Mengen von Wasserdampf freigesetzt werden, kann man diese Werte als Basis für eine Abschätzung der Überströmraten verwenden. Umwälzventilatoren sind in der betrachteten Anlage nicht vorhanden. Nennenswerte Wasserdampfmenngen werden dagegen in den Raum freigesetzt, in dem der Bruch der Hauptkühlmittelleitung erfolgt. Dieser Raum wurde daher als zusätzliches drittes Compartment angenommen. Die Überströmrate Q_0 vom Compartment 2 nach 3 ist bestimmt durch die Dampf- bzw. Gaserzeugungsrate (H_2) aus dem Kernschmelzablauf und somit zeitlich veränderlich. Zwischen den übrigen Räumen können Spaltprodukte durch Diffusion oder natürliche Konvektion, die durch das Temperaturgefälle zwischen den Wänden und der umgebenden Luft entsteht, überströmen. Die Berechnung dieser Effekte in einer Störfallatmosphäre ist jedoch mit erheblichen Unsicherheiten behaftet. Um die Durchmischung der Räume als Parameter in den Rechnungen zu eliminieren, wurden daher in Anlehnung an die pessimistische Vorgehensweise in WASH-1400 sehr hohe Überströmraten verwendet.

2.4 Freisetzung aus dem Sicherheitsbehälter

Die Auswirkung eines Kühlmittelverluststörfalles auf die Umgebung hängt entscheidend von der Integrität des Sicherheitsbehälters ab. Bei intaktem Sicherheitsbehälter können Spaltprodukte infolge des erhöhten Innendrucks durch Leckagen nach außen in den Ringraum zwischen Sicherheitsbehälter und Betonhülle gelangen. Zur Verminderung der Leckagen sind die großen Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter, wo am ehesten Leckagen zu erwarten sind, abgekammert und an das Leckabsaugesystem angeschlossen, das die ausgetretenen Spaltprodukte wieder in den Sicherheitsbehälter zurückführt. In dem Raum zwischen Betonhülle und Sicherheitsbehälter wird durch die Ringraumabsaugung ein geringer Unterdruck aufrechterhalten. Die aus dem Sicherheitsbehälter durch Leckage austretenden radioaktiven Stoffe, die nicht durch das Leckabsaugesystem erfaßt werden, werden mit der Fortluft aus dem Ringraum über eine für Störfälle spezifizierte Filteranlage geleitet und dann gefiltert an die Umgebung abgegeben.

Bei Ereignissen, die zum Kernschmelzen führen, kann grundsätzlich nicht ausgeschlossen werden, daß der Sicherheitsbehälter infolge Druckerhöhung versagt.

Die für die Ermittlung der Aktivitätsfreisetzung untersuchten Ereignisabläufe sind in Bild 2 dargestellt. Ausgehend vom dop-

pelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung (hier mit A gekennzeichnet), wurden die drei Fälle

- AF: Kühlmittelverluststörfall mit Ausfall der Notkühlung bei Umschaltung auf Sumpfbetrieb (Kernschmelzfall 1),
- AE: Kühlmittelverluststörfall mit Ausfall der Notkühlung bei der Niederdruckeinspeisung (Kernschmelzfall 2) und
- A: von der Notkühlung beherrschter Kühlmittelverluststörfall näher untersucht.

Für jeden der beiden Kernschmelzfälle wurden verschiedene Versagensarten des Sicherheitsbehälters genauer analysiert:

- Überdruckversagen,
- unterschiedliche Leckagen des Sicherheitsbehälters,
- Zerstörung des Sicherheitsbehälters als Folge einer Dampfexplosion im Reaktordruckbehälter.

3. Ergebnisse

Die Ergebnisse dieser Rechnungen sollen am Beispiel des Kernschmelzfall 1 diskutiert werden, und zwar zunächst für den Ablauf, der zu Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters führt. Bild 3 zeigt dazu den zeitlichen Verlauf der Spaltproduktkonzentration in der Sicherheitsbehälteratmosphäre für die Edelgase und für elementares Jod. Die Edelgase befinden sich nach 17 Stunden nahezu vollständig noch in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters. Die Konzentration des elementaren Jods dagegen ist durch den natürlichen Abscheidungsprozeß an den mit Wasser benetzten Innenflächen des Sicherheitsbehälters nach ca. 400 Minuten auf 1 % der Anfangskonzentration abgesunken. Danach bleibt die luftgetragene Jodkonzentration der Aerosole aufgrund der Austauscheffekte zwischen gasförmiger und flüssiger Phase konstant. Wie Bild 4 zeigt, unterscheidet sich der Verlauf der Spaltproduktkonzentration der Aerosole deutlich von dem der Edelgase und von elementarem Jod. Ein Gleichgewichtszustand wie bei elementarem Jod ist bei den Aerosolen nicht gegeben. Die Sedimentation der Aerosole infolge der Schwerkraft spielt hier eine entscheidende Rolle. Sie bewirkt eine stetige Verminderung der Aerosolkonzentration.

Im verwendeten Rechenprogramm CORRAL wird für alle Aerosole gleiches Ablagerungsverhalten angenommen. Die Aerosole unterscheiden sich hier nur in ihren Freisetzungsfaktoren, d.h. in den freigesetzten Anteilen und im Zeitpunkt der Freisetzung.

Den Einfluß der Freisetzungzeit kann man durch einen Vergleich der beiden Nuklidgruppen Cs-Rb und Te erkennen. Beide Nuklidgruppen werden vollständig aus dem Kern freigesetzt. Während die Freisetzung bei der Gruppe Cs-Rb überwiegend bereits während der Schmelzphase erfolgt, wird der größte Teil der Te-Gruppe erst zu einem späteren Zeitpunkt (während der Verdampfphase) freigesetzt. Entsprechend liegt zunächst die Kon-

zentration der Gruppe Cs-Rb über der Konzentration der Te-Gruppe, während sich später die Verhältnisse genau umkehren.

Bild 5 zeigt - wieder für das Überdruckversagen - die Spaltproduktfreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter. Aufgetragen ist der insgesamt freigesetzte Anteil des Kerninventars für verschiedene Nuklidgruppen als Funktion der Zeit. Zu berücksichtigen ist dabei, daß der insgesamt freigesetzte Anteil des Kerninventars logarithmisch aufgetragen ist. Bereits vor dem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters ist eine Freisetzung erkennbar. Diese ist darauf zurückzuführen, daß analog zu WASH-1400 vor dem Überdruckversagen pessimistisch eine Leckage des Sicherheitsbehälters in Höhe der 10fachen Auslegungsleckage unterstellt wurde.

Da bei den Edelgasen und beim organischen Jod keine Abscheidungsprozesse im Sicherheitsbehälter angenommen werden, erfolgt mit dem Überdruckversagen praktisch eine vollständige Freisetzung dieser Gruppen. Auch der in der Luft verbliebene Anteil an elementarem Jod wird im wesentlichen erst beim Überdruckversagen freigesetzt. Bei den Aerosolen ist die in der Luft des Sicherheitsbehälters enthaltene Konzentration durch Sedimentation bis zum Überdruckversagen bereits sehr weit reduziert. Eine nennenswerte Freisetzung findet dann nicht mehr statt.

Unterstellt man, daß der Sicherheitsbehälter zu Beginn des Störfalles ein Leck hat, so wird seine Rückhaltewirkung dadurch beeinträchtigt. In Bild 6 ist der Freisetzungsverlauf für ein Leck im Sicherheitsbehälter mit 300 mm Querschnitt gezeigt. Hierbei ist die Rückhaltewirkung des Sicherheitsbehälters gering, da die Spaltprodukte rasch aus dem Sicherheitsbehälter ausströmen können und die Verweildauer im Sicherheitsbehälter klein ist.

Der Einfluß der Leckgröße auf die Freisetzung ist am Beispiel der Nuklidgruppe Cs-Rb im Bild 7 aufgetragen. Da die Aerosole durch Sedimentation im Sicherheitsbehälter abgelagert werden, hängt die Größe der Freisetzung nach draußen entscheidend von der Verweildauer der Aerosole im Sicherheitsbehälter ab. Je kleiner das Leck ist, um so größer ist die Verweildauer und um so geringer die Freisetzung. Dies gilt auch für alle anderen Aerosole. Elementares Jod (Bild 8) zeigt ein ähnliches Verhalten. Allerdings wird die Rückhaltewirkung des Sicherheitsbehälters für elementares Jod dadurch begrenzt, daß die Jod-Konzentration in der Sicherheitsbehälteratmosphäre nicht unter 1 % der Anfangskonzentration absinken kann.

Als letztes Beispiel ist die Freisetzung aus der Anlage für den Unfallablauf mit Dampfexplosion in Bild 9 dargestellt. Hierbei wird angenommen, daß es nach dem Kernschmelzen zu einer Dampfexplosion kommt, die den Reaktordruckbehälter und in der Folge auch den Sicherheitsbehälter zerstört. Dieser Unfallablauf führt zu den höchsten Aktivitätsfreisetzungen.

In Bild 10 sind die Ergebnisse der CORRAL-Rechnungen noch einmal zusammengefaßt.

Zu den Sicherheitsbehälterversagensarten "Dampfexplosion", "Große Leckage", "Kleine Leckage" und "Überdruckversagen" ist je-

weils die Spaltproduktfreisetzung für vier Nuklidgruppen aufgetragen. Die Edelgase und das organische Jod, das im Bild nicht aufgetragen ist, werden stets vollständig freigesetzt, da keine Ablagerung angenommen wird. Für alle anderen Nuklidgruppen ist die Freisetzung groß, wenn der Sicherheitsbehälter frühzeitig mit großem Querschnitt versagt. Wenn der Versagensquerschnitt abnimmt bzw. der Versagenszeitpunkt sehr viel später als das Kernschmelzen liegt, wird die Freisetzung kleiner. Bei elementarem Jod ist die Freisetzung durch die Annahme eines Gleichgewichtszustandes zwischen gasförmiger und flüssiger Phase nach unten limitiert.

Es muß nochmals darauf hingewiesen werden, daß der radioaktive Zerfall bei diesen Überlegungen nicht berücksichtigt wurde. Eine gleichzeitige Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls würde je nach Halbwertszeit zu einer stärkeren effektiven Rückhaltewirkung des Sicherheitsbehälters führen.

4. Freisetzungskategorien

Ein sehr ähnliches Freisetzungsverhalten ergibt sich in der Studie auch für die anderen untersuchten Unfallabläufe. Unfallabläufe mit vergleichbarer Freisetzung wurden daher zu Gruppen, den Freisetzungskategorien, zusammengefaßt.

Die nach diesem Verfahren gebildeten Freisetzungskategorien sind in Bild 11 zusammengestellt.

Betrachten wir zunächst die Kategorien 1 bis 6. Dies sind die Kernschmelzunfälle. Die Freisetzungskategorien 5 und 6 umfassen Unfallabläufe, die zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters führen. Bei Kategorie 5 wird im Gegensatz zu Kategorie 6 ein Ausfall der Störfallfilter in der Zeit vor dem Überdruckversagen unterstellt.

Die Kategorien 2 bis 4 enthalten Kernschmelzunfälle, bei denen ein Ausfall des Sicherheitsbehälterabschlusses angenommen wird. In der Freisetzungskategorie 2 wird unterstellt, daß z.B. durch einen Ausfall des Lüftungsabschlusses ein großes Leck im Sicherheitsbehälter verursacht wird. Bei den Kategorien 3 und 4 wird das Versagen anderer Abschlüsse und dementsprechend ein mittleres bzw. kleines Leck im Sicherheitsbehälter angenommen.

Kategorie 1 umfaßt Unfallabläufe, die unter der Annahme auftreten, daß es nach dem Kernschmelzen zu einer Dampfexplosion kommt, die den Reaktordruckbehälter und in der Folge auch den Sicherheitsbehälter zerstört. Diese Unfallabläufe führen zu den höchsten Aktivitätsfreisetzungen.

Ergänzend wurden in der Studie Kühlmittelverluststörfälle untersucht, die durch die Notkühlssysteme beherrscht werden. Bei diesen Störfallabläufen bleibt der Kern im wesentlichen intakt. Bei Freisetzungskategorie 7 wurde ein Versagen des Sicherheitsbehälterabschlusses unterstellt. Bei Kategorie 8 wurde pessimistisch mit der 10fachen Auslegungsleckage des Sicherheitsbehälters gerechnet.

Die Freisetzungskategorien fassen die Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen zusammen. Sie bilden die Eingangsdaten für die Berechnung der Unfallfolgen.

Schrifttum

- /1/ Hillard, R.K., und L.F. Coleman:
Natural Transport Effects on Fission Product Behavior in
the Containment System Experiment
BNWL 1457 (1970)
- /2/ Postma, A.K., P.C. Owzarski and D.L. Leser:
Transport- and Deposition of Airborne Fission Products
Cooled Reactors Following Postulated Accidents
WASH-1400, Appendix VII - I (1975)

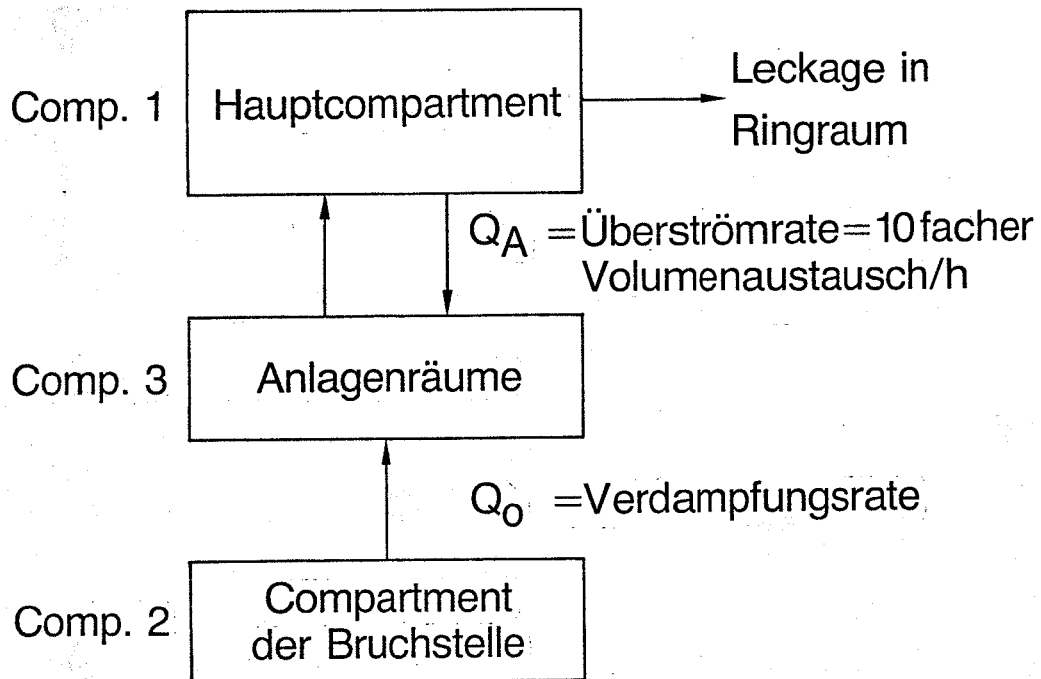


Bild 1:
Compartmentschema

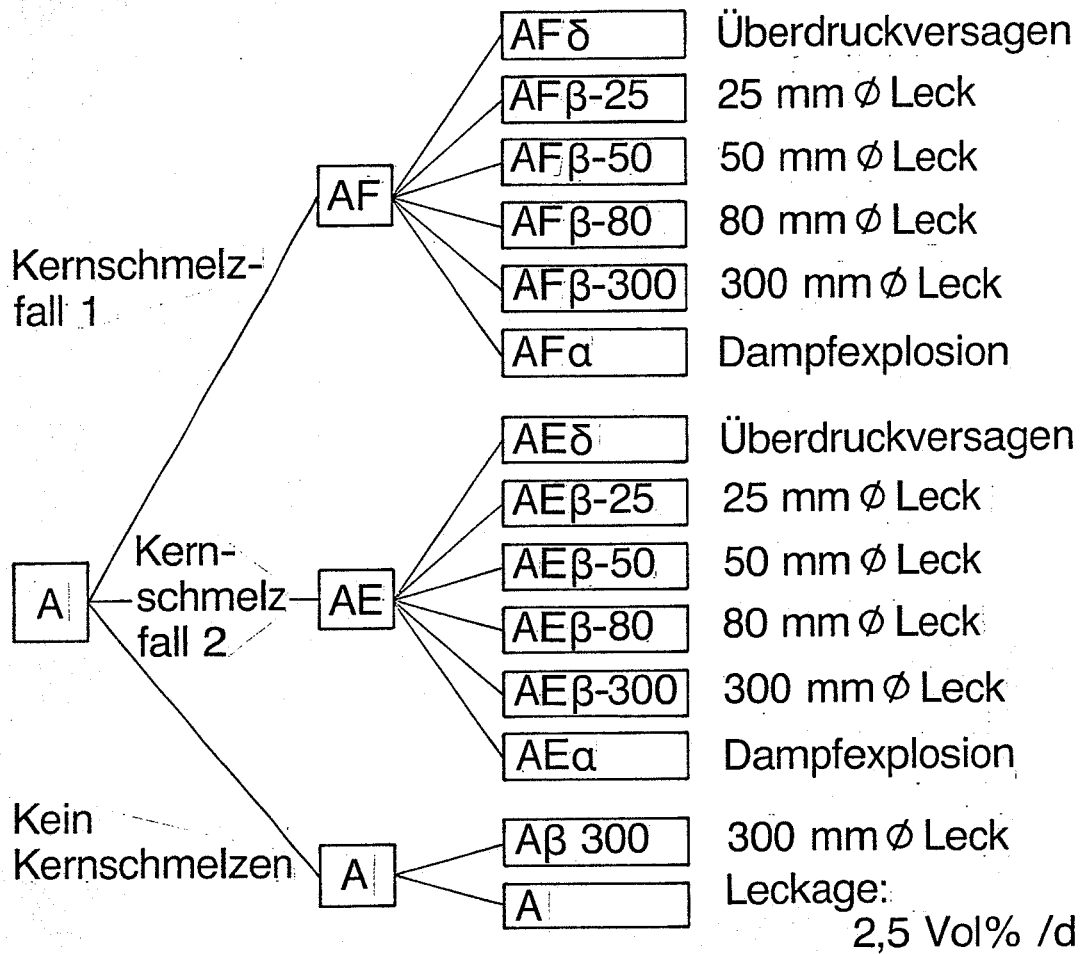


Bild 2:
Störfalldiagramm

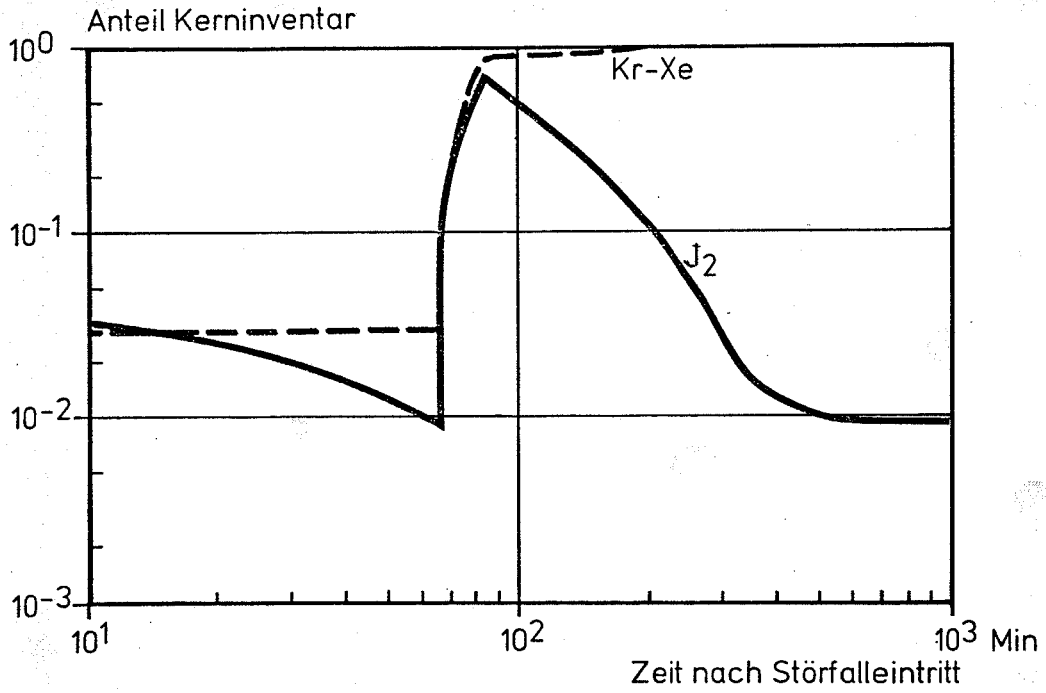


Bild 3:

Spaltproduktkonzentration in der Sicherheitsbehälter-
Atmosphäre bei einem Kernschmelzunfall (Kr-Xe; J_2)

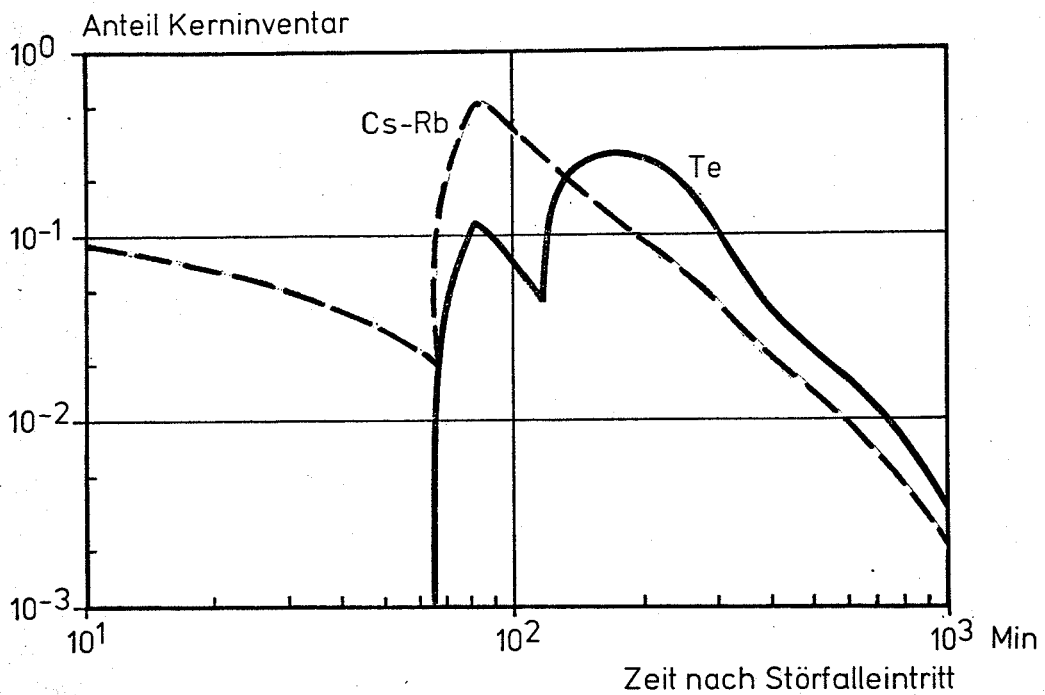


Bild 4:

Spaltproduktkonzentration in der Sicherheitsbehälter-
Atmosphäre bei einem Kernschmelzunfall (Cs-Rb; Te)

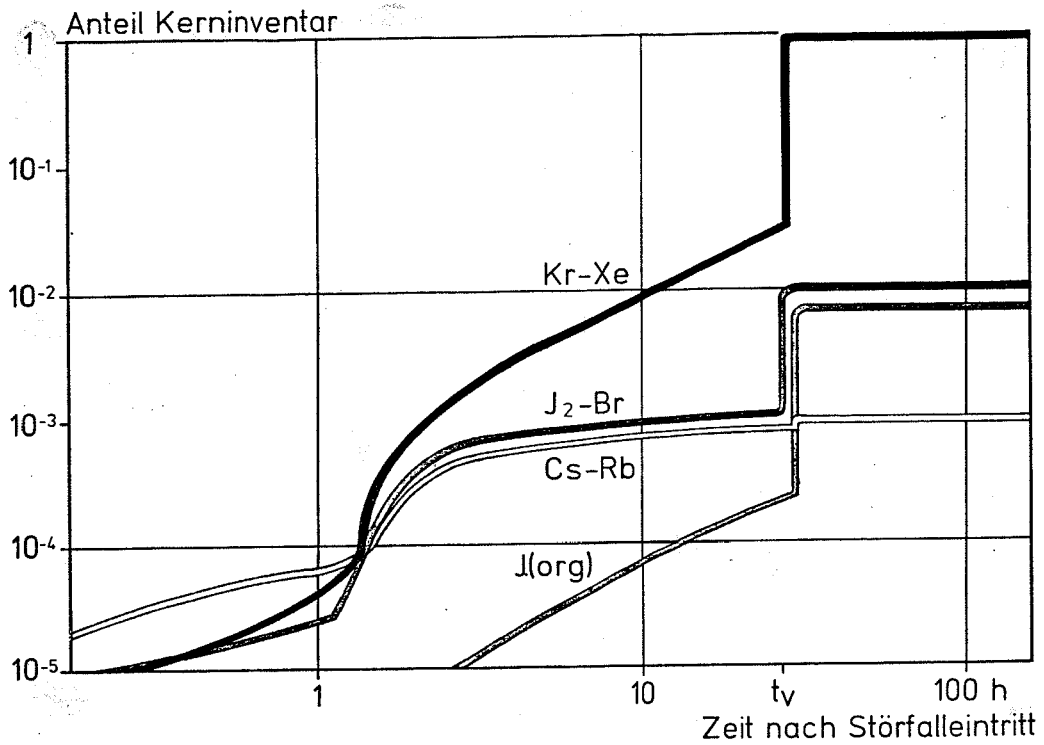


Bild 5:

Spaltproduktfreisetzung nach Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters bei einem Kernschmelzunfall

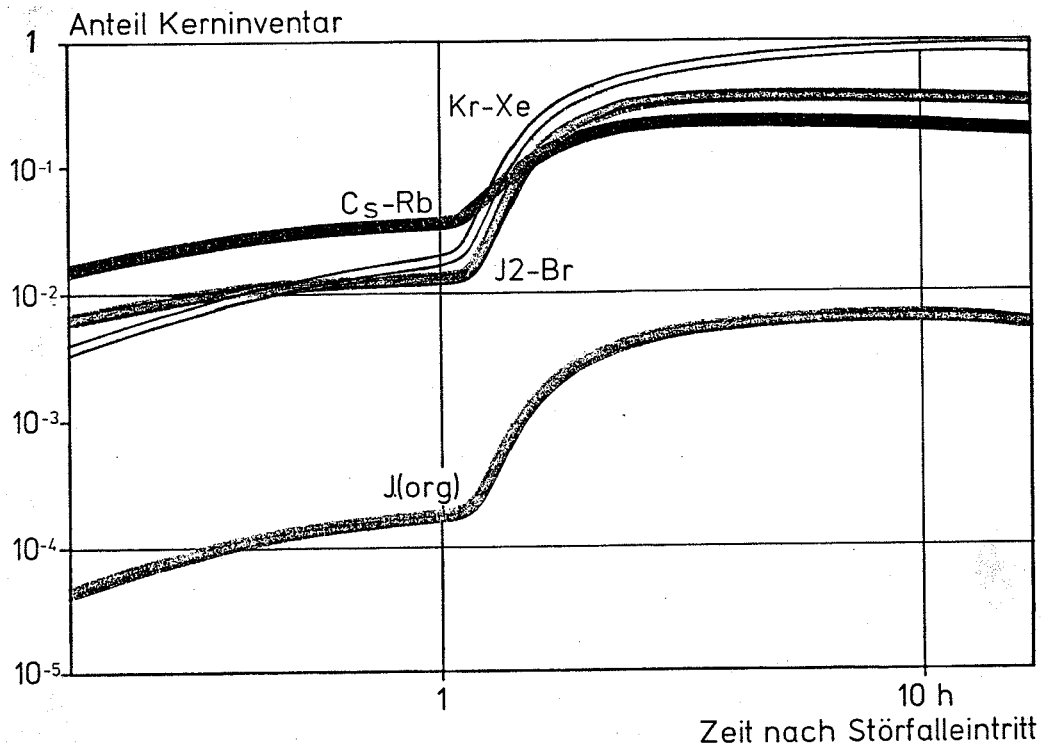


Bild 6:

Spaltproduktfreisetzung über ein großes Leck (300 mm \varnothing) im Sicherheitsbehälter bei einem Kernschmelzunfall

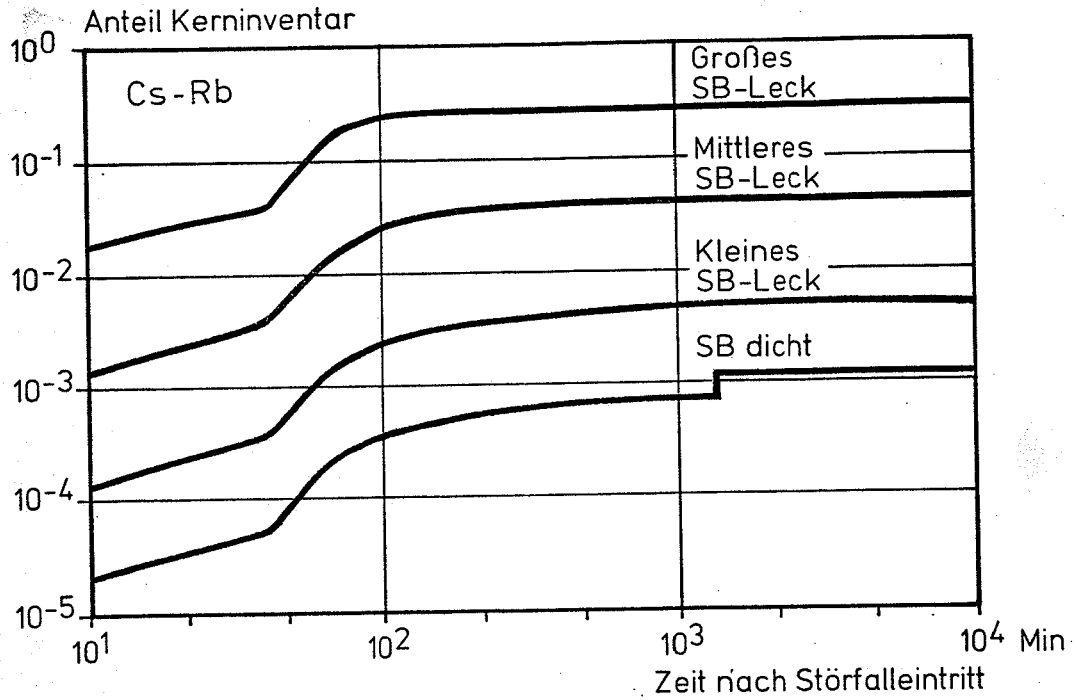


Bild 7:

Spaltproduktfreisetzung bei einem Kernschmelzunfall für verschiedene SB-Lecks

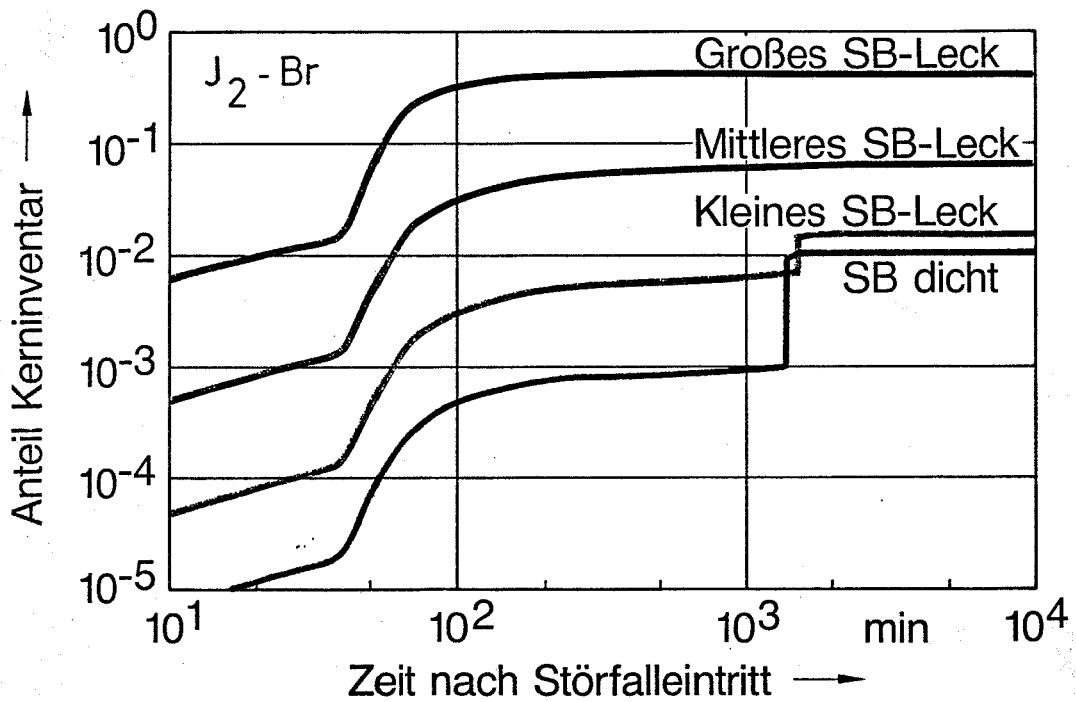


Bild 8:

Spaltproduktfreisetzung für verschiedene SB-Lecks

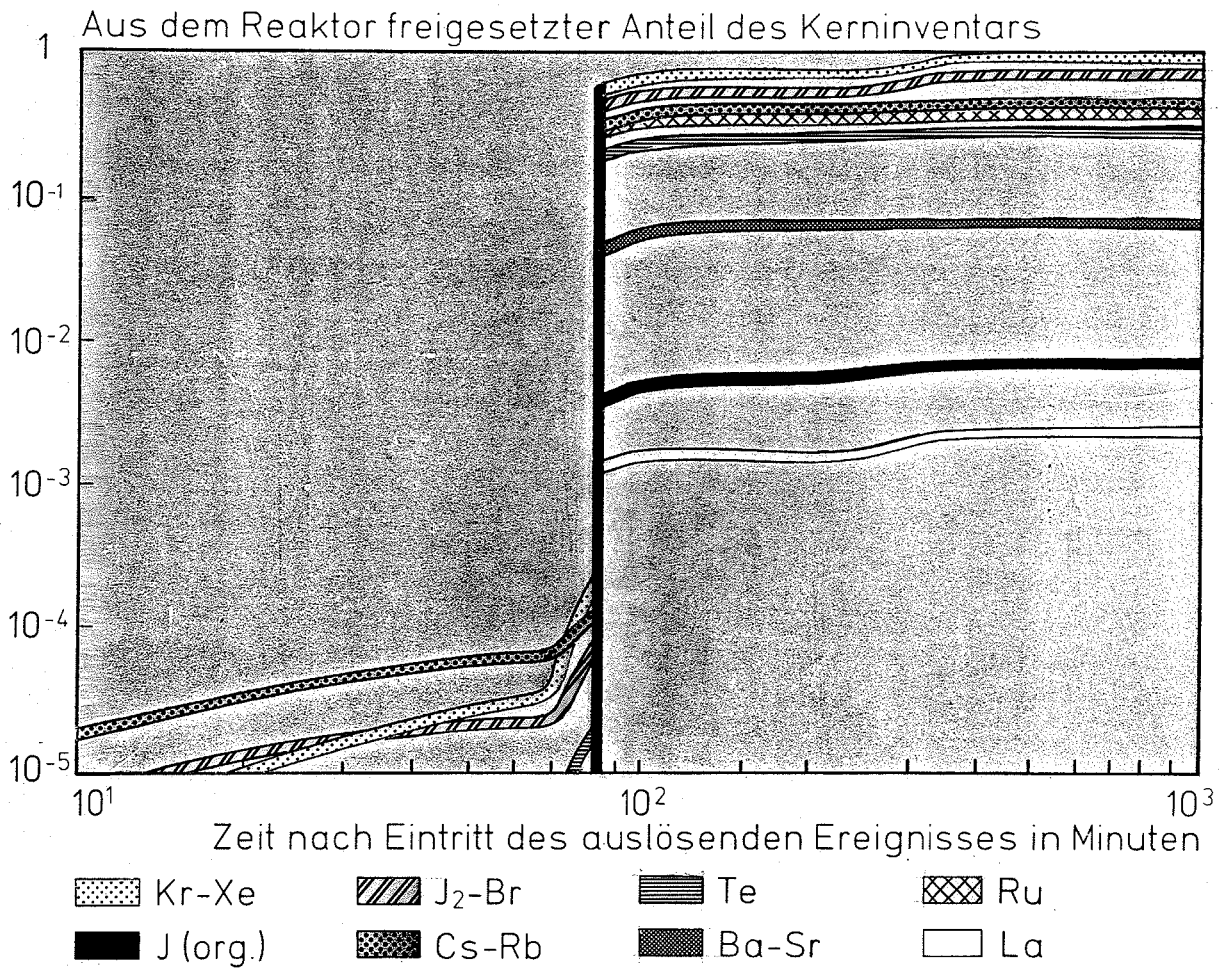


Bild 9:

Spaltproduktfreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter; Kernschmelzfall 1; Annahme einer Dampfexplosion

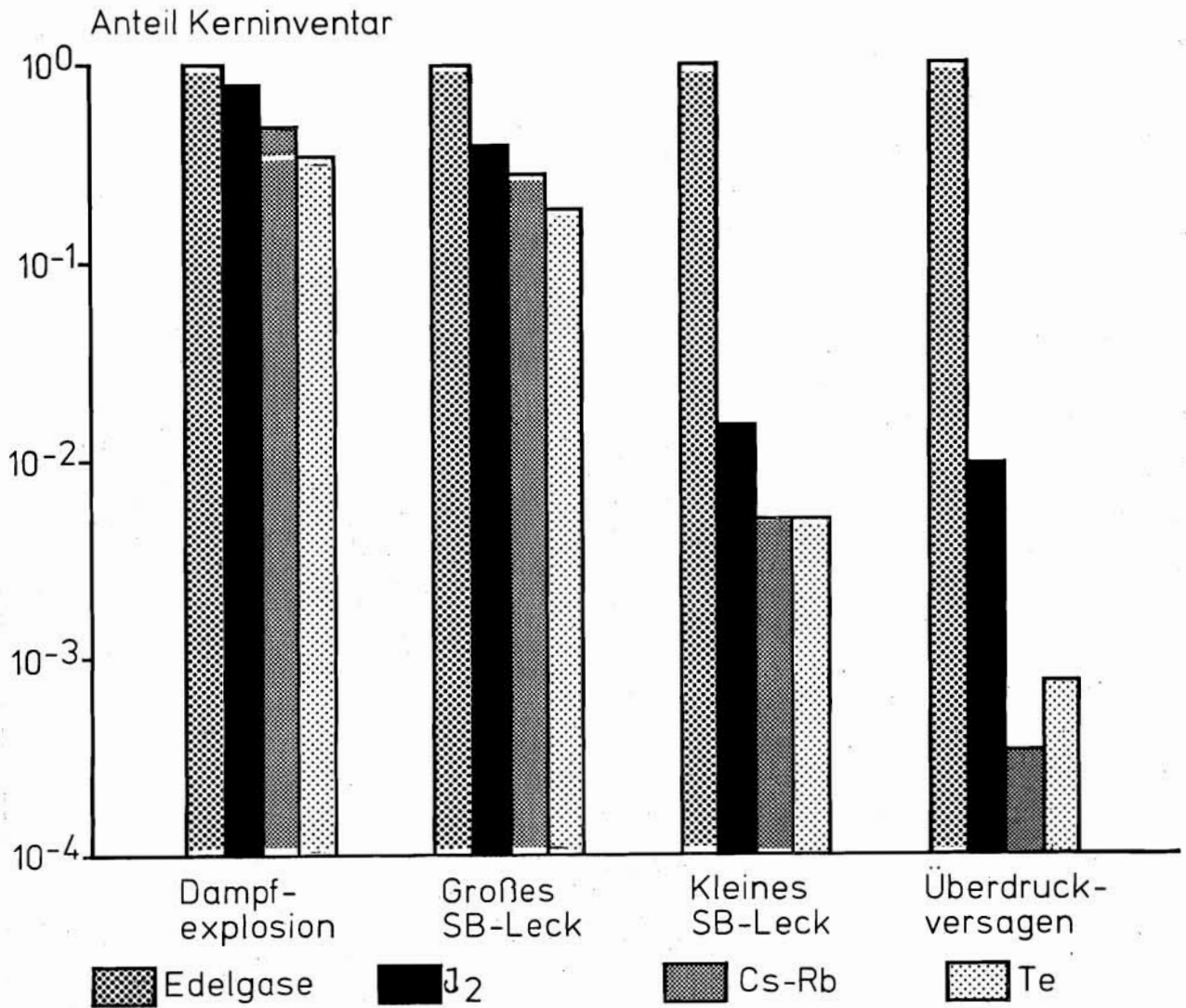


Bild 10:

Spaltproduktfreisetzung für einen Kernschmelzfall und verschiedene Sicherheitsbehälter-Versagensarten

Freisetzungskategorie Nr.	Beschreibung	Häufigkeit pro Jahr
1	Kernschmelzen, Dampfexplosion	$2 \cdot 10^{-6}$
2	Kernschmelzen, großes Leck im SB (ϕ 300mm)	$6 \cdot 10^{-7}$
3	Kernschmelzen, mittleres Leck im SB (ϕ 80 mm)	$6 \cdot 10^{-7}$
4	Kernschmelzen, kleines Leck im SB (ϕ 25 mm)	$3 \cdot 10^{-6}$
5	Kernschmelzen, Überdruckversagen SB Ausfall der Störfallfilter	$2 \cdot 10^{-5}$
6	Kernschmelzen, Überdruckversagen SB	$7 \cdot 10^{-5}$
7	Beherrscher Kühlmittelverlust-Störfall großes Leck im SB (ϕ 300 mm)	$1 \cdot 10^{-4}$
8	Rest	$1 \cdot 10^{-3}$

Bild 11:
Freisetzungskategorien

Abbildung 11:
Freisetzungskategorien

DISKUSSION ZUM VORTRAG FRIEDERICH'S

H. Hörtner (GRS):

Ich wollte noch einige Ergänzungen anbringen, die die Häufigkeiten der einzelnen Freisetzungskategorien betreffen. Wir haben 6 Freisetzungskategorien mit Kernschmelzen und 2 ohne Kernschmelzen unterschieden. Die größere Differenzierung der Leckquerschnitte (in 300 mm \varnothing , 80 mm \varnothing und 25 mm \varnothing) bei den Kernschmelzunfällen war wichtig, weil sich bei diesen die freigesetzten Aktivitäten erheblich unterscheiden. Demgegenüber wurde bei den beherrschten Störfällen nur Leck und kein Leck unterschieden. Sofern kein Leck vorliegt, wurde für den Sicherheitsbehälter die zehnfache Auslegungsleckage zugrunde gelegt.

Die Beiträge zu den Häufigkeiten sind folgendermaßen: In der Kategorie 1, Dampfexplosion, wurde wie in der Rasmussen-Studie ein Median von 1 %, d.h. ein Erwartungswert von 2,7 % dafür angesetzt, daß bei Kernschmelzen dieses physikalische Phänomen auftritt. In der Kategorie 2 tragen etwa in gleichem Maß Versagen von passiven Komponenten des Sicherheitsbehälters, vor allem von Schweißnähten, und Versagen von aktiven Komponenten bei. Hier sind es vor allem "common mode"-Ausfälle der Meßwerterfassung der Notkühlvorbereitungssignale, durch die gleichzeitig die Notkühlung initiiert und der Gebäudeabschluß bewirkt wird. In den Kategorien 3, 4, 5 und 6 dominieren die Komponentenausfälle von aktiven Komponenten. Für die Kategorien 3 bis 5 sind die dominierenden Einflüsse durch "common mode"-Ausfälle der Notstromdiesel beim Notstromfall und beim "kleinen Leck am Druckhalter beim Notstromfall" gegeben. Für die Kategorien 3 und 4 wird noch ein kleinerer Beitrag dadurch bedingt, daß zwei Reaktorschutzsignale unabhängig voneinander ausfallen. Die Häufigkeit der Kategorie 6 ergibt sich einfach als Rest, wenn man von der ermittelten Kernschmelzhäufigkeit die Häufigkeiten der Freisetzungskategorien 1 bis 5 abzieht. Daher sind die Häufigkeitsbeiträge in Kategorie 6 ähnlich wie bei den Kernschmelzunfällen, die ich in meinem Vortrag als letztes Bild gezeigt habe. Lediglich die Beiträge durch "common mode"-Ausfälle der Notstromdiesel sind geringer. Der Grund ist, daß der Notstromfall und das "kleine Leck am Druckhalter beim Notstromfall" erheblich zu den Kategorien 3, 4 und 5 beitragen und so weniger übrig bleibt für die Kategorie 6. In der Kategorie 7 sind Lecks zusammengefaßt, die sowohl durch 300 mm als auch durch 80 mm Durchmesser repräsentiert werden. Für die Ermittlung der Unfallfolgen wird pessimistisch so weitergerechnet, als ob alle diese Lecks einen Durchmesser von 300 mm hätten.

Bei den ermittelten Häufigkeiten ist vor allem auch anzumerken, daß Überträge zwischen den einzelnen Kategorien erfolgten: Analog zur amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie wurde so vorgegangen, daß 10 % der Häufigkeiten der benachbarten Freisetzungskategorien zur Häufigkeit der betrachteten Kategorie addiert wurden; keine Überträge erfolgten zwischen den Kernschmelzunfällen einerseits und den beherrschten Störfällen der Kategorien 7 und 8 andererseits. Damit wollte man in der Rasmussen-Studie offensichtlich gewisse Unsicherheiten abdecken bezüglich der Einordnung des Ereignisablaufs in die jeweilige Freiset-

zungskategorie. Eine nähere Begründung für diese Überträge wurde aber in WASH-1400 nicht gegeben und ist auch nicht einsichtig. Diese Überträge erhöhen die ermittelten Häufigkeiten ganz beträchtlich, insbesondere die Häufigkeit von Kategorie 7 wird durch den Übertrag aus der Kategorie 8 um den Faktor 500 erhöht! Wie Herr Friederichs schon ausgeführt hat, ist beim großen Leck und beim mittleren Leck in einer Hauptkühlmittelleitung mit Hüllrohrschäden zu rechnen, da bei diesen Störfällen der Kern zeitweise unbedeckt ist. Aufgrund dessen tritt auch eine Freisetzung von Aktivitäten aus dem Sicherheitsbehälter auf. Das Vorgehen mit den Überträgen bedeutet hier, daß man im Mittel für jeden 10. Kühlmittelverluststörfall ein 300-mm-Leck im Sicherheitsbehälter hätte, also ein extrem pessimistisches Vorgehen. Es sind aber auch für Kernschmelzfälle erhebliche Überträge zu verzeichnen, und zwar in der Kategorie 4, deren Häufigkeit um einen Faktor 4 erhöht wird. Die Kategorien 2, 3 und 5 werden in ihrer Eintrittshäufigkeit etwa verdoppelt. Keinen Einfluß haben die Überträge lediglich auf die Häufigkeiten der Kategorien 1, 6 und 8.

W. Bastl (GRS):

Herr Hörtnner, ich glaube, damit haben jetzt die systemanalytischen Hintergründe für die Beiträge zu diesen Kategorien einen Detaillierungsgrad in der Geschwindigkeit erreicht, der vielleicht nicht mehr so ganz durchsichtig ist. Ich würde vorschlagen, daß man jetzt bevorzugt anhand dieser Tabelle nochmals diskutiert oder erklärende Fragen anbringt.

R. Sartori (RW-TÜV):

Ich habe zwei Fragen: Zunächst eine Frage zum Verständnis. Arbeitet bei diesen Lecks im Sicherheitsbehälter die Ringraumabsaugung noch oder nicht? Und wenn nicht, warum nicht?

K. Kotthoff (GRS):

Wir haben speziell zu diesem Punkt einige Untersuchungen durchgeführt, und zwar unter dem Aspekt, daß wir im Grunde eine Art Doppel-Containment haben, im Gegensatz zum amerikanischen Druckwassercontainment. Wir haben versucht, von der Sekundärabschirmung Kredit zu nehmen. Dazu haben wir verschiedene Fälle behandelt. Bei einem Kernschmelzunfall innerhalb des Containments ergibt sich für verschiedene Lecks im Containment bei intakter Ringraumabsaugung folgendes Bild: Grob gesagt, kann für Leckgrößen im Containment von etwa 25 und 50 mm \varnothing der Druck im Ringraum mit der Ringraumabsaugung relativ gut bei etwa 1 bar gehalten werden, so daß keine größere Überströmung in die Außenatmosphäre zu erwarten wäre. Der wesentliche Aspekt, der uns diesen Weg hat aufgeben lassen, ist, daß beim Kernschmelzunfall und einem Leck im Containment die Filteranlage der Ringraumabsaugung, die auf eine Leckrate von 0,25 Vol.-% bei einem beherrschten Kühlmittelverluststörfall bemessen ist, überladen wird. So ist schon bei einem 25-mm- \varnothing -Leck im Sicherheitsbehälter und einem Kernschmelzunfall zu erwarten, daß sie nach einer gewissen Zeit nichts mehr zurückhalten kann. Bei einem

80-mm-Ø-Leck im Containment ergibt sich ein Druckaufbau im Ringraum. Da der Ringraum nicht gegen Überdruck ausgelegt ist, wird ein Teil der Aktivität aus dem Gebäude freigesetzt.

R. Sartori (RW-TÜV):

Die zweite Frage: Sie haben für den Fall Kernschmelzen und Überdruckversagen 10 oder 15 Stunden Zeit, bevor Sie die magische Grenze von 9,5 bar im Sicherheitsbehälter erreichen. Warum machen Sie dann keinen Exventing-Betrieb, das heißt, warum geben Sie über Filter nicht den überschüssigen Gasdruck ab, so daß Sie die Versagensgrenze noch hinausziehen können?

H. Hörtner (GRS):

Wir haben nur geplante Handmaßnahmen berücksichtigt und insbesondere keine Eingriffe in den Reaktorschutz.

R. Sartori (RW-TÜV):

Der Operateur könnte aber richtig handeln!

K. Kotthoff (GRS):

Das sind nun Maßnahmen, die sehr weit abweichen von dem, was im Betriebshandbuch festgelegt ist. Wenn Sie mit dem Druck hochgefahren sind auf 5 oder 6 bar, ist es eine große Frage, ob dann noch ein Operateur hingehet und die Lüftungsklappen aufmacht. Er müßte in den Reaktorschutz eingreifen, sonst wäre das nicht möglich.

W. Ullrich (GRS):

Mich überrascht vor allen Dingen die Ziffer der Häufigkeit pro Jahr bei dieser Freisetzungskategorie 1. Es wäre wesentlich klarer für die Diskussion, wenn wir uns einmal die Mühe machten, die Originalzahlen für die Freisetzungskategorien, die Originalzahlen der Häufigkeit pro Jahr hinzuschreiben ohne den 10%-Übertrag der benachbarten Kategorien, damit man sieht, welcher Beitrag vom ursprünglichen Einleitungsereignis stammt.

H. Hörtner (GRS):

Dazu möchte ich sagen, daß wir im Hauptband natürlich nur die zusammengefaßten Ergebnisse dargestellt haben. In den entsprechenden Fachbänden werden wir sicher auch die anderen Zahlen anführen. Wir wollten die Ergebnisse auf jeden Fall mit diesen Überträgen ermitteln, wie es in WASH-1400 gemacht wurde. Wir wollten im Vergleich zu WASH-1400 keine Unterbewertung des Risikos durchführen, sondern die gleiche Vorgehensweise verwenden. Wir hatten ja die Auflage, genauso vorzugehen, und das haben wir getan.

W. Ullrich (GRS):

Das kritisiere ich nicht, das ist auch völlig klar. Aber trotzdem wäre es interessant zu wissen, was ist der Originalbeitrag der Eintrittshäufigkeit und was wird nur durch den Übertrag von den benachbarten Kategorien festgelegt.

H. Hörtner (GRS):

Das werden Sie aus dem Fachband entnehmen können.

F.W. Heuser (GRS):

Herr Ullrich, ich wollte nur - weil Sie die Kategorie 1 nochmal ansprechen - sagen, die hier ausgewiesene Zahl hat mit einem Übertrag aus der Kategorie 2 - das können Sie sofort sehen - überhaupt nichts zu tun. Die Häufigkeitseinschätzung für die Freisetzungskategorie 1, das ist auch gesagt worden, kam folgendermaßen zustande: Wir haben als Ergebnis der anlagentechnischen Untersuchungen eine Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen ermittelt mit $9 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr (Erwartungswert) bzw. $4 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr (Medianwert). Ausgehend von diesem Wert, ist wie in WASH-1400 für die bedingte Wahrscheinlichkeit einer Dampfexplosion bei einem Kernschmelzunfall $2,7 \cdot 10^{-2}$ (bezogen auf den Erwartungswert) bzw. $1,0 \cdot 10^{-2}$ (bezogen auf den Median) angesetzt worden. Der Unterschied in den Faktoren 2,7 bzw. 1,0 ist statistischer Art und hängt mit der Unsicherheitseinschätzung für die verschiedenen Einzelpunkte der Diskussion Dampfexplosion zusammen. Mit dem Faktor $2,7 \cdot 10^{-2}$ erklärt sich der im Vergleich zu WASH-1400 optisch etwas günstigere Wert der Kategorie 1. Ich sage das deswegen noch einmal, weil ja die Kategorie 1 in der Diskussion über die Ergebnisse der Unfallfolgerechnungen immer wieder eine Rolle spielen wird. In anderen Zusammenhängen ist dasselbe zur Kategorie 7 zu sagen, aber das wird sicher morgen noch bei der Ergebnisdiskussion geschehen.

W. Bastl (GRS):

Ich glaube, durch die Ausführungen von Herrn Hörtner und jetzt von Herrn Heuser ist die Problematik dieser Überträge klar geworden. Was momentan nicht präsentiert werden kann, ist ein Bild, in dem man den unmittelbaren Vergleich sieht. Aber die wichtigsten Kategorien wurden wohl angesprochen.

H.A. Ritter (MAGS, Düsseldorf):

Ich habe zwei Fragen zum Überdruckversagen. Zunächst, Kategorie 5 betrifft den Ausfall der Störfallfilter: Was geschieht nach dem Überdruckversagen? Wieviel der freigesetzten Aktivität geht über den Schornstein und wieviel Prozent durch das Mauerwerk? Wie kann man sich das vorstellen? Die zweite Frage ist: Welche Temperaturen existieren vor dem Überdruckversagen an der Stahlkugel, und gibt es nicht Möglichkeiten, durch Wärmeabfuhr die Zeit bis zum Überdruckversagen zu verlängern?

H. Friederichs (GRS):

Zu Ihrer ersten Frage: Wie Herr Kotthoff schon gesagt hat, hatten wir das Problem, ob die Störfallfilter unter diesen Bedingungen, wie wir sie bei diesen Kernschmelzunfällen haben, überhaupt noch funktionsfähig sind. Wir konnten dieses Problem nicht völlig lösen und haben deshalb die beiden Extremfälle gerechnet, nämlich einmal totaler Ausfall der Störfallfilter von vornherein und zum anderen Funktion der Störfallfilter und der gesamten Ringraumabsaugung bis zum Überdruckversagen. Nach dem Überdruckversagen entweichen die Spaltprodukte natürlich aus dem Leck im Sicherheitsbehälter und im umgebenden Gebäude im Sicherheitsbehälter, was durch das Überdruckversagen entstanden ist. Die Spaltprodukte werden dann nicht mehr über den Kamin freigesetzt.

L.F. Franzen (GRS):

Zur zweiten Frage würde ich nur sagen, daß es nicht Aufgabe der Risikostudie und der darin durchgeführten Untersuchungen war, mit Verbesserungsvorschlägen in Konkretum aufzuwarten, sondern mehr oder weniger einen Ist-Zustand zu erfassen und möglichst genau zu beschreiben. Ich glaube, damit ist dieses Thema zunächst einmal zurückgestellt.

Hell (Soz.-Min. Baden-Württemberg):

Ich habe eine Ergänzungsfrage zu der zuletzt diskutierten Frage über die Freisetzungshöhe. Welche Annahmen haben Sie getroffen über die Freisetzungshöhe bei den anderen Freisetzungskategorien 2, 3, 4, 7 und 8, die Störfälle im Sicherheitsbehälter betreffend? Haben Sie eine Mischfreisetzung angenommen, d.h. sowohl bodennah als auch über den Kamin, oder nur bodennah?

K. Kotthoff (GRS):

Bei der Kategorie 1 haben wir angenommen, daß der Sicherheitsbehälter durch Trümmerstücke etwa auf halber Höhe zerstört wird und haben eine Freisetzungshöhe von ca. 30 mm angenommen. In den Kategorien 2 bis 4 ist grundsätzlich von der Sekundärschirmung kein Kredit genommen worden. Man hat also unterstellt, daß die Aktivitätsfreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter unmittelbar ins Freie geht. Die Freisetzung ist als bodennah angesetzt worden, wobei bodennah analog zu WASH-1400 10 m heißt. In der Kategorie 5 ist sowohl vor als auch nach dem Überdruckversagen bodennahe Freisetzung angenommen worden. In der Kategorie 6 ist, da die Ringraumabsaugung dort funktionieren soll, vor dem Überdruckversagen Freisetzung über den Kamin, d.h. 100 m Freisetzungshöhe, und nach dem Überdruckversagen bodennahe Freisetzung unterstellt worden, in Kategorie 7 bodennahe und in Kategorie 8 Freisetzung über den Kamin.

R. Hock (KWU Offenbach):

Ich habe ein paar Fragen zu dem eigentlichen Thema Ihres Vortrages, nämlich Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter.

Sie haben mehrere Kategorien genannt, als erste die GAP-Freisetzung, als zweite die Freisetzung beim Schmelzen. Nun wissen wir ja aus dem Betriebsverhalten und spätestens auch nach dem TMI-Störfall, daß die GAP-Freisetzung höchstens in den ersten paar Minuten eine Rolle spielen kann und bisher eigentlich total falsch eingeschätzt wurde. Wir wissen allerdings auch, und das nicht zuletzt aus dem TMI-Störfall, daß es einen weiteren Freisetzungsmechanismus gibt, den ich in Ihrer Darstellung vermisse, nämlich einen Auslaugprozeß mit wäßriger Phase, daß also in diesem Zwischenbereich, bevor das Schmelzen anfängt, einige Hüllen schon zerstört sein können. So können Elemente, wie Cäsium, aber auch Jod und alle anderen bevorzugt mit dem Wasser ausgetragen werden. Sie würden sich dann total anders verhalten als in Ihren Modellen unterstellt, nämlich bezüglich der Ablagerungen von Aerosolen usw. Frage: Werden Sie dieses in der Phase B gesondert berücksichtigen oder betrachten Sie diese Freisetzung als nicht relevant für das, worauf es letzten Endes ankommt, nämlich auf die Strahlenbelastung oder die Zahl der Todesfälle? Mit anderen Worten: Sind diese Sachen ohnehin von der Edelgasfreisetzung bestimmt, dann kann man die anderen Nuklide fast vergessen. Wenn nicht, müßte man doch darauf besonderen Wert legen.

H. Friederichs (GRS):

Die Freisetzung während der GAP-Phase spielt an sich bei Kernschmelzunfällen keine sehr große Rolle. Es sind nur wenige Prozent-Effekte, die da überhaupt freigesetzt werden, während die Hauptfreisetzung erst während der Schmelzphase stattfindet. Dies gilt besonders für Jod. Das Jod wird hierbei nicht in die Wasserphase, sondern direkt in die Gasphase freigesetzt. Deswegen wurde in den Freisetzungs- und Ablagerungsmodellen der Auslaugprozeß für Jod und Cäsium nicht berücksichtigt.

F.W. Heuser (GRS):

Herr Friederichs hat hier zunächst von den Frühschäden gesprochen. Für die berechneten Spätschadenszahlen spielt aber auch die Freisetzung aus dem GAP eine Rolle, vor allem der Schadensanteil zur Kategorie 7. Hier muß man sicher für Cäsium und Jod die Freisetzungsmechanismen (Auslaugfehler, Abscheidung an benetzten Wänden etc.) in Phase B noch genauer untersuchen.

H. Friederichs (GRS):

Vielleicht eine Ergänzung: Das galt also nur für die Kernschmelzfälle. Wie verhält es sich aber für die Kategorien 7 und 8. Es hat sich herausgestellt, daß die Kategorie 7 einen wichtigen Beitrag zum Risiko bringt. Für diese von der Notkühlung beherrschten Störfälle ist natürlich die Freisetzung aus der GAP-Phase wichtig. Es ist daher geplant, in der Phase B der Studie das Freisetzungsverhalten der Spaltprodukte während der GAP-Phase genauer zu untersuchen.

A. Halmy (TÜV Rheinland):

Ich glaube, daß bei den Freisetzungskategorien 1 bis 6, in denen immer Kernschmelzen eintritt, im Prinzip bezüglich der Strahlenexposition der Umgebung ziemlich irrelevant ist, welcher Einleitungsstörfall zum Kernschmelzen geführt hat. Aber gerade bei den Freisetzungskategorien 7 und 8, in denen Sie sozusagen Störfälle behandeln, die auch wir im Genehmigungsverfahren in epischer Breite diskutieren und wo es darauf ankommt, wie das Containment sich verhält, wäre wichtig darauf hinzuweisen, daß die radiologische Betrachtung sich bis jetzt auf die großen und mittleren Brüche der Hauptkühlmittelleitung bezieht, nicht aber auf die wahrscheinlicheren Fälle kleines Leck, Druckhalterleck oder Kreislaufstörfälle. Ist geplant, daß zu diesen auch in Ihrer Studie als wahrscheinlichere Störfälle ausgewiesenen Ereignisabläufen eine entsprechende Freisetzungsrechnung durchgeführt wird?

H. Hörtnert (GRS):

Die Freisetzungsfaktoren aus dem Genehmigungsverfahren zu beherrschten Störfällen beziehen sich nur auf die großen und mittleren Lecks, weil bei diesen der Kern vorübergehend freigelegt wird. Bei kleinen Lecks, bei denen es zu keinem Absinken des Wasserspiegels unter die Kernoberkante kommt, ist nicht mit größeren Hüllrohrschäden zu rechnen. Im übrigen glaube ich nicht, daß wir die Häufigkeitsabschätzungen für die Kategorie 7 in der Phase B der Risikostudie noch halten können. Damit verliert natürlich auch die Kategorie 7 wesentlich an Bedeutung.

K. Kotthoff (GRS):

Die Vorstellungen, die hierbei entwickelt worden sind, wurden im wesentlichen aus der Rasmussen-Studie übernommen. Hier ist, wie Herr Hörtnert sagt, einsichtig, daß ein beherrschter Störfall nur dann einen Beitrag zum Risiko liefern kann, wenn eine Aktivitätsfreisetzung in den Sicherheitsbehälter erfolgt. Betrachten wir z.B. eine völlig beherrschte Transiente, bei der noch nicht einmal Dampf in den Abblasebehälter abgeblasen wird, so ist absolut nicht einsichtig, daß beim Druckwasserreaktor irgendwo Aktivität aus dem Primärkreis gelangt. Dann dürfte wirklich das Containmentverhalten nicht interessant sein.

A. Halmy (TÜV Rheinland):

Dazu muß ich doch etwas sagen. Im Genehmigungsverfahren betrachten wir nämlich Störfälle, wie Heizrohrleck im Dampferzeuger, Notstromfall bezüglich der Strahlenexposition der Umgebung. Ich glaube nicht, daß bei diesen Störfällen, Kreislaufstörfällen und kleinen Lecks, es nicht zu einer Freisetzung - zu einer nennenswerten Freisetzung - kommt, wenn wir im Sicherheitsbehälter und vielleicht auch in dem Störfallfilter Fehler ansetzen.

H. Hörtner (GRS):

Die Freisetzung werden dann natürlich beträchtlich kleiner sein, und insbesondere bei kleinen Lecks dürften, aufgrund der doch relativ geringen Häufigkeit dieser Störfälle, diese Freisetzung vermutlich keine Rolle spielen. Vergleichsweise zu großen und mittleren Lecks sind die Aktivitätsfreisetzung also klein, aber die Freisetzungshäufigkeit durch kleine Lecks ist doch nicht erheblich größer. Was den Notstromfall und andere Transienten betrifft, muß ich dazu anmerken, daß wir in dieser Studie nur das Risiko durch Störfälle und nicht durch anomale Betriebsfälle untersucht haben.

R. Hock (KWU Offenbach):

Ich habe noch eine Frage zu den hier angenommenen Leckquerschnitten. Sind diese fiktiv oder willkürlich gewählt oder liegen ganz konkrete Versagensannahmen zugrunde? Ich vermute z.B., bei den 300 mm könnte es sich um den Querschnitt der Schnellschlußklappe der Unterdruckhaltung für den Sicherheitsbehälter handeln. Ergänzend dazu können Sie vielleicht vergleichsweise sagen, wie groß der Leckquerschnitt der Auslegungsleckrate des Sicherheitsbehälters ist, also bezüglich 0,25 Vol.-% pro Tag. Was würde den hier angegebenen Lecks von 25 bis 300 mm vergleichsweise entsprechen?

H. Hörtner (GRS):

Zur ersten Frage: Wie Sie sagten, entspricht 300 mm dem Durchmesser der Lüftungsleitungen zur Unterdruckhaltung, d.h. der Zuluft- und Fortluftleitungen. 80 mm \varnothing haben die Gebäudeentwässerungsleitungen, 25 mm \varnothing die Leitungen des Abgassystems und zur Luftkapazitätsmessung. Zum anderen Punkt wollte Herr Kotthoff etwas sagen.

K. Kotthoff (GRS):

Ich möchte auch zum ersten Punkt etwas ergänzen. Die Philosophie zu den Lecks im Sicherheitsbehälter hat eine gewisse Historie hinter sich. Wir sind, wie gesagt, im ersten Schritt sehr streng nach Rasmussen vorgegangen. Rasmussen hatte im wesentlichen eine Zweiteilung des Spektrums. Es gab entweder ein Leck im Sicherheitsbehälter, dann war das ein großes Leck, oder es gab kein Leck im Sicherheitsbehälter, dann wurde dieser Bereich abgedeckt durch die zehnfache Auslegungsleckage. Als Grenze zwischen dem Bereich, der als Leck zählt, und dem Bereich, der nicht als Leck zählt, ist bei Rasmussen das Leck im Containment gewählt worden, bei dem gerade kein Überdruckversagen mehr eintritt. Auf diese Art ist Rasmussen zu einem Grenzleck gekommen, das ungefähr bei 90 mm \varnothing liegt. Er hat festgelegt, daß alles, was kleiner als 90 mm \varnothing ist, durch die zehnfache Auslegungsleckage abgedeckt wird. Alles, was größer als 90 mm \varnothing ist, zählt als Leck und wird repräsentativ abgedeckt durch ein Leck von, ich glaube, rund 200 bis 250 mm \varnothing . Nach dieser Philosophie haben wir auch gearbeitet und haben im ersten Jahr der Studie mit den uns damals zur Verfügung stehenden Eingabedaten in den ersten groben Rechnungen zu einem Grenzleck von 80 mm \varnothing ermit-

telt. Zur Abdeckung des Bereiches, der als Leck zählen sollte, wurde ein 300-mm-Leck genommen. Dieses Leck ergab sich nicht aus einem Versagen des Lüftungsabschlusses, sondern aus anderen Überlegungen. Wir sind dann aber im Laufe der Studie zu der Erkenntnis gelangt, daß das Leckspektrum in der deutschen Studie weiter unterteilt werden sollte, und zwar aus folgendem Grunde: In der amerikanischen Studie gibt es neben dem Kernschmelzen mit Dampfexplosion noch andere Fälle, die frühzeitig zum Überdruckversagen führen. Das ist bei uns aus unterschiedlichen konstruktiven Gegebenheiten heraus nicht der Fall, so daß wir dann praktisch nur die Kategorien 1 und 2 gehabt hätten, die frühzeitig zu einer Freisetzung führen. Alle anderen Kategorien hätten im Grunde relativ spät zu einer Freisetzung geführt. Aus diesem Grund haben wir in der deutschen Studie die Leckagen genauer untersuchen müssen, die zu einer frühzeitigen Freisetzung führen. Die Leckagen haben, wie man an den Zahlen sieht, relativ niedrige Wahrscheinlichkeiten. Wenn es mit einer hohen Wahrscheinlichkeit zu frühem Überdruckversagen kommen könnte, lassen sich die Leckagen damit abdecken. Das ist in der amerikanischen Studie so gewesen, bei uns aber nicht. Deshalb ist nach etwa 1 oder 1 1/2 Jahren Laufzeit der Studie die Philosophie modifiziert worden. Im Grunde geblieben ist das 300-mm- \emptyset -Leck. Hinzu gekommen sind das 80-mm- \emptyset - und das 25-mm- \emptyset -Leck. Das 300-mm- \emptyset -Leck paßt gut mit dem Versagen des Lüftungsabschlusses zusammen. Die Leitungen der Gebäudeentwässerung haben etwa Durchmesser von 80 mm. Dann gibt es noch Leitungen wie Aktivitätsmessungen und noch 2 oder 3 relevante Leitungen, die in diesem Bereich von 25 mm \emptyset liegen. Und so sind wir zu dieser Unterteilung gekommen. Meiner Meinung nach ist es nicht richtig, sich jetzt bei dem 300-mm- \emptyset -Leck nur auf die Lüftungsleitung zu fixieren. Vor allen Dingen wollte ich dies noch einmal ausführen als Erläuterung zur Kategorie 7, die gemeinhin mit Versagen des Lüftungsabschlusses identifiziert wird. Man argumentiert, der Lüftungsabschluß sei schlecht, weil die Häufigkeit der Kategorie 7 relativ hoch ist. Der Lüftungsabschluß selbst ist verhältnismäßig gut. Bei der Kategorie 7 haben wir das Leckspektrum nicht mehr so fein unterteilt, weil dort die Aktivitätsfreisetzung sehr viel niedriger ist als bei den anderen Fällen. Daher haben wir nun einen Bereich genommen, der von der ursprünglichen Philosophie ausgeht. Alles, was größer als 80 mm \emptyset ist, wird durch 300 mm \emptyset abgedeckt. Die Wahrscheinlichkeit wird nicht durch den Lüftungsabschluß bestimmt, sondern durch den Abschluß der Gebäudeentwässerung, der in der Versagenswahrscheinlichkeit um etliches höher liegt als der Lüftungsabschluß. Der tatsächliche Wert der Kategorie 7 müßte etwa $2 \cdot 10^{-7}$ sein. Der Beitrag des Lüftungsabschlusses liegt um einiges tiefer. Der Durchmesser des Lecks, das der zehnfachen Auslegungsleckage entspricht, liegt bei etwa 9 bis 10 mm.

ATMOSPHERISCHE AUSBREITUNG UND ABLAGERUNG DER FREIGESETZTEN RADIOAKTIVITÄT IM RAHMEN DES UNFALLFOLGENMODELLS

W.G. Hübschmann, S. Vogt (KfK)

1. Unfallfolgenmodell

Das Unfallfolgenmodell der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke /1/ beschreibt die Ausbreitung und den Transport der freigesetzten radioaktiven Stoffe in der Atmosphäre sowie die Wirkung dieser Stoffe auf den Menschen.

Die einzelnen Modelle der Phase A der deutschen Risikostudie wurden in enger Anlehnung an die amerikanische Reactor Safety Study /2/ konzipiert, um einen Vergleich der für die beiden Nationen ermittelten Risiken zu ermöglichen. Das Schema des Unfallfolgenmodells (Bild 1) zeigt die Struktur und das Zusammenwirken seiner Eingangsdaten (runde Ecken) und Modelle (rechteckige Kästen). Die von der GRS durchgeführten Unfallanalysen ergaben eine Einteilung der denkbaren Unfallabläufe und deren individueller Freisetzungsraten in 8 Freisetzungskategorien (in Tabelle 1 vereinfacht zusammengestellt) mit gemeinsamer Freisetzungsscharakteristik. Dazu zählen der Freisetzunganteil der 7 Nuklidgruppen (Bild 2), zeitlicher Verlauf der Freisetzung, thermische Energie und die Freisetzungshöhe. Diese sogenannte Freisetzungsmatrix ist der Ausgangspunkt für das Modell der atmosphärischen Ausbreitung und Ablagerung, welches die Aktivitätskonzentration in der Luft und die Kontamination des Bodens berechnet. Mit Hilfe der Dosisfaktoren werden hieraus zunächst potentielle Dosen errechnet, die zur Ermittlung der notwendigen Schutz- und Gegenmaßnahmen für die Bevölkerung dienen. Daraufhin können die - unter Berücksichtigung dieser Maßnahmen - zu erwartenden Dosen und gesundheitlichen Schäden berechnet werden.

Folgende Expositionspfade werden berücksichtigt:

- externe Bestrahlung
 - aus der Aktivitätsfahne,
 - vom Boden,
- interne Bestrahlung
 - durch Inhalation aus der Aktivitätsfahne und von resuspendierter Aktivität am Boden,
 - durch Ingestion kontaminierter Lebensmittel.

Durch diese Bestrahlung wird - soweit eine bestimmte Dosischwelle überschritten ist - potentiell der akute Strahlentod ausgelöst (Frühschaden) oder die Wahrscheinlichkeit des Eintritts von Strahlenkrebs oder Leukämie erhöht (Spätschaden). Außerdem können genetische Schäden eintreten.

Ursächlich für diese drei Schadensarten sind:

- die Kurzzeit-Knochenmarkdosis (zeitlich gewichtete Dosis im Laufe der ersten 30 Tage) für Frühschäden,

- die Ganz- oder Teilkörper-Folgedosis für Spätschäden,
- die Keimdrüsendosis für genetische Schäden.

Diese drei Dosisarten werden im folgenden als deterministische Ergebnisse behandelt.

Das Schadensausmaß jedes Unfallablaufs wird seiner Eintrittshäufigkeit zugeordnet. Die Summe der mit der Eintrittshäufigkeit gewichteten Schadensausmaße ergibt den Erwartungswert des betreffenden Schadens ("Risiko"). Solche probabilistischen Ergebnisse werden im nachfolgenden Vortrag behandelt.

2. Modell der atmosphärischen Ausbreitung und Ablagerung

Dieses Teilmodell ist der erste Teil des Unfallfolgenmodells. Es beruht auf der vereinfachenden Annahme, daß die Verteilung der Aktivität in einem Schnitt senkrecht zur Transportrichtung durch eine Gaußverteilung approximiert werden kann, und zwar sowohl vertikal als auch horizontal ("Gaußmodell"). Breite und Höhe der Aktivitätsfahne werden durch die Standardabweichungen σ_y und σ_z , die sogenannten "Ausbreitungsparameter", beschrieben. Das Modell berechnet die Aktivitätskonzentration der bodennahen Luftschicht sowie die Kontamination des Bodens. Es berücksichtigt die folgenden Effekte:

- Freisetzung der radioaktiven Stoffe über einen Kamin oder direkt aus dem Sicherheitsbehälter,
- Lee-Wirbel des Gebäudes,
- Aufstieg der Aktivitätsfahne durch thermischen Auftrieb,
- radioaktiver Zerfall,
- atmosphärische Diffusion entsprechend gemessener Ausbreitungsparameter σ_y und σ_z ,
- Reflexion der Aktivitätsfahne am Boden und an einer Inversionsschicht, falls vorhanden,
- Einfluß der Bodenrauigkeit auf die Ausbreitung,
- trockene Ablagerung von Jod und Aerosolen am Boden,
- Auswaschung durch Niederschlag (Konstanten der deutschen und amerikanischen Studie s. Tabelle 2),
- Verarmung des Aktivitätsinventars durch Ablagerung nach dem "source depletion"-Modell,
- Verarmung der abgelagerten Aktivität durch Witterungseinflüsse.

Für die Berechnung der Form der Aktivitätsfahne werden stündlich gemessene Wetterdaten (Windgeschwindigkeit, Ausbreitungskategorie, Niederschlag) benutzt. Damit ergibt sich ein stündlich sich änderndes Ausbreitungsverhalten (Bild 3). Die azimutale Gaußverteilung wird durch eine Stufenfunktion angenähert, die von der Breite der Gaußfunktion, d.h. von σ_y , abhängt (Bild 4).

Die anfängliche Ausbreitungsrichtung wird im weiteren Verlauf zunächst nicht geändert. Mit dieser Annahme werden Aktivitätskonzentration und -kontamination pessimistisch ermittelt, vor allem bei mehrstündiger Emission. Für die anfängliche Ausbreitungsrichtung wird eine Windrichtungsgleichverteilung angenommen (36 Windrichtungen haben je gleiche Wahrscheinlichkeit).

Dieses Ausbreitungsmodell wird bis zur Entfernung von 540 km angewendet (Fläche etwa von Mitteleuropa). In dieser Entfernung ist im Mittel noch knapp die Hälfte der langlebigen Aerosole in der Aktivitätsfahne enthalten. Deren Wirkung wird dadurch berücksichtigt, daß die Restaktivität (ohne Edelgase, deren Restwirkung vernachlässigbar ist) auf einem Kreisring bis zum Radius von 2500 km gleichmäßig abgelagert wird. Diese Fläche entspricht dem Rest Europas einschließlich Wasserflächen.

3. Wetterabläufe

Der Ablauf der sich stündlich ändernden meteorologischen Daten (s.o.) während eines Transportvorganges über 540 km wird Wetterablauf genannt. Während des Wetterablaufs ändert sich die Form (Breite und Höhe) der Aktivitätsfahne sowie deren Aufstiegshöhe und Transportgeschwindigkeit. Die Auswahl der zu berücksichtigenden Wetterabläufe muß einerseits repräsentativ für deren Vielfalt sein und auch extreme Situationen (z.B. starken Niederschlag) statistisch richtig wiedergeben. Andererseits darf die Anzahl aus praktischen Gründen nicht zu groß sein. Es hat sich gezeigt, daß beiden Forderungen durch eine zyklische Verschiebung der Startzeit um jeweils 3 Tage plus 5 Stunden Rechnung getragen wird. Das ergibt bei Verwendung der Wetterdaten eines Jahres 115 Wetterabläufe. (In /2/ wurden 90 Wetterabläufe auf ähnliche Weise ausgewählt.)

Es wurde geprüft, ob die Zahl der Wetterabläufe einen wesentlichen Einfluß auf die Zahl der akuten Strahlenschäden hat. Letztere hängen von der Höhe der Kurzzeit-Knochenmarkdosis ab. Die Zahl der Wetterabläufe wurde dazu auf 1750 erhöht. In 10 km Entfernung ändert sich lediglich die Maximaldosis stärker, indem sie um weniger als 20 % absinkt (Bild 5), während die mittlere Dosis und deren Varianz, logarithmisch berechnet, sich nur wenig ändern /3/.

Im folgenden werden, um den Einfluß meteorologischer Parameter zu zeigen, vier charakteristische Wetterabläufe ausgewählt (Tabelle 3).

4. Meteorologische Standortregionen

Die Risikoanalyse war für 19 Kernkraftwerksstandorte durchzuführen, für die bis Juli 1977 ein Genehmigungsverfahren für wenigstens ein Kraftwerk der Mindestleistung von 600 MWe beantragt wurde. Für kaum einen dieser Standorte liegen die meteorologischen Meßdaten in der erforderlichen Detaillierung, Vollständigkeit und Genauigkeit vor. Daher wurden die Standorte vier

meteorologischen Standortregionen zugeordnet (Tabelle 4). Diese repräsentieren die Variationsbreite klimatischer und topographischer Bedingungen an den ausgewählten Standorten. Für jede Region wurde ein repräsentativer Meßort ausgewählt, an dem die verlangten meteorologischen Daten vorliegen. Innerhalb einer Standortregion ändert sich von Ort zu Ort vor allem die Windrichtungsverteilung. Diese wird jedoch im meteorologischen Modell nicht berücksichtigt. Die übrigen Meßdaten werden innerhalb einer Region als übertragbar angesehen.

Es muß auch darauf aufmerksam gemacht werden, daß die meteorologischen Meßdaten des jeweiligen Meßortes für den gesamten Transportweg der Aktivitätsfahne von 540 km Länge als gültig angenommen werden. Diese Annahme findet dadurch ihre Berechtigung, daß in Entfernungen über ca. 20 km meist nur mehr Spätschäden auftreten, deren Integral nur wenig von der individuellen Form der Aktivitätsfahne abhängt, wie später gezeigt wird.

5. Dosisverteilung

Bild 6 ist eine dreidimensionale Darstellung der Ganzkörper-Exposition durch Strahlung vom Boden. Die zwei ausgeprägten Spitzen sind vor allem durch Auswaschung während zweier getrennter Regenperioden verursacht. Diese Dosisverteilung ist charakteristisch für solche Fälle, in denen die Bodenkontamination hauptsächlich durch Auswaschung bedingt ist.

Bild 7 zeigt den axialen Verlauf der Kurzzeit-Knochenmarkdosis (Maßstab für akuten Strahlentod) bei den vier charakteristischen Wetterabläufen. Insbesondere bei Niederschlag steigt die Dosis in der Nähe des Emittenten stark an. Die Aufteilung der Dosisbeiträge auf die vier Expositionspfade (Bild 8) zeigt, daß dieser Anstieg vor allem durch die Auswaschung der Aktivität und deren Ablagerung am Boden zurückzuführen ist; denn dieser Expositionspfad trägt 95 % zur Gesamtdosis bei. Generell verursacht dieser Effekt die höchst mögliche Strahlenexposition der Bevölkerung. Daher stellt das Aufsuchen fester Gebäude oder von Kellern und die nachfolgende Räumung stark verseuchter Gebiete eine wirksame Maßnahme zum Schutz der Bevölkerung in solchen Fällen dar.

Der zeitliche Anstieg der Strahlenexposition ist in Bild 9 anhand der Knochenmarkdosis durch Strahlung vom Boden gezeigt (FK2, "neutral", 10 km Entfernung). Während zu Beginn der Bestrahlung Jod und Tellur knapp 90 % zu dieser Exposition beitragen, leistet nach einigen Jahren nur das Cäsium noch einen nennenswerten Beitrag (nach 50 Jahren 90 % der Gesamtdosis).

6. Einfluß einzelner Parameter auf die Unfallfolgen

Alle Unsicherheiten der Modellannahmen und der Eingangsparameter haben einen bestimmten Einfluß auf den Fehler der Ergebnisse. Um die Bandbreite dieses Fehlers festzustellen und um die Sensitivität des Ergebnisses auf einzelne Parameter zu analysie-

ren, wurden die wichtigsten Annahmen und Parameter (Tabelle 5) variiert, und zwar innerhalb ihrer jeweiligen wahrscheinlichen Bandbreite. Tabelle 6 zeigt die relative Änderung der Früh- und Spätschäden bei Variation der wichtigsten Parameter. Man kann an dieser Tabelle ablesen, daß eine Verfeinerung des Modells bezüglich der azimuthalen Annäherung der Gaußverteilung oder eine Erhöhung der Anzahl der Wetterabläufe kaum eine Erhöhung der Genauigkeit der Ergebnisse erbringt. Dagegen wird die Zahl der Fröhschäden durch den Auswaschkoeffizienten, die Aufstiegshöhe und die Ablagerungsgeschwindigkeit wesentlich beeinflusst. Es ist daher notwendig, diese Parameter möglichst genau zu ermitteln und ihre Beeinflussung durch meteorologische Vorgänge im Modell möglichst genau zu beschreiben. Daraus ergeben sich einige der Aufgaben in Phase B der deutschen Risikostudie.

Die Bandbreite aller Parameter des Unfallfolgenmodells zusammengekommen, ergeben den in Bild 10 für die Anzahl der Fröhschäden eingetragenen subjektiven 90%-Vertrauensbereich (gestrichelte horizontale und vertikale Linien). Dabei fällt auf, daß der Vertrauensbereich der Häufigkeit bei gegebener Anzahl der Fröhschäden mehr als zwei Größenordnungen umfaßt, während er für die Anzahl der Fröhschäden bei gegebener Häufigkeit im Bereich großer Schäden nur eine Zehnerpotenz beträgt. Überschreitungen der Anzahl der Fröhschäden sind weniger wahrscheinlich als Unterschreitungen, da es im Modell kompensierende Effekte gibt. Ein Anstieg der Fröhschäden in einem Bereich durch die Variation eines Parameters zieht die Abnahme der Fröhschäden in einem anderen Bereich nach sich (z.B. Washout-Koeffizient).

7. Schlußfolgerung

Die Analyse des meteorologischen Teils des Unfallfolgenmodells ergab, daß eine Reihe von Modellannahmen und Parametern mit ausreichender Sicherheit formuliert werden kann. Dagegen haben die Aufstiegshöhe der Aktivitätsfahne sowie die Ablagerungskonstanten einen wesentlichen Einfluß auf das Ergebnis und bedürfen daher einer genaueren Formulierung, die jedoch dadurch begrenzt ist, daß diese Parameter ihrerseits von den Freisetzungsparemtern (freigesetzte thermische Energie, Aerosolgröbenspektrum u.a.) abhängen, die wiederum nur ungenau bekannt sind.

Eine Verbesserung der Genauigkeit der Ergebnisse wird in der Phase B der Studie angestrebt. Dabei muß man jedoch im Auge behalten, daß das Ziel der Studie nicht die möglichst genaue Simulierung jedes einzelnen Unfallablaufes, sondern die Ermittlung des gesamten Risikos der Bevölkerung ist. Die Genauigkeit des letzteren als eines integralen Wertes ist wesentlich besser, als sie aus dem breiten Fehlerbereich der komplementären Häufigkeitsverteilung der Einzelergebnisse (Anzahl früher Todesfälle, Bild 10) hervorgeht.

Schrifttum

- /1/ Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke
- Hauptband -
Hrsg.: Der Bundesminister für Forschung und Technologie,
Verlag: TÜV Rheinland, Köln, 1979
- /2/ Reactor Safety Study
An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants
WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975
- /3/ Vogt, S., und W. Hübschmann:
The Influence of Meteorological Parameters on the Consequences of Accidental Activity Releases from Nuclear Power Plants
Nuclear Technology, Vol. 46 (1979), S. 300/5

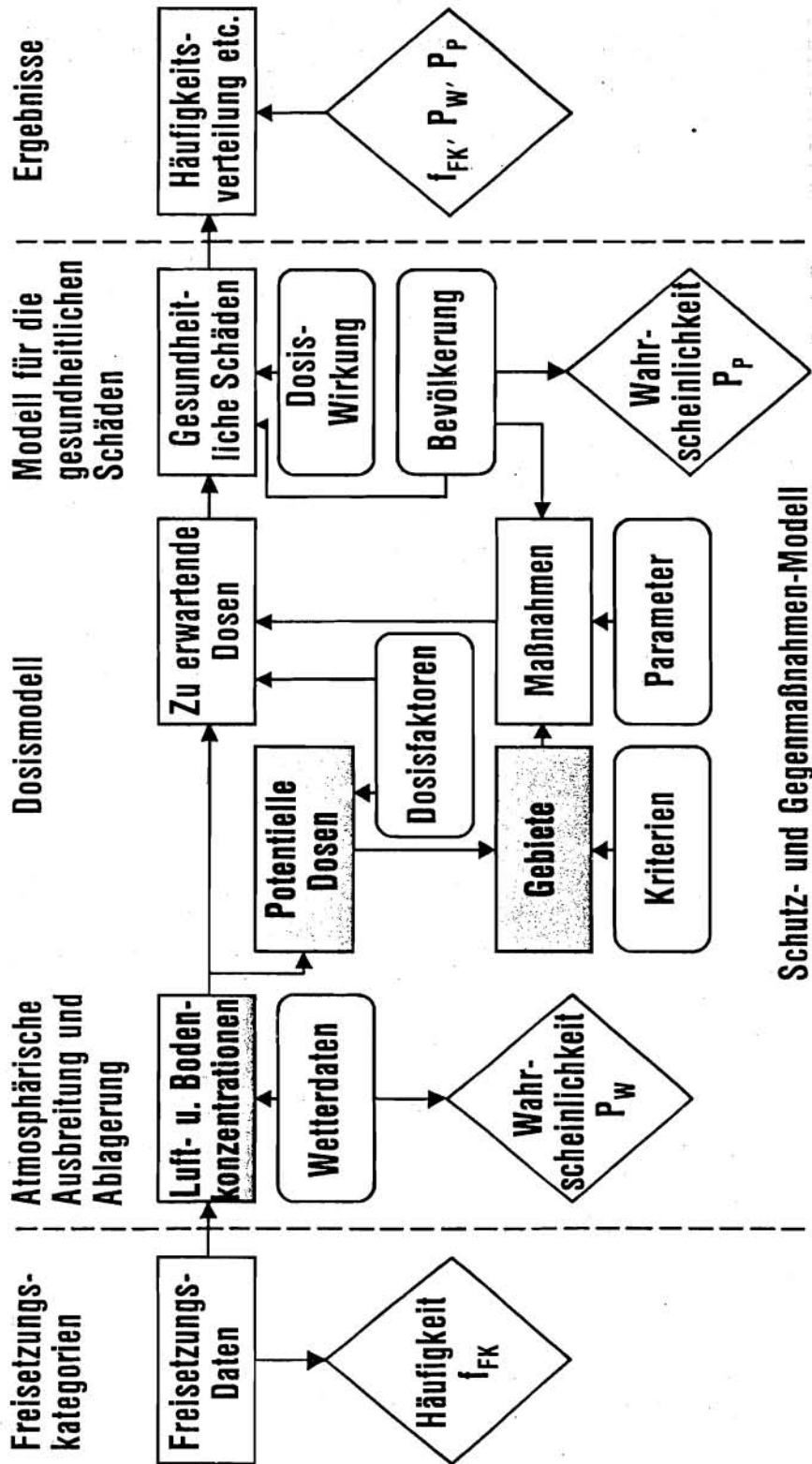


Bild 1:
Schema des Unfallfolgenmodells

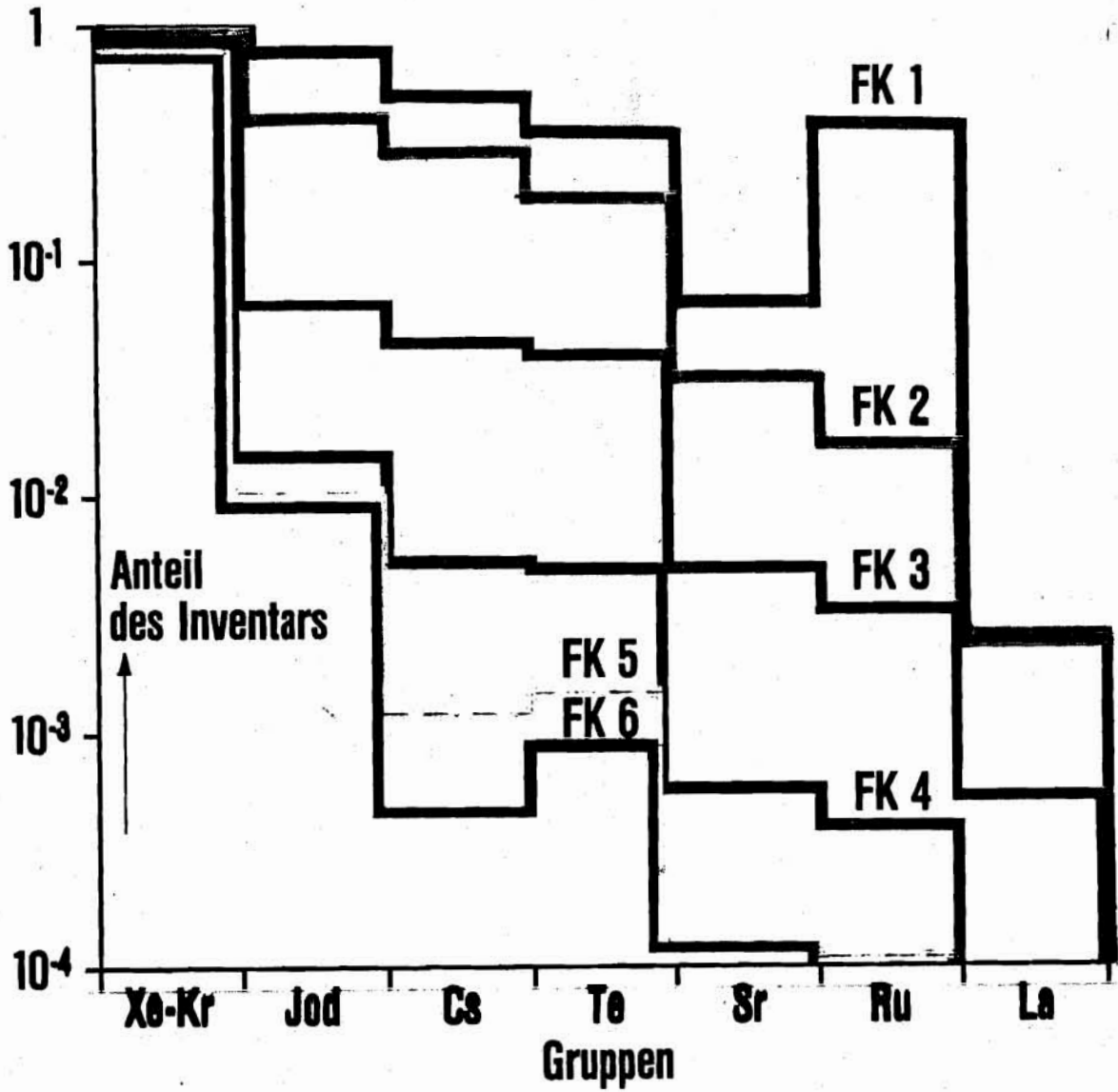


Bild 2:
Freisetzungsprofile der Kategorien FK1 bis FK6

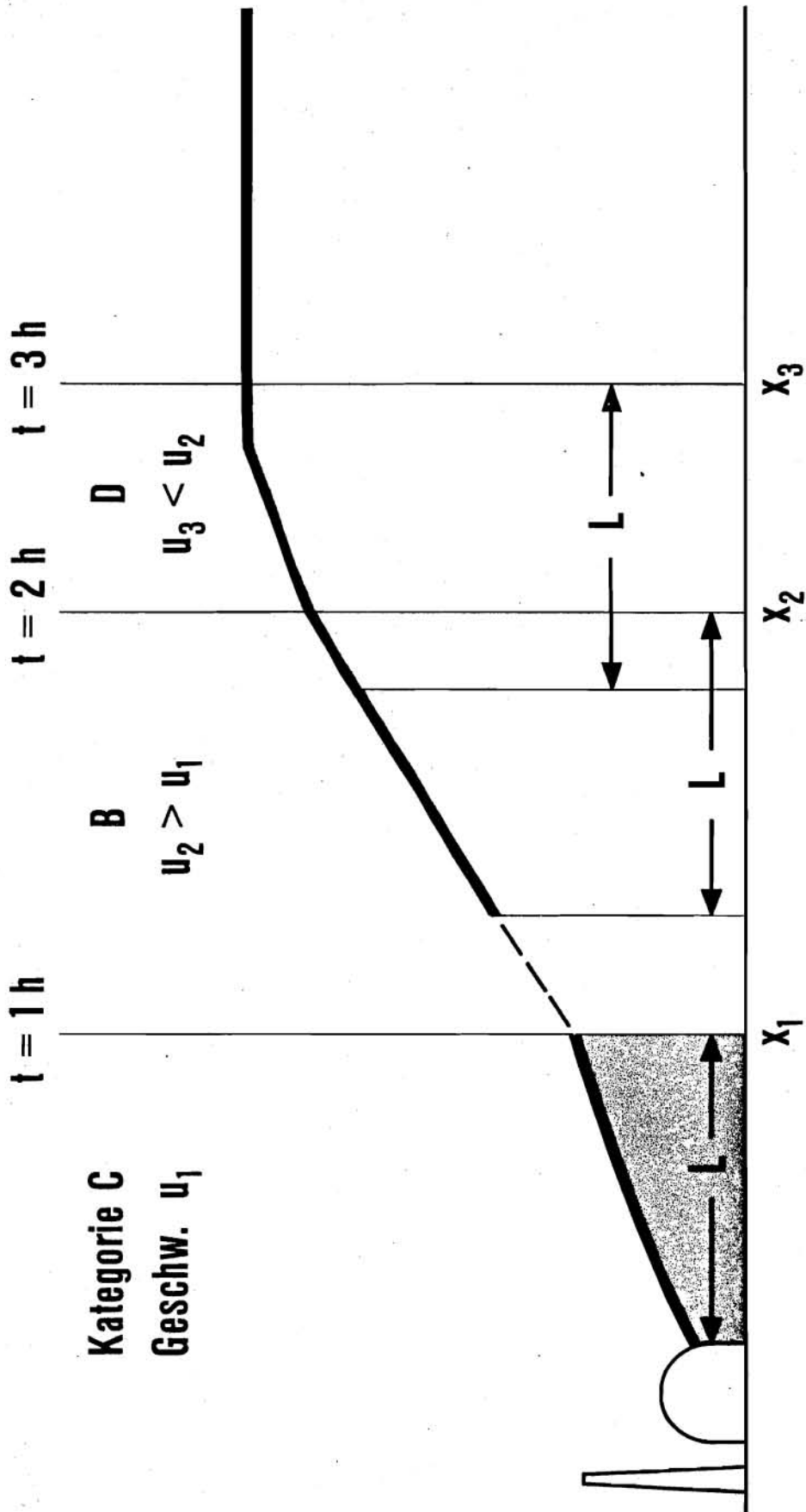


Bild 3:
Form der Abluftfahne ($L =$ Länge der Fahne)

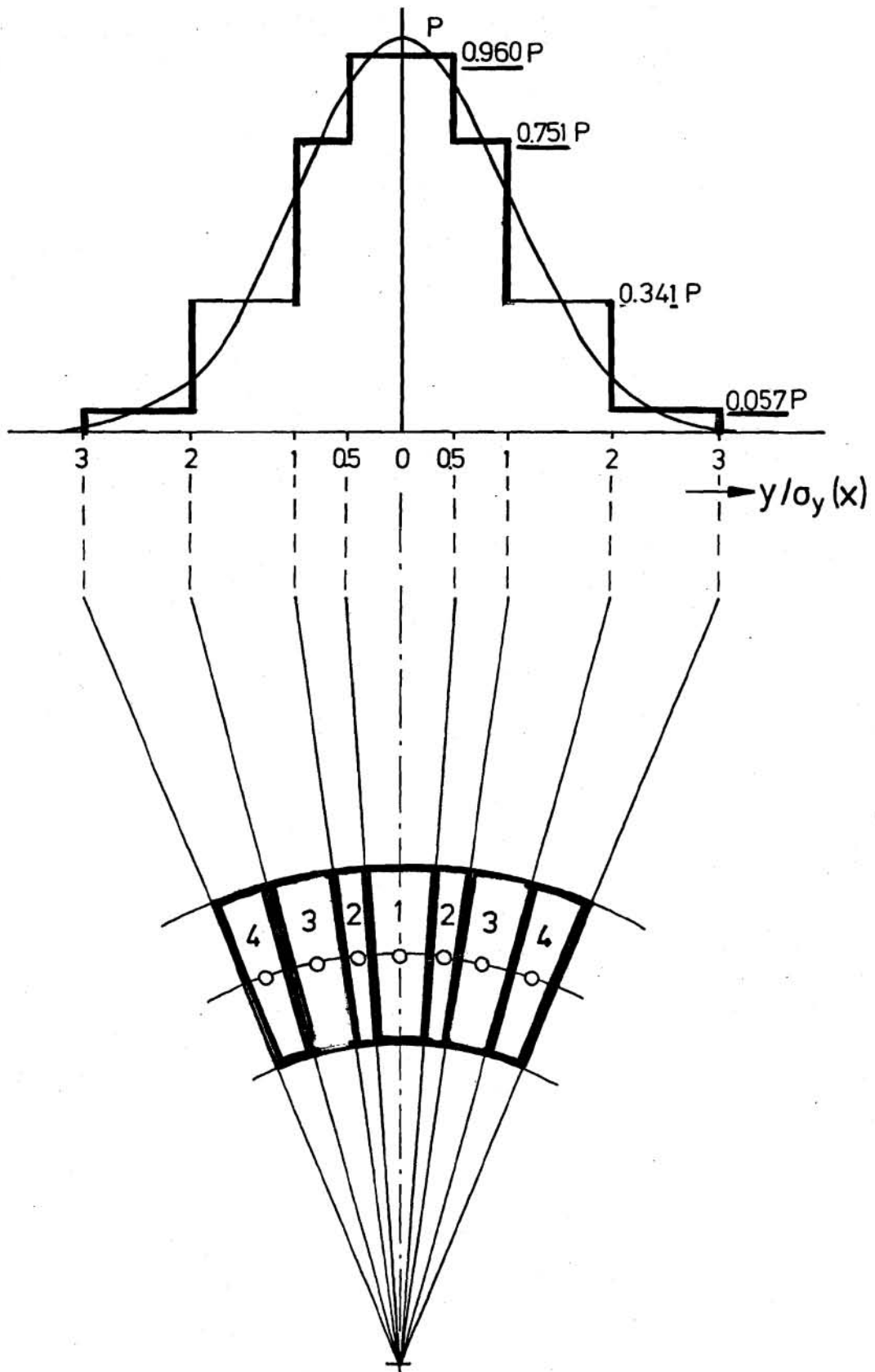


Bild 4:
Azimutale Aktivitätsverteilung

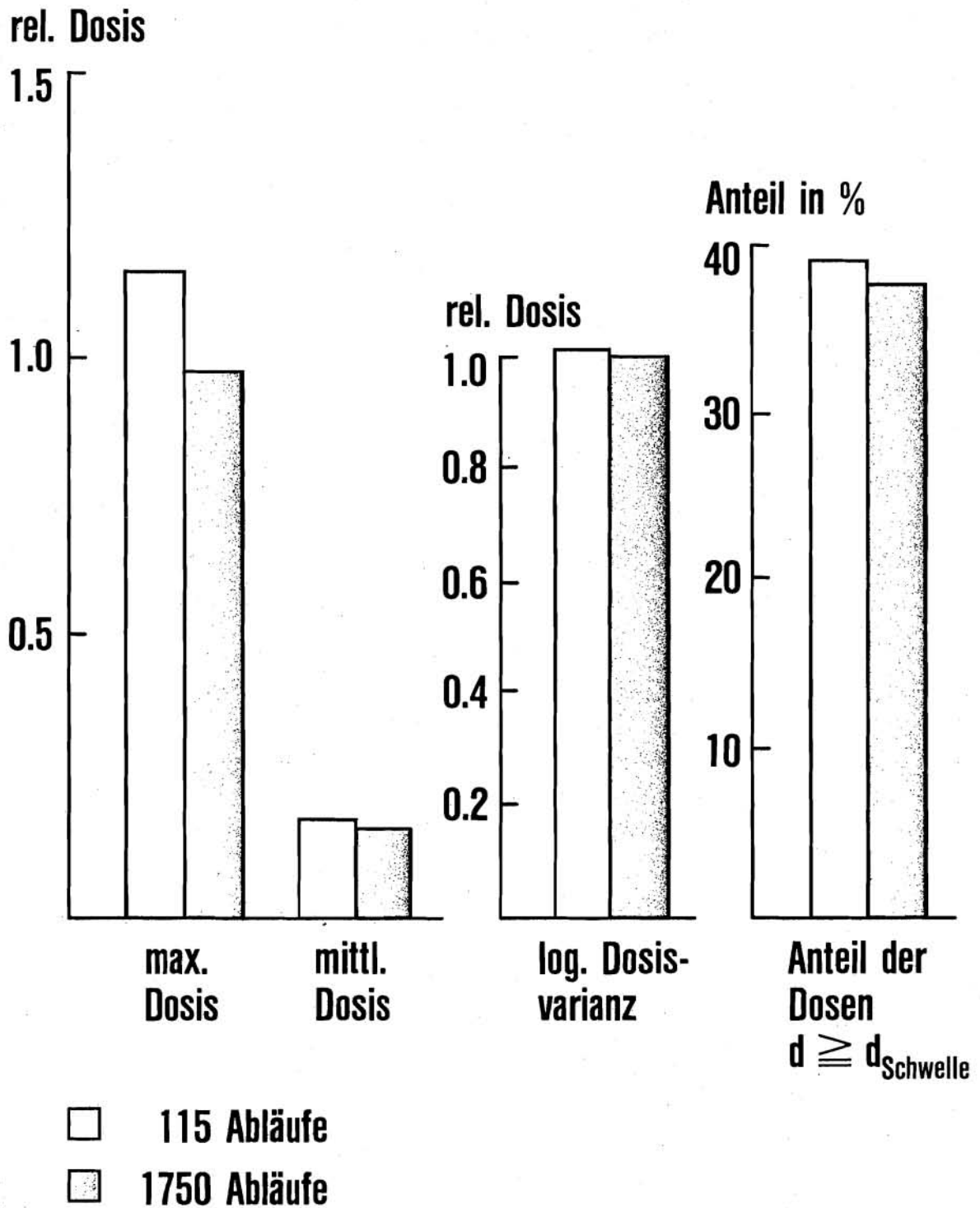


Bild 5:

Statistische Kenngrößen der Knochenmarksdosis für zwei Wetterablaufkollektive

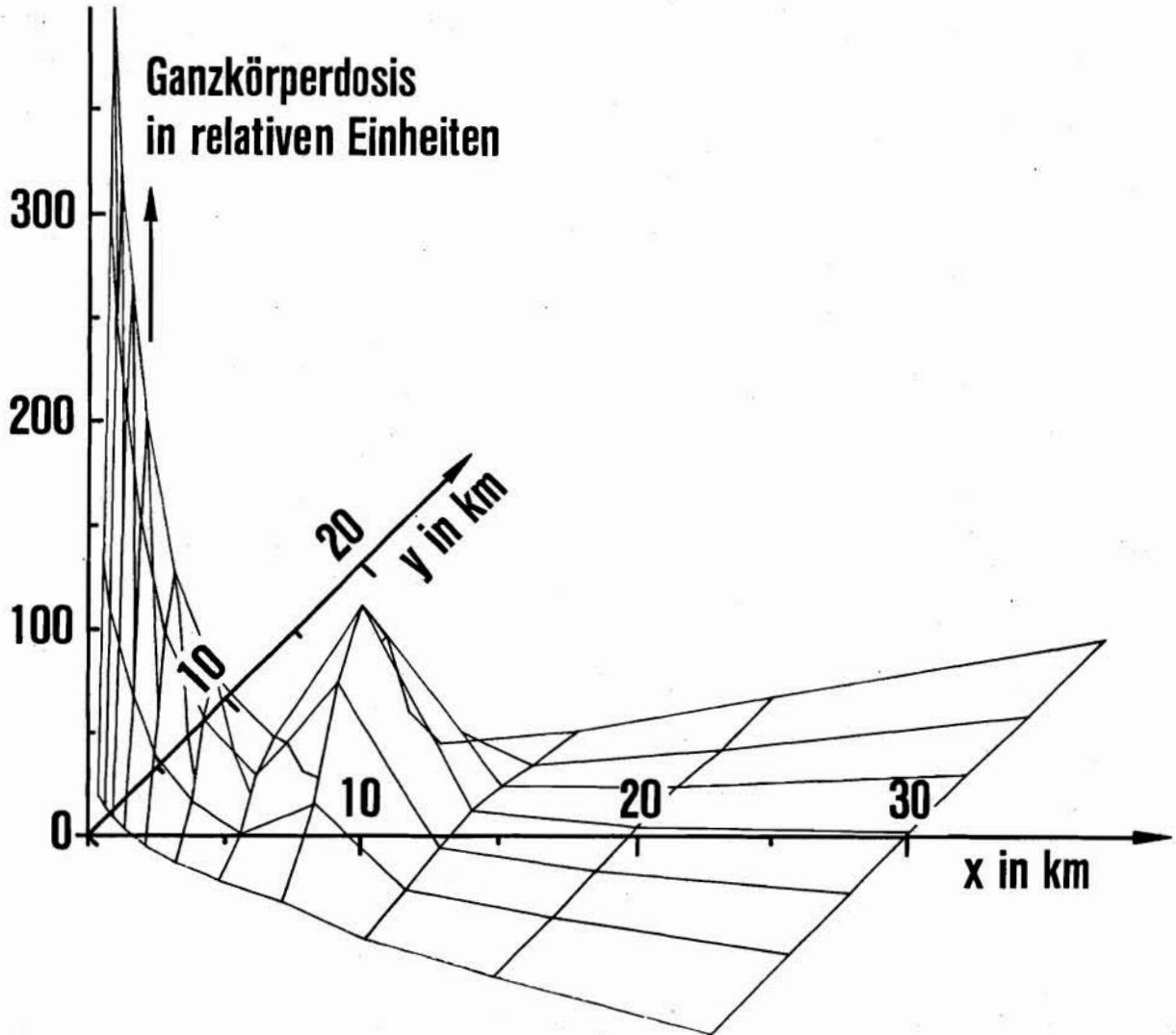


Bild 6:
Ganzkörperdosis durch externe Bodenstrahlung

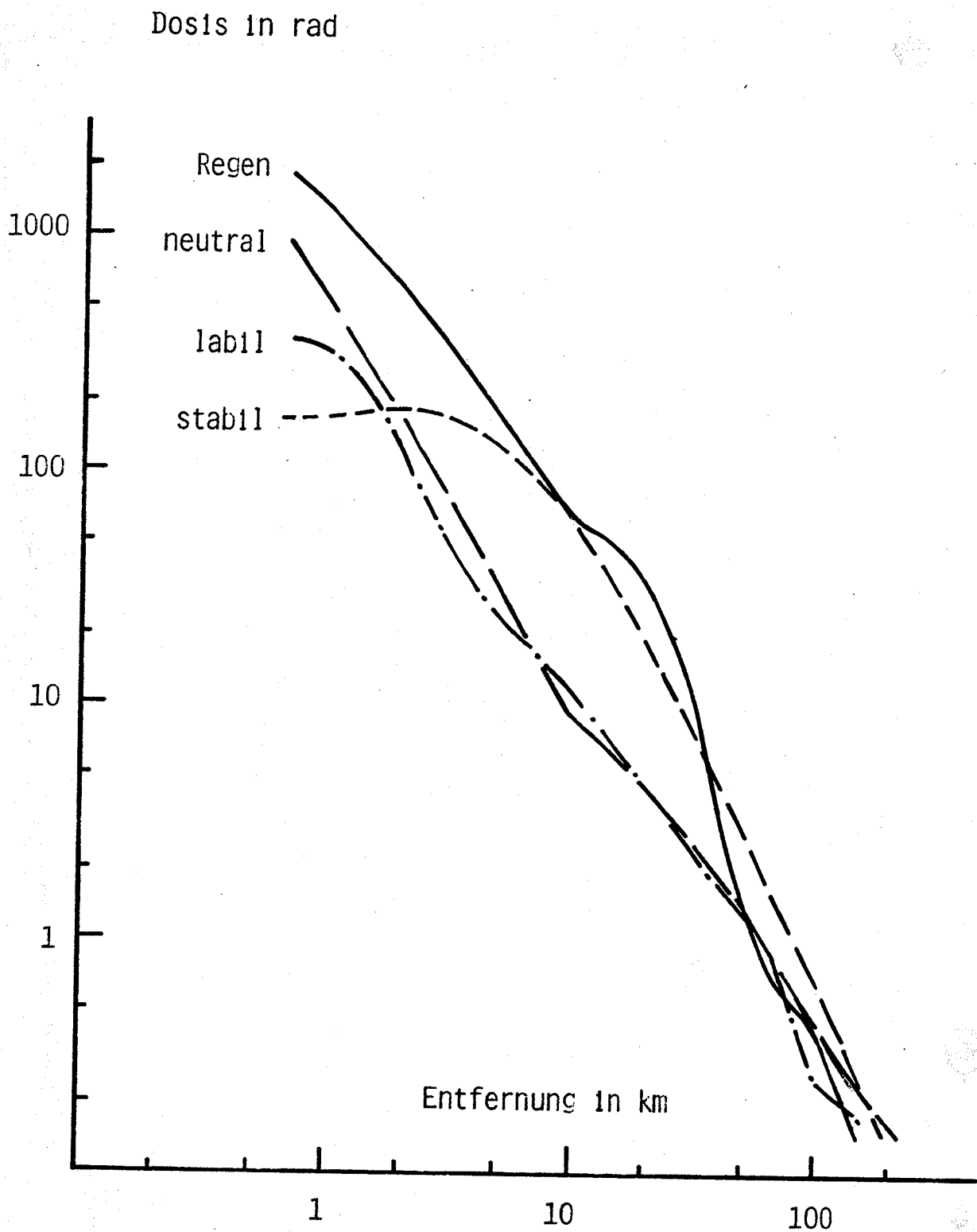


Bild 7:

Potentielle Kurzzeit-Knochenmarkdosis, FK2, für vier Wetterabläufe

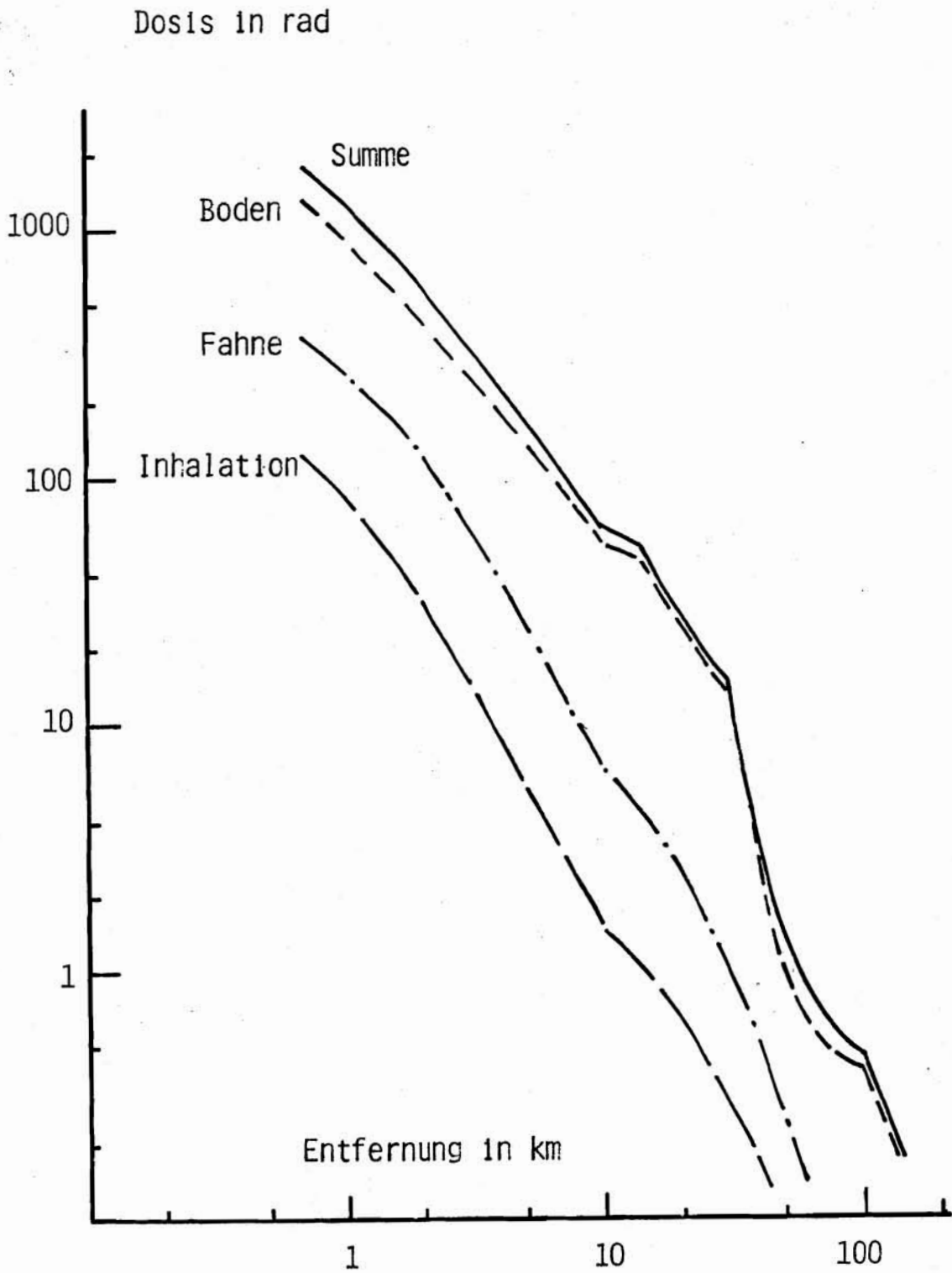


Bild 8:

Potentielle Kurzzeit-Knochenmarkdosis, FK2, für Wetterablauf "Regen"

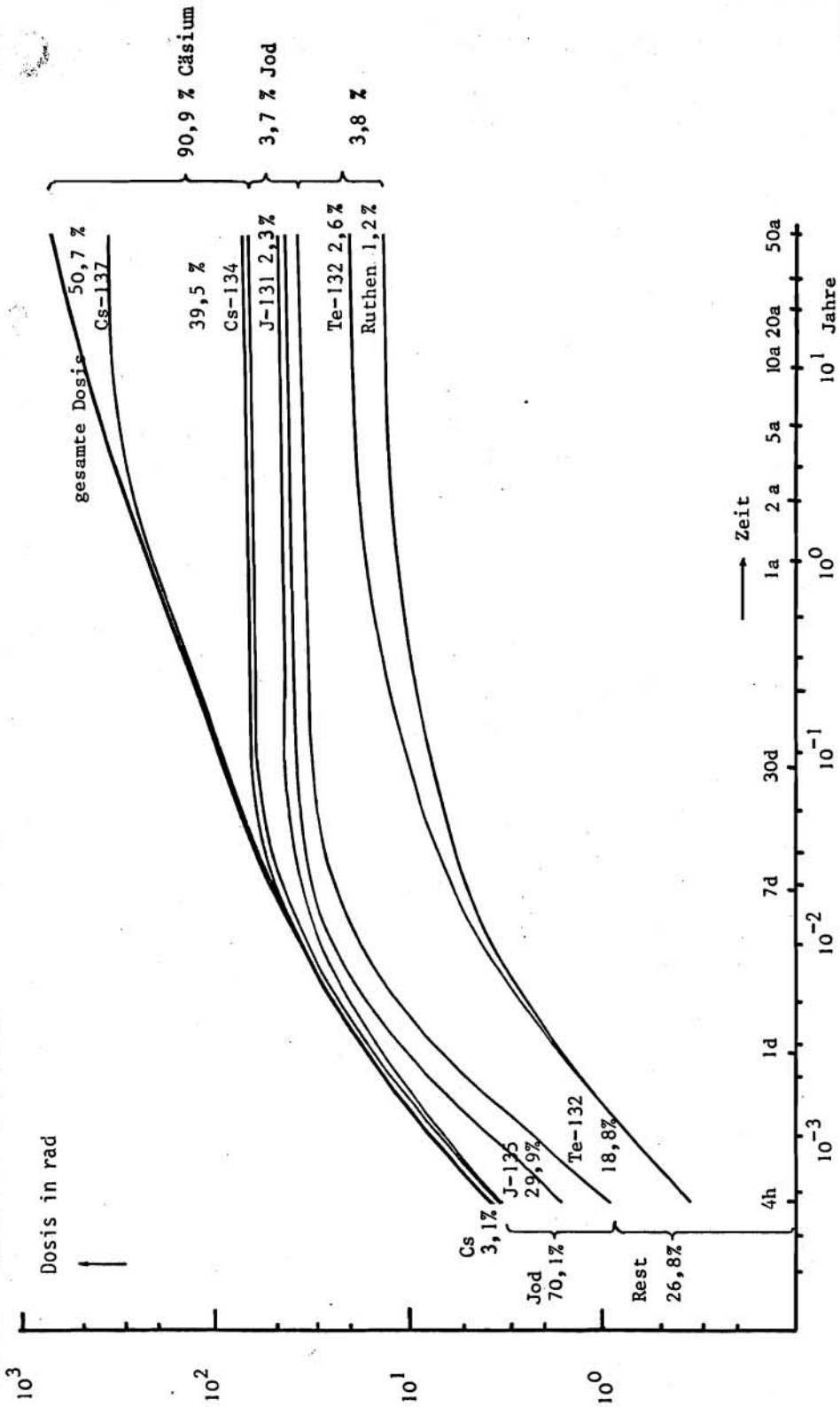


Bild 9:
 Zeitlicher Anstieg der potentiellen Knochenmarkdosis durch Strahlung vom Boden, FK2, "neutral", Entfernung 10 km

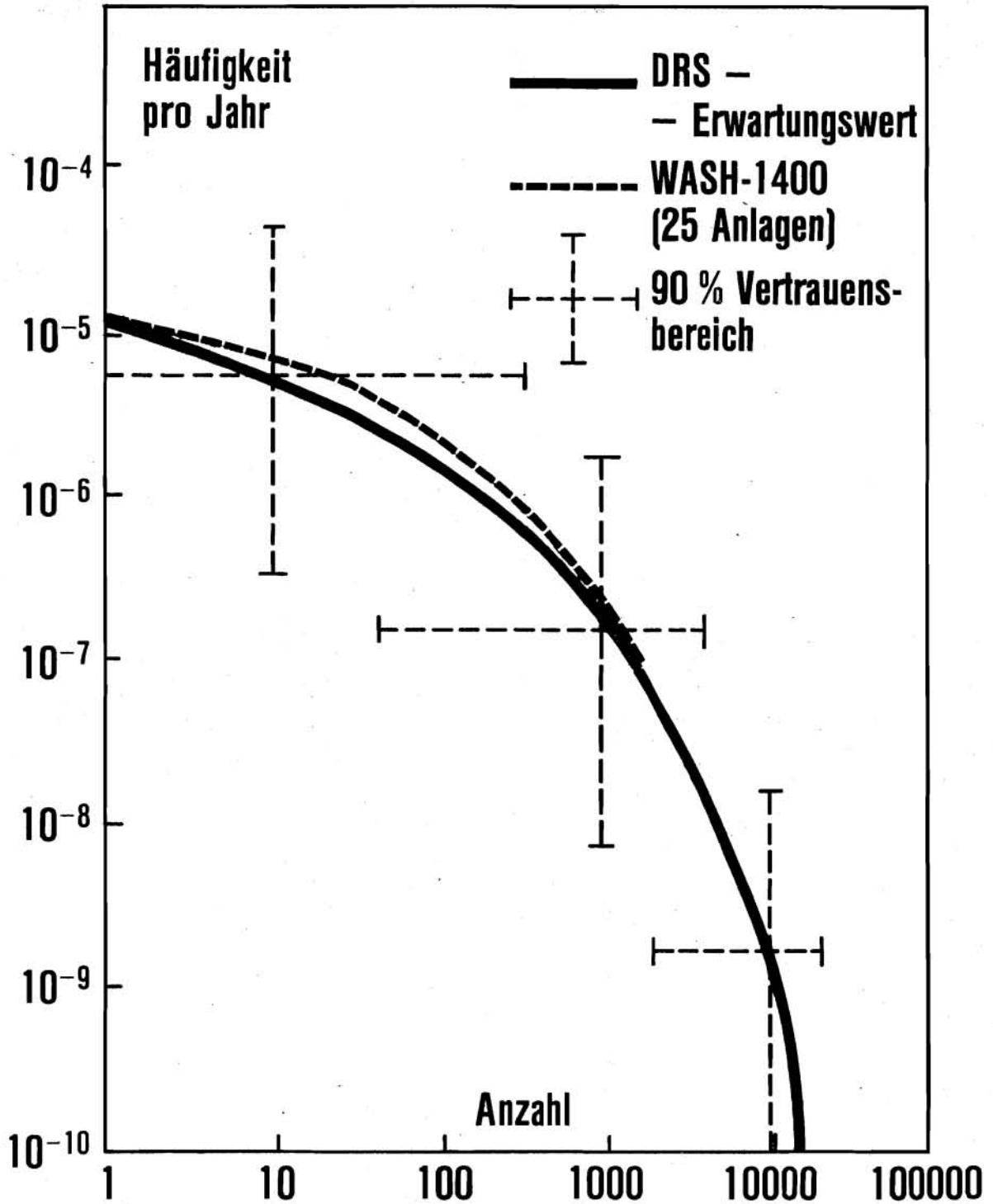


Bild 10:

Komplementäre Häufigkeitsverteilung der Anzahl früher Todesfälle

Abkürzg.	Beschreibung	Häufigkeit a ⁻¹	therm. Energie 10 ⁶ KJ
FK 1	Dampf-Explosion	0,2 · 10 ⁻⁵	540
FK 2	Leck im S-Behälter 300 mm Ø	0,06 10 ⁻⁵	15
FK 3	Leck im S-Behälter 80 mm Ø	0,06 10 ⁻⁵	1
FK 4	Leck im S-Behälter 25 mm Ø	0,3 10 ⁻⁵	-
FK 5	Überdruckversagen, ohne Filter	2 10 ⁻⁵	200
FK 6	Überdruckversagen, mit Filter	7 10 ⁻⁵	200
FK 7	Kühlmittelverlust + Leck S-Behälter	10 10 ⁻⁵	9
FK 8	Kühlmittelverlust (GaU)	100 10 ⁻⁵	-

Tab. 1:
Eintrittshäufigkeit der Freisetzungskategorien

Ablagerungsgeschwindigkeit v_d in m/s		Jod	Aerosole	Edelgase
		$1 \cdot 10^{-2}$	$1 \cdot 10^{-2}$	0
Wash-out-Koeffizient λ in s^{-1}	Niederschlagsintensität in mm/h			
	< 1	$1 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-4}$	0
	1 - 3	$5 \cdot 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-4}$	0
	> 3	$10 \cdot 10^{-4}$	$10 \cdot 10^{-4}$	0
	warm frontal storms (Kategorien E - F) convective storms (Kategorien A - D)	$1 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-4}$	0
	amerikan. Studie	$10 \cdot 10^{-4}$	$10 \cdot 10^{-4}$	0
	deutsche Studie			

Tab. 2:
Ablagerungsgeschwindigkeit und Washout-Koeffizient

Kurz- bezeichnung	Ausbreitungs- Kategorie	Windgeschwindigkeit, gemittelt	Aufstiegshöhe	Niederschlag
neutral	D	5,3 - 6,2 m/s	60 m	-
Regen	D	3,2 - 4,3 "	107 m	0,8 $\frac{\text{mm}}{\text{h}}$
labil	B	1,1 - 2,2 "	300 m	
stabil	F	1,6 - 3,0 "	86 m	

Tab. 3:
Charakteristische Wetterabläufe

Standort	Einheiten
Norddeutsche Tiefebene	
Brokdorf	1
Brunsbüttel	1
Esenshamm	1
Hamm-Schmehausen	1
Krümmel	1
Stade	1
Vahnum	2
Oberrheinische Tiefebene	
Biblis	3
Neupotz	1
Philippsburg	2
Wuhl	1
Süddeutsche Hochebene	
Grafenrheinfeld	1
Gundremmingen	2
Isar-Ohu	1
Tallagen	
Borken	1
Grohnde	1
Mülheim-Kärlich	1
Neckarwestheim	2
Würgassen	1

Tab. 4:

Standorte der Leichtwasserreaktor-
Kernkraftwerke

Anwendbarkeit des Ausbreitungsmodells
Modell der azimutalen Konzentrationsverteilung
Besondere meteorologische Situationen
Wetterabläufe
Mischungsschichthöhe
Aufstieg der Aktivitätsfahne
Trockene Ablagerung, Auswaschung
Windscherungen
Nichtberücksichtigung von Windrichtungsänderungen
Gleichverteilung der Windrichtung

Tab. 5:

Sensitive Parameter bzw. Modellannahmen
im meteorologischen Modell

Parameter bzw. Teilmodell	Relative Änderung	
	Frühschäden	Spätschäden
azimutale Stufenfunktion	0,97 - 1,02	0,98 - 1,01
Anzahl der Wetterabläufe	0,95 - 1,05	0,98 - 1,02
Mischungshöhe bzw. σ_{zmax}	0,95 - 1,05	0,98 - 1,02
geradlinige Ausbreitung und Windscherungen	0,85 - 1,05	0,98 - 1,02
Richtungs- gleichverteilung	0,95 - 1,05	0,98 - 1,02
trockene Ablagerung	0,25 - 1,05	0,95 - 1,05
Aufstiegshöhe	0,10 - 2,00	0,95 - 1,05
Auswaschung	0,05 - 3,00	0,50 - 1,25

Tab. 6:

Einfluß der Parameter bzw. Modellannahmen auf die Kollektivschäden

DISKUSSION ZUM VORTRAG HÜBSCHMANN

R. Hock (KWU Offenbach):

Herr Dr. Hübschmann, haben Sie für die weiträumige Ausbreitung einer Wolke jeweils die Ausbreitungsparameter des Emissionsortes zugrunde gelegt oder haben Sie die Entfernung mit einbezogen?

W.G. Hübschmann (KfK):

Danke für diese Frage, Herr Dr. Hock, und dafür, daß Sie mir Gelegenheit geben, darauf noch kurz einzugehen. Ja, wir haben generell angenommen, daß die am meteorologischen Meßort gemessenen Daten für den gesamten Ausbreitungsbereich Gültigkeit haben, und das ist auch eine sehr stark vereinfachende Annahme. Allerdings haben wir bisher kaum andere Möglichkeiten, denn wir müßten Ausbreitungsparameter für alle überstrichenen Gebiete kennen, was gar nicht möglich ist. Wie es über Waldgebieten, z.B. über dem Schwarzwald, aussieht, kann bisher noch keiner der Meteorologen angeben. Wir sind froh, daß wir die Ausbreitungsparameter über dem Gebiet unserer Umgebung einigermaßen genau angeben können. Wir nehmen auch an, daß Niederschlag genau immer dann die Fahne trifft, wenn es am Meßort geregnet hat. Auch das ist natürlich eine sehr grobe Annahme, wobei wir allerdings argumentieren können, daß positive und negative Abweichungen einander die Waage halten. Für die Windrichtung, das sagte ich schon, nehmen wir gleichmäßige Ausbreitungsrichtungen an. Hier kann man aber argumentieren, daß sich Windrichtungsänderungen auf das Ergebnis, nämlich das Risiko, nur sehr wenig auswirken. Es werden andere Bevölkerungsteile betroffen, aber zahlenmäßig nicht wesentlich größere oder kleinere.

R. Hock (KWU Offenbach):

Bei Ablagerungseffekten über wash-out spielt die Regenmenge eine große Rolle. Nun wissen wir, daß der lineare Ansatz, den auch Sie verwendet haben, bei großen Regenintensitäten nicht richtig ist, d.h., daß die Auswaschraten bei zunehmender Regenmenge relativ geringer werden. Würde die Berücksichtigung dieses Effektes einen Einfluß haben, oder ist der ganz starke Regen ohnehin so selten, daß er in das Ergebnis nicht nennenswert eingeht?

W.G. Hübschmann (KfK):

Das ist ebenfalls ein schwieriges Kapitel. Bei starkem Regen wird selbstverständlich zunächst sehr viel ausgewaschen, und die starken Regenfälle bringen uns gerade die scheußlichsten Folgen, nämlich die höchsten Strahlendosen des Bodens. Man kann sich überlegen, daß bei starkem Regen ein Teil der Aktivität gleich wieder ausgewaschen wird, das ist der run-off. Dieser run-off ist in der Phase A im Modell noch nicht enthalten, obgleich wir wissen, daß er mit Sicherheit eine Rolle spielen wird. Die Vergleichbarkeit zu WASH-1400 hat uns daran gehin-

dert, dies jetzt schon einzubauen. Aber hier sind zumindest Überschätzungen enthalten. Außerdem entsteht bei starkem Regen eine gewisse Sättigung. Es ist ein etwa logarithmischer Zusammenhang zwischen Regen und ausgewaschener Aerosolmenge festgestellt worden. Wir benutzen hier das Modell von Chamberlin und Engelmann.

F.W. Heuser (GRS):

Ich würde Sie gerne etwas fragen zum Stichwort Ausbreitungsparameter, Herr Hübschmann. Sie haben erläutert, wieweit man über experimentelle Daten verfügt. Was werden wir hierzu am Modell in der Phase B besser machen können? Und generell: Was ist in der Phase B im meteorologischen Teil des Unfallfolgenmodells an Verbesserungen vorgesehen?

W.G. Hübschmann (KfK):

Gerade bezüglich der Ausbreitungsparameter wird in der Bundesrepublik Deutschland einiges getan. Es gibt zwischen der KFA Jülich und dem KfK abgestimmte Ausbreitungsparameter für bestimmte Emissionshöhenbereiche. Diese werden wir in das Ausbreitungsmodell einführen, so daß die jeweils erreichte Aufstiegshöhe der Fahne dann realistisch nach dem bisherigen Stand der Kenntnisse berücksichtigt werden kann. Das gilt auch für die Ablagerungskonstanten. Hier werden die in der Bundesrepublik inzwischen verwendeten und eingebürgerten Konstanten eingeführt, und wir wollen sogar auf die unterschiedliche Bodenstruktur in einzelnen Gebieten Rücksicht nehmen. Die Aerosolablagerung z.B. ist, je nach Untergrund, sehr unterschiedlich. Im übrigen Modell sind dann drei Stufen der Berücksichtigung von Windrichtungsänderungen vorgesehen: zunächst die Windrichtungsstatistik am jeweiligen Standort, die bisher überhaupt nicht einging. Wir haben Windrichtungsgleichverteilung angenommen; dabei liegen Windrichtungsstatistiken durchaus vor, so daß wir berücksichtigen können, ob einige Ortschaften relativ häufiger oder wenig häufig beaufschlagt werden. In einer zweiten Stufe wären dann die Windrichtungsänderungen im Nahbereich zu berücksichtigen, wobei es insbesondere um Frühschäden geht, so daß Windrichtungsänderungen zu einer breiteren Verteilung von niedrigerer Aktivitätsverseuchung führen. In der dritten Stufe werden die Windrichtungsänderungen über den Gesamtweg der Fahne in das Modell eingegeben, so daß dann die Windrichtung in möglichst realistischer Form mitberücksichtigt wird.

DOSIS- UND SCHADENSERMITTLUNG UNTER BERÜCKSICHTIGUNG VON SCHUTZ- UND GEGENMASSNAHMEN IM RAHMEN DES UNFALLFOLGENMODELLS

A. Bayer, K. Burkart, J. Ehrhardt, M. Schückler (KfK), W. Jacobi
K.R. Trott (GSF)

1. Unfallfolgenmodell

Das Unfallfolgenmodell gliedert sich in vier Modellteile:

- atmosphärische Ausbreitung und Ablagerung,
- Dosisberechnung,
- Einsatz von Schutz- und Gegenmaßnahmen,
- Berechnung gesundheitlicher Schäden.

Bild 1 zeigt eine schematische Anordnung dieser Modellteile.

1.1 Modell für die atmosphärische Ausbreitung und Ablagerung

Dieser Modellteil wurde im vorangehenden Referat dargestellt und diskutiert.

1.2 Dosismodell

Auf der Grundlage der mit Hilfe des Modells der atmosphärischen Ausbreitungs- und Ablagerungsvorgänge ermittelten orts- und zeitabhängigen Aktivitätskonzentration in der Luft und der Bodenkontamination wird die Strahlenexposition der betroffenen Bevölkerung berechnet.

Die Wege, über welche die Strahlung der freigesetzten Aktivität den Menschen erreicht, bezeichnet man als Expositionspfade. Aus der Freisetzung von Radionukliden in die Atmosphäre resultieren im wesentlichen folgende Expositionspfade:

- externe Bestrahlung durch die vorbeiziehende Aktivitätsfahne;
- externe Bestrahlung durch die am Boden abgelagerte Aktivität;
- interne Bestrahlung durch die mit der Atemluft inkorporierte Aktivität, unterteilt in
 - Inhalation von luftgetragenen Radionukliden aus der Aktivitätsfahne und
 - Inhalation von resuspendierten Radionukliden, die schon am Boden abgelagert waren;
- interne Bestrahlung durch mit der Nahrung inkorporierte Aktivität.

Die Berechnung der Strahlenexposition wird für folgende, für die Schadensermittlung wichtige Organe durchgeführt:

- Knochenmark,
- Knochenoberfläche,
- Lunge,
- Schilddrüse,
- Brust.

Der Schadensermittlung der übrigen Organe wird die Strahlenexposition des Ganzkörpers zugrunde gelegt.

Zur Ermittlung der genetisch signifikanten Dosis wird die Strahlenexposition der Hoden und Eierstöcke berechnet.

Da die Kriterien für die Gegenmaßnahmen (Abschnitt 1.3)

- Umsiedlung,
- Dekontamination,
- zeitweises Verbot des Verzehrs lokal erzeugter landwirtschaftlicher Produkte

eine Vorausberechnung der Dosen erfordern, werden im ersten Schritt Dosen berechnet, die Personen bei ununterbrochenem Aufenthalt im Freien bzw. bei ständigem Verzehr über die relevanten Expositionspfade erhalten würden. Diese werden im folgenden als potentielle Dosen bezeichnet.

Im zweiten Schritt werden dann Dosen berechnet, die Personen unter Berücksichtigung der Schutz- und Gegenmaßnahmen¹⁾ erhalten würden. Diese werden im folgenden als zu erwartende Dosen bezeichnet.

Im Detail werden folgende Dosen berechnet:

- Potentielle Dosen

Zur Entscheidung über Gegenmaßnahmen zur Verringerung der Frühschäden wird berechnet:

- die Knochenmarkdosis infolge externer Bestrahlung durch die am Boden abgelagerte Aktivität während der ersten 7 Tage.

Zur Entscheidung über Gegenmaßnahmen zur Verringerung der somatischen Spätschäden und der genetischen Belastung werden berechnet:

- die Ganzkörperdosis infolge externer Bestrahlung durch die am Boden abgelagerte Aktivität während der ersten 30 Jahre und
- die Ganzkörper-, Knochenmark- und Schilddrüsendosis infolge interner Bestrahlung durch die mit den Nahrungsmitteln inkorporierte Aktivität während der ersten 50 Jahre.

¹⁾ Unter Schutzmaßnahmen werden allgemein die ohne besonderen Aufwand durchzuführenden Maßnahmen, wie das Aufsuchen von Häusern, verstanden. Gegenmaßnahmen bedürfen besonderer Vorbereitung; darunter fallen z.B. alle Bevölkerungsbewegungen.

● Zu erwartende Dosen

Zur Ermittlung der Frühschäden werden berechnet:

- die Kurzzeit-Knochenmarkdosis; diese setzt sich zusammen aus der Dosis infolge
 - externer Bestrahlung durch die Aktivität der Abluftfahne,
 - externer Bestrahlung durch die am Boden abgelagerte Aktivität innerhalb der ersten 7 Tage sowie
 - interner Bestrahlung durch die mit der Atemluft inkorporierte Aktivität der Abluftfahne während der ersten 30 Tage.

Zur Ermittlung der somatischen Spätschäden werden berechnet:

- die Dosen für die Organe
 - Knochenmark,
 - Knochenoberfläche,
 - Lunge,
 - Schilddrüse,
 - Brust,
 - Restkörper,

aufsummiert über alle aus der Freisetzung von Radionukliden in die Atmosphäre resultierenden Expositionspfade. Dabei wird die Strahlenexposition sowohl der unmittelbar betroffenen Bevölkerung als auch der nach dem Unfall geborenen Personen berücksichtigt.

Zur Ermittlung der genetischen Belastung werden berechnet:

- die genetisch signifikante Dosis, aufsummiert über alle aus der Freisetzung von Radionukliden in die Atmosphäre resultierenden Expositionspfade. Sie berechnet sich aus den Dosen für die Hoden und die Eierstöcke. Es wird die Exposition sowohl der unmittelbar betroffenen Bevölkerung als auch der nach dem Unfall geborenen Personen berücksichtigt.

Durch Integration der mit der Anzahl der betroffenen Personen multiplizierten ortsabhängigen Individualdosen über das betroffene Gebiet erhält man schließlich die unter Zugrundelegung der Schutz- und Gegenmaßnahmen zu erwartenden Kollektivdosen, d.h. die Summe aller zu erwartenden Individualdosen.

1.3 Modell der Schutz- und Gegenmaßnahmen

1.3.1 Grundzüge

In die Ergebnisse gehen Schutz- und Gegenmaßnahmen ein. Damit die Studie auf realen Grundlagen steht, werden die entsprechen-

den behördlichen Regelungen berücksichtigt, die in der Bundesrepublik Deutschland den Charakter von Empfehlungen besitzen.

Es sind dies die "Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen" /1/, die vom Länderausschuß für Atomkernenergie gemeinsam mit den Innenbehörden der Bundesländer herausgegeben wurden, und die "Leitsätze für die Unterrichtung der Öffentlichkeit über die Katastrophenschutzplanung in der Umgebung von kerntechnischen Anlagen" /2/, die von der ständigen Konferenz der Innenminister und Innensensatoren der Länder beschlossen wurden. Darin ist festgelegt, daß die Bevölkerung bei kerntechnischen Unfällen aufgefordert wird, Häuser aufzusuchen und Radio- bzw. Fernsehapparate einzuschalten. Als anschließende Maßnahmen sind im Bedarfsfall in bestimmten Gebieten die Evakuierung, die Dekontamination oder das zeitweilige Verbot des Verzehrs lokal erzeugter landwirtschaftlicher Produkte vorgesehen. Falls es die Strahlenbelastung der Bevölkerung erfordert und die Auswirkungen des Unfalls dadurch gemildert werden können, wird die Katastrophenschutzleitung auch weitergehende Maßnahmen, wie die Umsiedlung innerhalb weniger Tage oder Wochen (schnelle Umsiedlung) oder die Umsiedlung im Verlaufe mehrerer Monate (Umsiedlung), anordnen. Damit ergibt sich für die vorliegende Studie insgesamt die folgende Liste von Schutz- und Gegenmaßnahmen:

- Aufsuchen von Häusern,
- Evakuierung,
- schnelle Umsiedlung,
- Umsiedlung,
- Dekontamination,
- zeitweiliges Verbot des Verzehrs lokal erzeugter landwirtschaftlicher Produkte.

Art und Dringlichkeit der Schutz- und Gegenmaßnahmen sind von Ort zu Ort verschieden. Dies führt zu einem Schema von Maßnahmen, Gebieten und Zeiten, das in Tabelle 1 und in Bild 2 gezeigt bzw. anschließend in den Abschnitten "Gebiete" und "Maßnahmen" besprochen wird.

1.3.2 Gebiete

Die Behörden und die Betriebe treffen Vorkehrungen, damit während und nach einer Freisetzung von Radioaktivität die räumliche Verteilung der Dosisleistung in der Umgebung gemessen oder geschätzt werden kann. Abhängig von den Ergebnissen ordnet die Katastrophenschutzleitung unter Anwendung der Kriterien, die in den Rahmenempfehlungen angegeben sind, die erforderlichen Schutz- und Gegenmaßnahmen an.

In analoger Weise verfährt die vorliegende Studie. Zuerst wird die räumliche Verteilung der potentiellen Dosis berechnet. Danach werden - falls die Dosen die vorgegebenen Referenzwerte überschreiten - ausgewählte Linien gleicher Dosis verwendet, um fünf Gebiete (B_1 , B_2 , C, D_1 und D_2), in denen unterschiedliche Maßnahmen zur Anwendung kommen, zu definieren und gegeneinander abzugrenzen. Schließlich werden nach der Festlegung der Gebiete

und unter Berücksichtigung der entsprechenden Schutz- und Gegenmaßnahmen die Dosen neu berechnet und daraus die Personenschäden bestimmt.

Zu den bereits erwähnten fünf Gebieten kommt ein weiteres (A), das die unmittelbare Umgebung des Kernkraftwerks umfaßt, wo hohe Dosen auftreten können und bei großer Aktivitätsfreisetzung und ungünstigen Ausbreitungsbedingungen keine Zeit für Aktivitäts- und Dosisleistungsmessungen und deren Auswertung zur Verfügung steht. Es ist daher durch vorgegebene Winkel und Entfernungen begrenzt.

Die Gebiete B_1 und B_2 sind so gewählt, daß sie zusammen mit dem Gebiet A alle Bereiche überdecken, in denen von der Dosis her Fröhschäden möglich sind.

Ein weiterer Gesichtspunkt bei der Wahl der Gebietsgrenzen ist die Frage, ob Bevölkerungsbewegungen nötig sind oder nicht. Die Rahmenempfehlungen geben dafür Dosisgrenzen als Aktionsschwellen an, die auch Verwendung finden. Für die einzelnen Gebiete gilt folgendes:

● Gebiet A:

Die Maßnahmen in diesem Gebiet dienen hauptsächlich der Verringerung oder Vermeidung von Fröhschäden als Folge der Wolken- oder Bodenstrahlung. Es hat die Form eines Schlüssellocks, d.h., es umfaßt einen Vollkreis von 2,4 km Radius, dessen Mittelpunkt durch das Reaktorgebäude festgelegt ist, und einen Kreissektor, der sich bis zu einer Entfernung von 8 km erstreckt, symmetrisch zur Ausbreitungsrichtung liegt und einen Öffnungswinkel von 30° besitzt. Seine Fläche beträgt $33,3 \text{ km}^2$. Der Einschluß eines Vollkreises ist nötig, weil Wirbel und Diffusionsvorgänge in der unmittelbaren Umgebung des Kernkraftwerks einen Aktivitäts-transport über kurze Distanzen in alle Richtungen bewirken können und die Strahlung aus der Aktivitätsfahne mit begrenzter Reichweite nach allen Richtungen hin emittiert wird.

● Gebiete B_1 und B_2 :

Während die Größe des Gebiets A nicht von der Art des Unfalls abhängt, ist das Gebiet B_1 durch eine untere Grenze der potentiellen Knochenmarkdosis definiert, die bei $D_{EB}^{KM}(7d) = 100 \text{ rad}$ liegt. Da der Verlauf dieser Isodosislinie von der Art der Freisetzung und vom jeweiligen Wetterablauf abhängt, könnten sich, bei Berücksichtigung von 8 Unfallkategorien, 4 Klimazonen und 115 Wetterabläufen im Prinzip $8 \cdot 4 \cdot 115 = 3680$ Gebiete B_1 verschiedener Größe und Gestalt ergeben. Die Rechnungen zeigen jedoch, daß nur bei den größten Freisetzungen potentielle Knochenmarkdosen erreicht werden, die zur Definition eines Gebietes B_1 führen. Bei einigen Wetterlagen umfaßt die Isodosislinie $D_{EB}^{KM}(7d) = 100 \text{ rad}$ nach den Freisetzungskategorien FK1 und FK2 auch Gebiete, die mehr als 24 km vom Reaktor entfernt sind. Solche Teilgebiete werden von B_1 abgetrennt und mit B_2 bezeichnet. Als Grenze zwischen B_1 und B_2 dient somit der Kreisbogen mit einem Radius von $r = 24 \text{ km}$.

- Gebiete C, D₁ und D₂:

Die Festlegung der Gebiete C, D₁ und D₂ basiert auf der potentiellen Ganzkörperdosis durch Strahlung vom Boden, akkumuliert in 30 Jahren. So gelten für das Gebiet C die Schranken D_{EB}^{GK} (30a) > 25 rad und im Gebiet D₂ liegt die potentielle Ganzkörperdosis D_{EB}^{GK} (30a) unterhalb 25 rad. Das Gebiet D₂ erstreckt sich bis zur Berechnungsgrenze bei 540 km.

1.3.3 Maßnahmen

- Anlaufphase:

Nach dem Erkennen der bevorstehenden Freisetzung wird eine Anlaufphase von 2 Stunden unterstellt, in deren Verlauf die lokalen und regionalen Entscheidungsträger benachrichtigt, Stäbe gebildet und das Standardsignal für Katastrophenfälle allgemeiner Art (einminütiger Sirenenheulton) ausgelöst werden. Durch das Sirenensignal (und Lautsprecherwagen) wird die Bevölkerung der Gebiete A und gegebenenfalls B₁ aufgefordert, Gebäude aufzusuchen oder darin zu verbleiben und Rundfunk- oder Fernsehapparate einzuschalten.

Schutz- und Gegenmaßnahmen, die später als zum Zeitpunkt 2 Stunden ergriffen werden, sind gebietsspezifisch und werden im folgenden nach Gebieten getrennt dargestellt (siehe auch Tabelle 2).

- Schutz- und Gegenmaßnahmen im Gebiet A:

Hauptzweck der Maßnahmen im Gebiet A ist es, den Umfang der akuten Schäden zu vermindern oder sie ganz zu vermeiden. Die Studie geht davon aus, daß nach 2 Stunden ca. zwei Drittel (65 %) der Bevölkerung größere Gebäude oder die Keller kleinerer Gebäude aufgesucht haben und dort an geschützten Stellen, d.h. abseits von Fenstern und Türen verbleiben, während ca. ein Drittel (32 %) kleine Gebäude aufgesucht hat, aber dort nicht in die Keller gehen kann oder will. Von 3 % der Bevölkerung wird angenommen, daß sie trotz Warnung im Freien verbleiben.

Da bei nahezu allen Wetterlagen im Gebiet A die höchsten Dosisleistungen auftreten und dann keine Zeit für die Durchführung und Auswertung von Messungen zur Verfügung steht, geht die Studie davon aus, daß die Katastrophenschutzleitung dort nach jedem Unfall die Evakuierung anordnet. Darüber hinaus wird vorsichtshalber angenommen, daß für die Evakuierung dieses relativ kleinen Gebietes von 33 Quadratkilometern 12 Stunden benötigt werden. Das heißt, zwischen der 2. und 14. Stunde besteigen die Bewohner ihre Autos oder andere Transportmittel und verlassen nach einer Fahrzeit von 1,5 Stunden diese potentielle Gefahrenzone für akute Schäden.

Die Rückführung der Bevölkerung ist vorgesehen, wenn die Bodenkontamination infolge des radioaktiven Zerfalls, der Witterungseffekte und der Dekontamination so weit zurückgegangen ist, daß

die potentielle Ganzkörperdosis D_{EB}^{GK} (30a), akkumuliert in 30 Jahren durch Strahlung vom Boden, 25 rad nicht übersteigt.

- Schutz- und Gegenmaßnahmen in den Gebieten B_1 und B_2 :

In der Mehrzahl der Fälle gibt es keine Gebiete B_1 und B_2 . Falls jedoch die Aktivitätsfreisetzungen und -ablagerungen bei einem Unfall so groß sind, daß ein Gebiet B_1 definiert werden muß (Tabelle 1), sind auch dort Fröhschäden möglich. Deshalb sieht die Studie wie im Gebiet A Schutz- und Gegenmaßnahmen, einschließlich Bevölkerungsbewegungen, vor, wobei die Maßnahme Aufenthalt in Häusern in beiden Gebieten (A und B_1) identisch ist.

Um die Strahlenbelastung der Bevölkerung im Gebiet B_1 möglichst gering zu halten, wird die Katastrophenschutzleitung bemüht sein, die Bevölkerungsbewegung zügig durchzuführen, d.h. in Form einer schnellen Umsiedlung.

Die vorliegende Studie nimmt vorsichtshalber an, daß vorbereitete Pläne nicht vorhanden sind und die schnelle Umsiedlung erst nach Eintritt des Unfalls vorbereitet wird.

Es wird daher davon ausgegangen, daß die schnelle Umsiedlung der Bewohner des Gebiets B_1 frühestens 14 Stunden nach dem Unfalleintritt, d.h. erst nach Beendigung der Evakuierung des Gebietes A, beginnt. Die lange Vorbereitungszeit erlaubt es, die Bevölkerung über Rundfunk und Fernsehen ausführlich zu unterrichten und Hilfspersonal und Transportmittel heranzuführen.

Zur Berechnung der Gesamtdosis werden die Fahrzeiten während der schnellen Umsiedlung benötigt. Zu diesem Zweck unterscheidet die Studie zwischen städtischen, durchschnittlich besiedelten und ländlichen Gebieten B_1 . Mit Hilfe eines Rechenprogramms zur Simulation von Bevölkerungsbewegungen wird für jeden der drei Gebietstypen ein Fahrzeitenspektrum ermittelt. Danach werden die Fahrzeitenspektren jeweils durch 3 Fahrzeiten so approximiert, daß jede Fahrzeit im Mittel für ein Drittel der betroffenen Bevölkerung gilt.

- Gegenmaßnahmen in den Gebieten C, D_1 und D_2 :

In den Gebieten C, D_1 und D_2 werden keine Dosen erreicht, die zu Fröhschäden führen. Ziel der Gegenmaßnahmen in diesen Gebieten ist es daher, die Spätschäden niedrig zu halten. Dies geschieht durch Umsiedlung, Dekontamination und das zeitweilige Verbot des Verzehrs lokaler landwirtschaftlicher Produkte, die in einem bestimmten Teilgebiet erzeugt wurden. Die Studie geht davon aus, daß bei potentiellen Dosen durch Strahlung vom Boden auf den Ganzkörper (D_{EB}^{GK}), die unter 25 rad in 30 Jahren liegen, außer den genannten Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte keine Gegenmaßnahmen erfolgen (Gebiet D_2). In Gebieten mit höherem Strahlenpegel muß dekontaminiert werden

(Gebiet D₁). Ist die Kontamination jedoch so hoch, daß der Wert von D_{EB}^{GK} (30a) = 25 rad nur mit Hilfe eines Dekontaminationsfaktors

$$DF = \frac{\text{Radioaktivität vor der Dekontamination}}{\text{Radioaktivität nach der Dekontamination}}$$

größer als 10 erreicht werden kann (Gebiet C), wird die Dekontamination im Modell auf einen späteren Zeitpunkt verschoben (Spätdekontamination) und die Bevölkerung bis zu diesem Zeitpunkt umgesiedelt.

In der vorliegenden Studie beginnt die Umsiedlung im Gebiet C nach 30 Tagen. Ausgehend von den Teilgebieten, die dem Reaktor am nächsten liegen, schreitet sie zu größeren Entfernungen hin fort.

Die Kontamination im Gebiet D₁ ist so niedrig, daß die potentielle Ganzkörperdosis, summiert über 30 Jahre, durch Dekontamination überall auf einen Wert unter 25 rad gebracht werden kann. Deshalb wird in der vorliegenden Studie davon ausgegangen, daß Bevölkerungsbewegungen nicht erfolgen und die Bewohner dieses Gebiets zu jedem Zeitpunkt ihrer normalen Tätigkeit nachgehen. Außerdem wird angenommen, daß die Dekontamination im ganzen Gebiet D₁ erst nach 30 Tagen wirksam wird.

Im gesamten Gebiet D₂ liegen definitionsgemäß die potentiellen Ortsdosen D_{EB}^{GK} (30a) unterhalb von 25 rad. Als einzige Gegenmaßnahme betrachtet die vorliegende Studie Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte. Dabei wird ein vorläufiges Modell unverändert aus der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie WASH-1400 /3/ übernommen.

Tabelle 1 gibt einen Überblick über alle Gegenmaßnahmen in den Gebieten A, B₁, B₂, C, D₁, D₂.

1.4 Modell zur Ermittlung der gesundheitlichen Schäden durch Strahlung

In diesem Teil des Unfallfolgenmodells wird der Umfang der somatischen Frühschäden (Tod durch akutes Strahlensyndrom) und der somatischen Spätschäden (Tod durch Leukämie und Krebs) ermittelt. Die genetische Belastung wird in Form der genetisch signifikanten Dosis ausgedrückt.

1.4.1 Somatische Strahlenfrühschäden

Die Entstehung akut lebensbedrohender Krankheiten als Folge eines Reaktorunfalls resultiert nahezu ausschließlich aus der kurzfristig vom Knochenmark aufgenommenen Strahlendosis. Diese führt bei Überschreiten einer Dosischwelle zu einer temporären Störung der Blutbildung.

Die in WASH-1400 /3/ verwendete Dosis/Wirkungs-Beziehung B für akute Strahlenschäden (Bild 3) beruht nicht auf der direkten Erfahrung an bestrahlten Menschen, sondern ist das Ergebnis von Extrapolationen.

In dieser Studie wird deshalb neben der Kurve B eine flachere Dosiseffektkurve D zur Berechnung der akuten Unfallfolgen herangezogen, die berücksichtigt, daß es in der betroffenen Bevölkerung Gruppen mit einer erhöhten Strahlenempfindlichkeit gibt (Bild 3). Dazu gehören in erster Linie Menschen mit

- Infektionen, insbesondere chronischen Infektionen (z.B. der Atemwege und der Harnwege),
- Erkrankungen, die mit Blutungsneigung einhergehen, wie manche Erkrankungen des Magens und des Darms (z.B. Magengeschwür usw.),
- Verletzungen, Verbrennungen, frischen Operationen und nach Behandlung mit manchen Medikamenten

sowie schwangere Frauen.

1.4.2 Somatische Strahlenspätchäden

Eine detaillierte und umfassende Darstellung der derzeitigen Kenntnisse über das Strahlenkrebsrisiko beim Menschen gibt der Bericht des United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR) von 1977 /4/.

In WASH-1400 /3/ werden drei Extrapolationsansätze in Betracht gezogen:

- eine als "Upper Bound Estimate" bezeichnete rein proportionale Dosis/Risiko-Beziehung $R = a \cdot D$ ($a =$ Risikoeffizient),
- als "Central Estimate" eine aus linearen Teilabschnitten zusammengesetzte Dosis/Risiko-Beziehung mit reduzierten, von der Dosis und Dosisleistung abhängigen Risikoeffizienten,
- eine Dosis/Risiko-Beziehung mit einer Schwellendosis von 10 bzw. 25 rem als "Lower Bound Estimate".

In Anlehnung an die Empfehlungen der International Commission on Radiological Protection (ICRP) /5/ wurde in der vorliegenden Studie eine rein proportionale Dosis-Risiko-Beziehung $R = a \cdot D$ für locker ionisierende Strahlen (Röntgen- und γ -Strahlung) angesetzt. Diese Annahme entspricht somit der des "Upper Bound Estimate" von WASH-1400 /3/.

Die ICRP weist in ihren Empfehlungen darauf hin, daß die Anwendung einer rein proportionalen Dosis/Risiko-Beziehung bei lokaler ionisierender Strahlung im Fall der Extrapolation von Beobachtungswerten bei relativ hohen Dosen und hoher Dosisleistung wahrscheinlich zu einer Überschätzung des tatsächlich zu erwartenden Risikos bei niedriger Dosisleistung oder bei niedrigen Dosen führt. Die bei der vorliegenden Studie angewandte propor-

tionale Extrapolation des Strahlenkrebsrisikos zu kleinen Dosen kann daher als vorsichtige Annahme bezeichnet werden.

Bei der Festlegung der Risikokoeffizienten $a = R/D$ für die relevanten, strahleninduzierten Krebsarten wurde von den beobachteten Werten des Risiko/Dosis-Verhältnisses beim Menschen ausgegangen, wobei die wissenschaftlich belegten und gesicherten Ergebnisse herangezogen wurden. In Tabelle 2 sind in der ersten Spalte die aus dieser Analyse der verfügbaren Daten resultierenden Erwartungswerte bzw. der Erwartungsbereich des Risiko/Dosis-Verhältnisses für das zusätzliche, durch Strahlung induzierte Krebsrisiko (Mortalitätsrisiko) in den Körpergeweben angegeben. Die Werte stellen Mittelwerte über Alter und Geschlecht dar und berücksichtigen die Altersverteilung der deutschen Bevölkerung.

In der zweiten Spalte dieser Tabelle sind die von der ICRP für Zwecke des Strahlenschutzes empfohlenen Referenzwerte der Risikokoeffizienten eingetragen. Sie liegen annähernd in der Mitte des Erwartungsbereichs, der sich aus den vorliegenden Erfahrungen über das Strahlenkrebsrisiko beim Menschen ergibt.

1.4.3 Genetische Strahlenschäden

Der Grad der erblichen Gesundheitsschädigung kann von geringen, oft nur mit Spezialmethoden erkennbaren Stoffwechsel- und Formabweichungen bis zu schweren, mit lebenslangem Siechtum verbundenen Krankheiten reichen. Diese Vielfalt möglicher genetischer Folgen entzieht sich einer einfachen Klassifikation der Auswirkungen auf das Schicksal der Betroffenen. Selbst wenn man sich auf Erbkrankheiten mit klinischer Relevanz beschränkt, können diese nicht mit den möglichen somatischen Schadensfolgen auf einer gemeinsamen Basis verglichen werden. Aus diesem Grunde wurde auf die zahlenmäßige Bestimmung der erblich geschädigten Kinder in den verschiedenen Folgegenerationen verzichtet, um eventuellen Fehlinterpretationen vorzubeugen.

Es wird deshalb nur die für das Ausmaß aller Erbschäden bestimmende kollektive, genetisch signifikante Strahlendosis errechnet und dargestellt. Diese kann dann in sinnvoller Weise mit den kollektiven, genetisch signifikanten Strahlendosen aus anderen Strahlenquellen, z.B. der natürlichen Strahlung, in Beziehung gesetzt werden. Dieses Vorgehen ermöglicht bereits den Vergleich der genetischen Auswirkungen der untersuchten Reaktorunfälle mit anderen, genetisch relevanten Strahlenexpositionen der Bevölkerung auf einer gemeinsamen Basis.

1.4.4 Berechnung der Unfallfolgen

Unter Zugrundelegung der zu erwartenden Dosen (Berücksichtigung der Schutz- und Gegenmaßnahmen) werden zunächst die resultierenden mittleren individuellen Schadens-Eintrittswahrscheinlichkeiten S berechnet. Dies sind die mittleren Wahrscheinlichkeiten, mit denen eine Person am jeweiligen Ort aufgrund der zu erwartenden Dosen zu Tode kommt.

Durch Integration der mit der Anzahl der betroffenen Personen multiplizierten ortsabhängigen mittleren Schadens-Eintrittswahrscheinlichkeiten über das betroffene Gebiet erhält man schließlich die zu erwartenden Kollektiv-Frückschäden und die Kollektiv-Spättschäden KS, d.h. die Anzahl der jeweils zu erwartenden Schadensfälle. Bei dieser Integration wird bis zu einer Entfernung von 80 km die standortspezifische Bevölkerung zugrunde gelegt. Von 80 bis 540 km wird eine gleichförmige Bevölkerungsdichte von 250 Einwohnern/km² angenommen (repräsentativ für Mitteleuropa). Dem Bereich jenseits von 540 km, in dem die Restaktivität niedergeschlagen wird, wird eine mittlere Bevölkerungsdichte von 25 Einwohnern/km² zugeordnet (repräsentativ für einen Kreisring von 2500 km Außendurchmesser um Mitteleuropa, der ganz Europa einschließlich der Wasserflächen umfaßt).

2. Ergebnisse

Ausgehend von den

8 Freisetzungskategorien,

wurden mit Hilfe des Unfallfolgenmodells Ausbreitungsrechnungen durchgeführt, wobei

115 mehrstündige Wetterabläufe

zugrunde gelegt wurden. Von diesen Wetterabläufen wurde angenommen, daß sie in jeder der vorgesehenen

36 Windrichtungen (10° Abstand)

mit gleicher Wahrscheinlichkeit auftreten. Diese Ausbreitungsrechnungen wurden für die vorgesehenen

19 Standorte

mit den zugehörigen Bevölkerungsverteilungen durchgeführt. Dabei wurde unterstellt, daß an diesen Standorten insgesamt

25 Reaktorblöcke

betrieben werden. Auf der Grundlage dieser Gegebenheiten liegen insgesamt

$$8 \cdot (115 \cdot 36) \cdot 19 = 629\ 280$$

"Freisetzungskategorie-Wetterablauf-Windrichtung-Standort"-Kombinationen vor. Für diese wurden die erforderlichen Unfallfolgenrechnungen durchgeführt. Um bei der Auswertung die angenommenen 25 Reaktorblöcke zu berücksichtigen, wurden die Ergebnisse für Standorte mit mehreren Anlagen in der Rechnung entsprechend vielfach gezählt, so daß insgesamt die Ergebnisse von

$$8 \cdot (115 \cdot 36) \cdot 25 = 828\ 000$$

"Freisetzungskategorie-Wetterablauf-Windrichtung-Reaktorblock"-Kombinationen vorlagen.

Die Ergebnisse dieser Unfallfolgenrechnungen müssen im Zusammenhang mit den zugehörigen Eintrittshäufigkeiten gesehen werden. Die zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten für die Freisetzungskategorien wurden mit Hilfe der Störfallablaufanalyse bestimmt. Sie werden als Mittelwerte über mehrere Anlagen des analysierten Typs interpretiert. Die Wahrscheinlichkeit einer Wetterablauf/Windrichtungs-Kombination beträgt aufgrund obiger Zahlenwerte

$$\frac{1}{115} \cdot \frac{1}{36} = 2,4 \cdot 10^{-4}$$

Das Produkt aus beiden

FK1:	$2 \cdot 10^{-6} a^{-1}$		$4,8 \cdot 10^{-10} a^{-1}$
FK2:	$6 \cdot 10^{-7} a^{-1}$		$1,4 \cdot 10^{-10} a^{-1}$
FK3:	$6 \cdot 10^{-7} a^{-1}$		$1,4 \cdot 10^{-10} a^{-1}$
FK4:	$3 \cdot 10^{-6} a^{-1}$	$\cdot 2,4 \cdot 10^{-4} =$	$7,2 \cdot 10^{-10} a^{-1}$
FK5:	$2 \cdot 10^{-5} a^{-1}$		$4,8 \cdot 10^{-9} a^{-1}$
FK6:	$7 \cdot 10^{-5} a^{-1}$		$1,7 \cdot 10^{-8} a^{-1}$
FK7:	$1 \cdot 10^{-4} a^{-1}$		$2,4 \cdot 10^{-8} a^{-1}$
FK8:	$1 \cdot 10^{-3} a^{-1}$		$2,4 \cdot 10^{-7} a^{-1}$

stellt dann die zu erwartende Eintrittshäufigkeit eines Einzelerzeugnisses pro Reaktorblock dar.

2.1 Komplementäre Schadens-Häufigkeitsverteilung

Wie in WASH-1400 /3/ werden die Eintrittshäufigkeiten in Abhängigkeit von der Größe der berechneten Kollektivschäden (bzw. Kollektivdosen) dargestellt, und zwar in Form komplementärer Häufigkeitsverteilungsfunktionen.

Die komplementäre Häufigkeitsverteilungsfunktion ϕ^1) gibt für jeden Kollektivschaden KS (bzw. für jede Kollektivdosis KD) die zu erwartende Häufigkeit an, mit der dieser Schaden KS (bzw. diese Dosis KD) oder ein größerer eintritt. Sie wird gebildet durch Aufsummierung der zu erwartenden Eintrittshäufigkeiten jener Kollektivschäden (bzw. Kollektivdosen), die größer oder gleich sind einem vorgegebenen Kollektivschaden (bzw. einer Kollektivdosis).

In den Unfallfolgenrechnungen werden die Kollektivschäden (bzw. Kollektivdosen) für folgende Schäden und Belastungen ermittelt:

- Frühschäden (Todesfälle durch akutes Strahlensyndrom),
- Spätschäden (Todesfälle durch Leukämie und Krebs),
- genetische Belastung (genetisch signifikante Kollektivdosis).

¹⁾ Die komplementäre Häufigkeitsverteilungsfunktion wird im folgenden abkürzend als Häufigkeitsverteilung bezeichnet.

2.1.1 Frühschäden (Todesfälle durch akutes Strahlensyndrom)

Frühschäden (FS) können nach der zugrunde gelegten Dosis/Wirkung-Beziehung (Kurve D aus Bild 3) erst oberhalb einer Schwellendosis von 100 rad auftreten. Ihr Auftreten ist deshalb auf den Nahbereich um einen Standort beschränkt.

Die komplementären Häufigkeitsverteilungen der Kollektivschäden für 25 Anlagen $\phi^{2.5}$ (KS_{FS}) sind, nach Freisetzungskategorien¹⁾ aufgeschlüsselt, in Bild 4 dargestellt. Außerdem sind die charakteristischen Größen dieser Verteilungsfunktionen in Tabelle 3 nochmals zusammengestellt.

Aus diesen Darstellungen geht hervor, daß nur bei den Freisetzungskategorien FK1, FK2, FK3 und FK4 Frühschäden auftreten und auch da nur bei wenigen Umweltgegebenheiten. Wie außerdem ersichtlich, beträgt die Häufigkeit, mit der überhaupt ein Schaden eintritt, $1,2 \cdot 10^{-5} a^{-1}$.

In Bild 4 sind alle ermittelten Ergebnisse bis zum maximalen errechneten Kollektivschaden eingezeichnet. Dieser ergibt sich aus einer Gesamtheit von 629 280 simulierten Unfallabläufen. Dabei tritt der Maximalschaden bei einem Unfallablauf auf, der durch die ungünstigsten Bedingungen für Freisetzung, Wetterbedingungen und Bevölkerungsverteilung gekennzeichnet ist. Er beträgt bei Berücksichtigung der Freisetzungskategorie FK1 (Dampfexplosion) ca. 14 500 Todesfälle. Der Maximalschaden wird hier von der Freisetzungskategorie FK1 selbst bestimmt, seine rechnerische Eintrittshäufigkeit beträgt $4,8 \cdot 10^{-10} a^{-1}$. Ohne Berücksichtigung der Freisetzungskategorie FK1 wird der maximale Kollektivschaden von der Freisetzungskategorie FK2 bestimmt, der Maximalschaden beträgt dabei ca. 5 100 Todesfälle bei einer rechnerischen Eintrittshäufigkeit von $1,4 \cdot 10^{-10} a^{-1}$.

Große Frühschäden treten dann auf, wenn sich große Freisetzungen an Standorten mit relativ hoher Besiedlungsdichte ereignen, der Wind in den Sektor der höchsten Bevölkerungsdichte weht und es im Nahbereich regnet, so daß es dort zu hohen Konzentrationswerten am Boden kommt.

2.1.2 Somatische Spätschäden (Todesfälle durch Leukämie und Krebs)

Somatische Spätschäden (SS) können bei der zugrunde gelegten, durchgehend linearen, dosisleistungsunabhängigen Dosis/Risiko-Beziehung ohne Schwellenwert bei allen Dosiswerten verursacht

¹⁾ Die Freisetzungskategorie FK1 repräsentiert Kernschmelzunfälle, die unter der Annahme einer Dampfexplosion frühzeitig zu einer erheblichen Freisetzung von Spaltprodukten führen. Solche Unfallabläufe sind jedoch äußerst unwahrscheinlich. Da derartige Unfallabläufe auf dem gegenwärtigen Stand der Untersuchungen noch nicht mit absoluter Sicherheit ausgeschlossen werden können, wird ein Teil der Ergebnisse der Unfallfolgenrechnungen mit und ohne Berücksichtigung der Freisetzungskategorie FK1 ausgewiesen.

werden. Sie werden darum überall dort ermittelt, wo es durch den Aktivitätstransport zu einer Strahlenexposition der Bevölkerung kommt. Ihr Auftreten ist deshalb weitreichender und nicht, wie bei den Frühschäden, auf den Nahbereich um einen Standort beschränkt. Als Konsequenz des Modells wird der Schadensumfang vorwiegend durch die große Anzahl von Personen, die eine kleine Dosis erhält, bestimmt.

Die komplementären Häufigkeitsverteilungen der Kollektivschäden für 25 Anlagen ϕ^{25} (KS_{SS}) sind, nach Unfallkategorien aufgeschlüsselt, in Bild 5 dargestellt. Die charakteristischen Größen dieser Verteilungen enthält Tabelle 4. Wie aus diesen Darstellungen hervorgeht, treten bei allen Unfallkategorien mit Ausnahme der Kategorie FK8 somatische Spätschäden auf. Bei FK8 war der höchste, rechnerisch ermittelte Kollektivschaden kleiner als eins.

In den Abbildungen sind alle Rechenergebnisse bis zum maximalen Kollektivschaden eingezeichnet. Dieser beträgt bei Berücksichtigung der Freisetzungskategorie FK1 ("Dampfexplosion") ca. 104 000 Todesfälle und ohne Berücksichtigung der Freisetzungskategorie FK1 ca. 44 000 Todesfälle. Zwar stimmen die rechnerischen Eintrittshäufigkeiten der maximalen Kollektivschäden mit denen der maximalen Frühschäden überein, jedoch ist zu bemerken, daß für die somatischen Spätschäden hohe Schadensausmaße bereits auch mit wesentlich höheren Eintrittshäufigkeiten ausgewiesen werden.

Große Spätschäden werden dann ermittelt, wenn sich bei großen Freisetzungen aufgrund entsprechender Wetterbedingungen in relativ großen Gebieten Konzentrationswerte einstellen, die so niedrig sind, daß Schutz- und Gegenmaßnahmen bei den zugrunde gelegten Kriterien nicht ausgelöst werden.

Bei der Gegenüberstellung der beiden Schadensarten ist zu beachten, daß Frühschäden und somatische Spätschäden gleicher Häufigkeit nicht addiert werden dürfen, da jene Kollektivschäden, die bei den Verteilungen zur gleichen Häufigkeit beitragen, im allgemeinen zu verschiedenen Unfallabläufen gehören. Dies gilt im besonderen für große Kollektivschäden. In jenen Fällen, in denen die Anzahl der Frühschäden große Werte annimmt, ist die Anzahl der Spätschäden verhältnismäßig klein und umgekehrt.

- Vergleich mit Todesfällen durch Leukämie und Krebs aufgrund natürlicher und zivilisatorischer Ursachen

Leukämie und Krebs treten auch ohne Strahleneinwirkung auf, so daß ein Vergleich mit der normalen Häufigkeit von Todesfällen durch Leukämie und Krebs aufgrund natürlicher und zivilisatorischer Ursachen möglich ist.

Wegen des weitreichenden Aktivitätstransports tritt im Durchschnitt etwa die Hälfte der in der Studie berechneten Spätschäden außerhalb der Grenzen der Bundesrepublik Deutschland auf.

Aus diesem Grunde ist es sinnvoll, diesen Vergleichen die Bevölkerung Europas zugrunde zu legen.

Der Anteil von Leukämie und Krebs an allen natürlichen und zivilisatorisch bedingten Todesursachen beträgt etwa 20 % /6/. Für die den Unfallüberlegungen zugrunde liegende derzeitige Bevölkerung Europas (670 Millionen Einwohner) ergibt sich folglich die Zahl von

$$6,7 \cdot 10^8 \cdot 0,2 = 1,34 \cdot 10^8$$

Todesfällen aus dieser Ursache. Bei einer mittleren Lebenserwartung von 71 Jahren /6/ resultieren daraus

$$6,7 \cdot 10^8 \cdot 0,2 \cdot \frac{1}{71} = 1,89 \cdot 10^6$$

Todesfälle pro Jahr mit Leukämie oder Krebs als Ursache.

Die Zahl der Todesfälle mit Leukämie und Krebs als Ursache, bedingt durch die natürliche Strahlenexposition von 0,1 rem/a während der mittleren Lebensdauer von 71 Jahren, errechnet sich bei 670 Millionen Einwohnern zu

$$6,7 \cdot 10^8 \cdot 0,1 \frac{\text{rem}}{\text{a}} \cdot 1,25 \cdot 10^{-4} \text{ rem}^{-1} \cdot 71\text{a} = 595\ 000$$

Todesfällen mit $1,25 \cdot 10^{-4} \text{ rem}^{-1}$ = Risikoeffizient bei Ganzkörperbelastung. Die natürliche Strahlenexposition eines Kalenderjahres verursacht demnach rein rechnerisch

$$6,7 \cdot 10^8 \cdot 0,1 \frac{\text{rem}}{\text{a}} \cdot 1,25 \cdot 10^{-4} \text{ rem}^{-1} = 8\ 400$$

Todesfälle pro Jahr mit Leukämie oder Krebs als Ursache. Dabei wurde die in der Studie angewandte Dosis/Risiko-Beziehung für somatische Spätschäden zugrunde gelegt.

Die in Bild 5 sowie in der Tabelle 4 angegebenen Zahlenwerte für Kollektivschäden und Eintrittshäufigkeiten im Zusammenhang mit Störfällen in Kernkraftwerken sind also zu sehen im Lichte der

1,89 Mio. Todesfälle pro Jahr

durch Leukämie oder Krebs aufgrund natürlicher oder zivilisatorischer Ursachen und den

8 400 Todesfällen pro Jahr

durch Leukämie oder Krebs aufgrund der natürlichen Strahlenexposition, errechnet mit der Dosis/Risiko-Beziehung der Studie¹⁾.

¹⁾ Betrachtet man nur die Bevölkerung in der Bundesrepublik Deutschland, so sind die oben angegebenen Zahlen für Todesfälle durch Leukämie oder Krebs aufgrund natürlicher oder zivilisatorischer Ursachen bzw. aufgrund der natürlichen Strahlenexposition durch 11 zu teilen.

Ein Vergleich des Risikos für Tod durch Leukämie oder Krebs aufgrund natürlicher und zivilisatorischer Ursachen mit dem Risiko für Tod durch Kernkraftwerksunfälle bei 25 Anlagen wird weiter unten gezogen.

Einschränkend sei bemerkt, daß diesem Vergleich 25 Kernkraftwerke mit Standorten in der Bundesrepublik Deutschland zugrunde gelegt wurden. Vervollständigt werden kann das Bild erst dann, wenn entsprechende Untersuchungen auch für die in den übrigen Ländern Europas betriebenen Kernkraftwerke vorliegen.

2.1.3 Genetische Belastung (Genetisch signifikante Kollektivdosis)

Auf die Darstellung der nach Freisetzungskategorien aufgeschlüsselten komplementären Häufigkeitsverteilungen wurde hier verzichtet (Fachband 8 der deutschen Risikostudie), da diese ein den somatischen Spätschäden (Bild 5) analoges Bild liefern. Die charakteristischen Größen dieser Einzelverteilungen sind in Tabelle 5 aufgelistet.

Wie bei den somatischen Spätschäden werden immer dann große genetisch signifikante Kollektivdosen errechnet, wenn sich bei großen Freisetzungen aufgrund entsprechender Wetterbedingungen in relativ großen Gebieten Konzentrationswerte einstellen, die so niedrig sind, daß Schutz- und Gegenmaßnahmen bei den zugrunde gelegten Kriterien nicht ausgelöst werden.

- Vergleich mit der natürlichen genetisch signifikanten Kollektivdosis

Mit der gleichen, in Abschnitt 2.1.2 "Somatische Spätschäden" gegebenen Begründung - die Kollektivdosis wird im wesentlichen durch kleine Dosen bestimmt, die eine größere Bevölkerung erhält - kann auch hier ein Vergleich mit den aufgrund der natürlichen Strahlenexposition genetisch signifikanten Kollektivdosen gezogen werden.

Die natürliche genetisch signifikante Kollektivdosis der derzeit in Europa lebenden Bevölkerung beträgt aufgrund der mittleren natürlichen Strahlenexposition von 0,1 rem/a

$$6,7 \cdot 10^8 \cdot 0,1 \frac{\text{rem}}{\text{a}} = 6,7 \cdot 10^7 \text{ man-rem pro Jahr.}$$

Die in Tabelle 5 angegebenen Rechenergebnisse für die genetisch signifikante Kollektivdosis und ihre Eintrittshäufigkeit sind also im Lichte dieses Zahlenwertes zu sehen.

Ein Vergleich der Erwartungswerte mit dem Erwartungswert für die genetisch signifikante Kollektivdosis durch Kernkraftwerksunfälle bei 25 Anlagen wird weiter unten gezogen.

Die gleiche Einschränkung wie im Abschnitt 2.1.2 "Somatische Spätschäden", die bezüglich der in europäischen Nachbarländern befindlichen Kernkraftwerke gemacht wurde, ist auch hier gültig.

2.2 Kollektiv- und Individualrisiken sowie Erwartungswerte von Kollektivdosen

Neben den in Abschnitt 2.1 dargestellten komplementären Häufigkeitsverteilungen von Schäden und Dosen sind die Erwartungswerte¹⁾ dieser Größen von Interesse.

2.2.1 Erwartungswert für den Kollektivschaden

Der Erwartungswert für den Kollektivschaden <KS> gibt den pro Reaktorbetriebsjahr im Mittel auftretenden Kollektivschaden an, der Erwartungswert für die Kollektivdosis <KD> die im Mittel auftretende Kollektivdosis.

Der Erwartungswert für den Kollektivschaden (Kollektivrisiko) durch Kernkraftwerksunfälle bei 25 Anlagen <KS²⁵> (bzw. für die Kollektivdosis <KD²⁵>) wird durch Aufsummierung der mit den Eintrittshäufigkeiten multiplizierten Kollektivschäden (bzw. Kollektivdosen) gebildet. Die Aufsummierung erfolgt über alle Unfallsituationen, d.h. über alle Freisetzungskategorien, Wetersituationen und Bevölkerungsverteilungen.

In Tabelle 6 sind die so ermittelten Erwartungswerte für den Kollektivschaden und für die Kollektivdosis, aufgeschlüsselt nach den einzelnen Freisetzungskategorien, angegeben. Danach beträgt das Gesamtrisiko für akuten Tod

$$\langle \text{KS}_{\text{FS}}^{25} \rangle = 1 \cdot 10^{-3} \text{ pro Jahr,}$$

für Tod durch Leukämie oder Krebs

$$\langle \text{KS}_{\text{SS}}^{25} \rangle = 10,1 \text{ pro Jahr}$$

Der Gesamterwartungswert für die genetische Belastung beträgt

$$\langle \text{KD}^{25} \rangle = 6,6 \cdot 10^4 \text{ man-rem pro Jahr.}$$

Aus dieser Zusammenstellung wird ersichtlich, daß die Freisetzungskategorien FK1 und FK7 die größten Anteile am Kollektivrisiko durch somatische Spätschäden und an den genetisch signifi-

¹⁾ Der Erwartungswert für den Individualschaden wird auch als Individualrisiko bezeichnet und der für den Kollektivschaden als Kollektivrisiko.

kanten Dosen stellen. Dabei resultiert der Hauptbeitrag aus der Freisetzungskategorie FK7¹).

- Vergleich mit Todesfällen durch Leukämie und Krebs aufgrund natürlicher und zivilisatorischer Ursachen

Die für somatische Spätschäden ermittelten Kollektivrisiken im Zusammenhang mit Störfällen in Kernkraftwerken können mit den Erwartungswerten für Leukämie und Krebs aufgrund natürlicher und zivilisatorischer Ursachen verglichen werden.

Dem Kollektivrisiko für Tod durch Leukämie und Krebs aufgrund von Kernkraftwerksunfällen bei 25 Anlagen von

$$\langle KS_{SS}^{25} \rangle = 10,1 \text{ pro Jahr}$$

stehen die Erwartungswerte für Leukämie und Krebs aufgrund von natürlichen und zivilisatorischen Ursachen von

$$\langle KS_{nat} \rangle = 1,89 \text{ Mio. pro Jahr}$$

(siehe Abschnitt 2.1.2) bzw. aufgrund der natürlichen Strahlenexposition von

$$\langle KS_{nat rad} \rangle = 8\,400 \text{ pro Jahr}$$

(siehe Abschnitt 2.1.2) gegenüber.

Der Erwartungswert für die genetisch signifikante Kollektivdosis aufgrund von Kernkraftwerksunfällen bei 25 Anlagen von

$$\langle KD^{25} \rangle = 6,6 \cdot 10^4 \text{ man-rem pro Jahr}$$

ist mit dem Erwartungswert für die genetisch signifikante Kollektivdosis aufgrund der natürlichen Strahlenexposition von

$$\langle KD_{nat rad} \rangle = 6,7 \cdot 10^7 \text{ man-rem pro Jahr}$$

(siehe Abschnitt 2.1.3) zu vergleichen.

Aus dieser Gegenüberstellung wird deutlich, daß die ermittelten Kollektivrisiken in der Schadensart Leukämie und Krebs aufgrund

¹) Wie in der deutschen Risikostudie ausgeführt, wurde die Häufigkeit für die Freisetzungskategorie FK7 zu $3 \cdot 10^{-7}$ pro Anlage und Jahr ermittelt. Wie dort weiter erwähnt, wurde entsprechend der Aufgabenstellung für die Phase A der Studie wie in WASH-1400 /3/ ein 10%iger Übertrag der Freisetzungshäufigkeit der benachbarten Freisetzungskategorie FK8 durchgeführt. Dies bedeutet für die Freisetzungskategorie FK7, daß, unabhängig von der detaillierten Analyse, die Freisetzungshäufigkeit um über zwei Größenordnungen erhöht wurde. Es wird notwendig sein, im Rahmen der Phase B dieser Studie diesen Sachverhalt realistischer zu berücksichtigen.

von Kernkraftwerksunfällen bei 25 Anlagen um mehrere Größenordnungen unter denen aufgrund der natürlichen Strahlenexposition liegen.

2.2.2 Erwartungswert des Individualschadens

Zusätzlich zu den Kollektivrisiken wurden die abstandsabhängigen mittleren Individualrisiken berechnet.

Der Erwartungswert für den Individualschaden $\langle S \rangle$ gibt den pro Reaktorbetriebsjahr im Mittel über viele Betriebsjahre, Standorte und Reaktoren des analysierten Typs auftretenden Individualschaden an. Er versteht sich außerdem als Mittelwert über viele im gleichen Abstand von einem Kernkraftwerk befindliche Personen.

Das abstandsabhängige Individualrisiko ist ein auf eine Anlage normierter Erwartungswert, gebildet aus den mit den Eintrittshäufigkeiten gewichteten, ortsabhängigen Individualschäden. Dabei wurden wiederum alle Freisetzungskategorien sowie Wetterabläufe und Bevölkerungsverteilungen berücksichtigt.

In den Bildern 6 und 7 sind die abstandsabhängigen Individualrisiken für Früh- und Spätschäden nach den Freisetzungskategorien aufgeschlüsselt dargestellt. Die Kurven für die einzelnen Freisetzungskategorien verlaufen näherungsweise parallel. Aus den bereits weiter oben geschilderten Gründen sind Frühschäden auf den Nahbereich um den Standort beschränkt. Sie zeigen deshalb einen mit zunehmender Entfernung besonders steilen Abfall. Weniger steil, nämlich etwa umgekehrt proportional zur Entfernung, nimmt der Erwartungswert für Spätschäden ab.

In Bild 8 sind die Summenkurven der Individualrisiken dargestellt, und zwar mit und ohne Berücksichtigung der Freisetzungskategorie FK1 ("Dampfexplosion"). Wie aus dieser Abbildung ersichtlich, liegen die Individualrisiken für akuten Tod weit unter denen für Tod durch Leukämie oder Krebs.

- Vergleich mit Todesfällen durch Leukämie und Krebs aufgrund natürlicher und zivilisatorischer Ursachen

Das in Bild 8 dargestellte abstandsabhängige Individualrisiko für Spätschäden kann mit dem ortsunabhängigen Erwartungswert für Leukämie und Krebs aufgrund natürlicher und zivilisatorischer Ursachen in Beziehung gesetzt werden. Dieser beträgt bei einer mittleren Lebenserwartung von 71 Jahren und über viele Personen und Lebensjahre gemittelt

$$\langle S_{\text{nat}} \rangle = 0,2 \cdot \frac{1}{71\text{a}} = 2,8 \cdot 10^{-3} \text{ pro Jahr.}$$

Der Erwartungswert für Leukämie und Krebs aufgrund der natürlichen Strahlenexposition beträgt im Mittel

$$\langle S_{\text{nat rad}} \rangle = 0,1 \frac{\text{rem}}{\text{a}} \cdot 1,25 \cdot 10^{-4} \text{ rem}^{-1} = 1,25 \cdot 10^{-5} \text{ pro Jahr.}$$

Diese Werte sind ebenfalls in Bild 8 eingezeichnet. Wie ersichtlich, liegen die mittleren Individualrisiken im Zusammenhang mit Störfällen in Kernkraftwerken um mehrere Zehnerpotenzen unter den mittleren Individualrisiken für Leukämie und Krebs aufgrund natürlicher und zivilisatorischer Ursachen.

Schrifttum

- /1/ Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen
GMBI Nr. 31 (1977), S. 638/718
- /2/ Leitsätze für die Unterrichtung der Öffentlichkeit über die Katastrophenschutzplanung in der Umgebung von kerntechnischen Anlagen
Umwelt (BMI), Heft 61 (1978)
- /3/ Reactor Safety Study
An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants
WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975
- /4/ Sources and Effects of Ionizing Radiation
Hrsg. UNSCEAR, Vereinte Nationen, New York, 1977
- /5/ Recommendation of the International Commission on Radiological Protection
ICRP Publication 26, Pergamon Press, 1977
- /6/ Statistisches Jahrbuch 1977 für die Bundesrepublik Deutschland
Hrsg. Statistisches Bundesamt, Verlag W. Kohlhammer, Mainz und Stuttgart, 1977

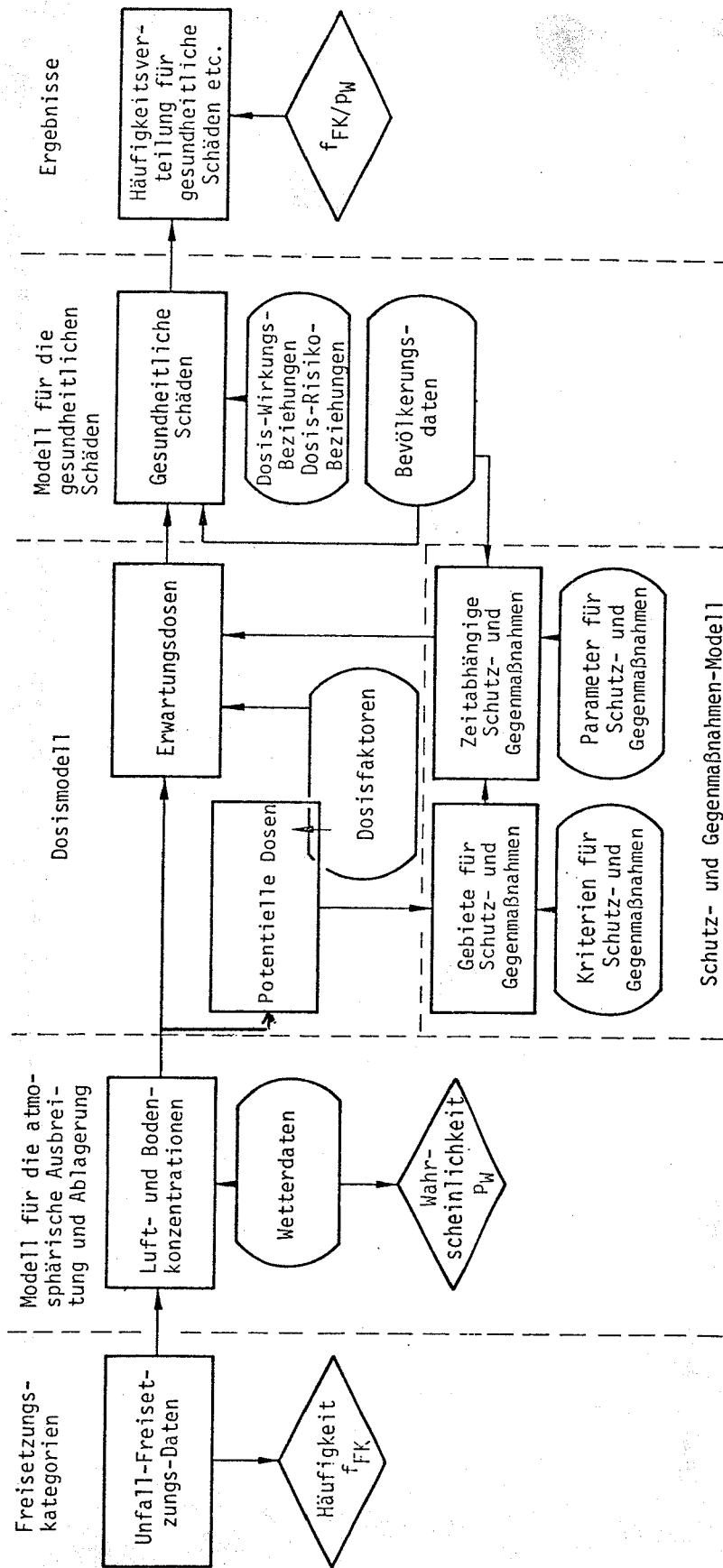
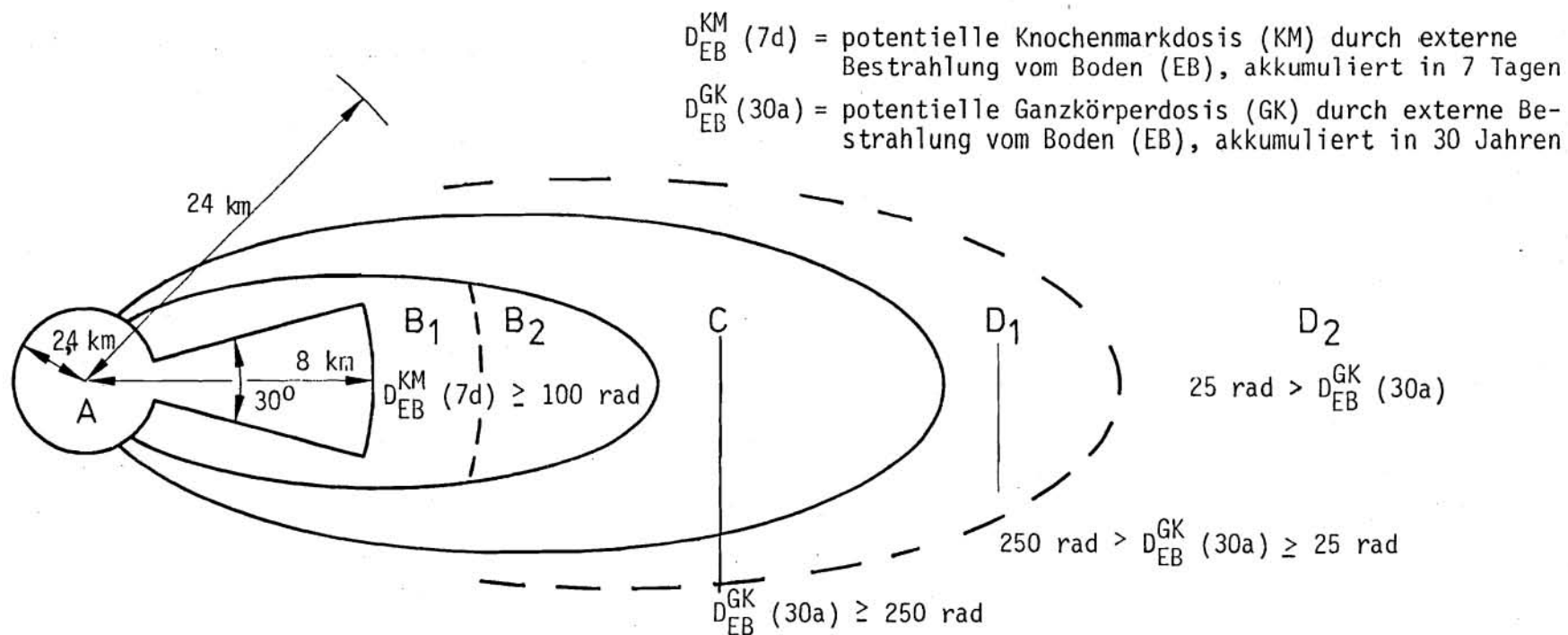


Bild 1:
Schema des Unfallfolgenmodells



Gebiet A ist durch Winkel und Entfernungen definiert und bei allen Freisetzungskategorien gleich. Für dieses Gebiet wird die Existenz vorbereiteter Evakuierungspläne vorausgesetzt.

Die Gebiete B₁, B₂, C und D₁ werden durch Isodosislinien definiert. Ihr Auftreten hängt somit von der Art der Freisetzung und der dann herrschenden Wetterlage ab.

In der Mehrzahl der Fälle bleiben die Dosen außerhalb des Gebiets A unter den Definitionswerten für die Gebiete B₁ und B₂. Dann entfallen diese Gebiete und die zugehörigen Gegenmaßnahmen. Darüber hinaus entfallen in vielen Fällen auch die Gebiete C und D₁.

Bild 2:

Gebiete der Schutz- und Gegenmaßnahmen (schematisch);
 Erläuterungen siehe Text und Tabelle 1

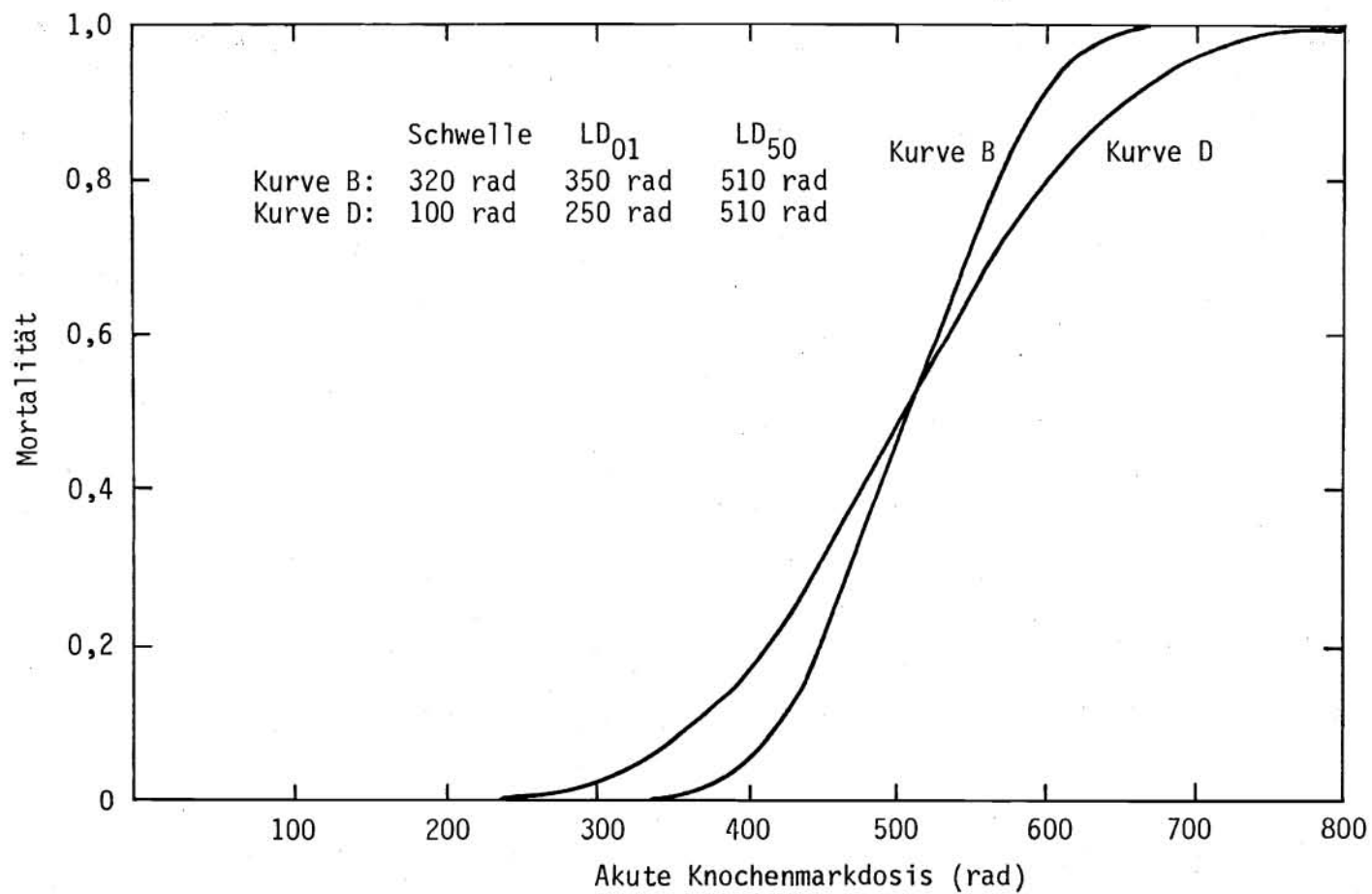


Bild 3:

Sterblichkeit an den akuten Strahlenfolgen in Abhängigkeit von der akuten Knochenmarksdosis (Kurve B: WASH-1400 /3/; Kurve D: Deutsche Risikostudie)

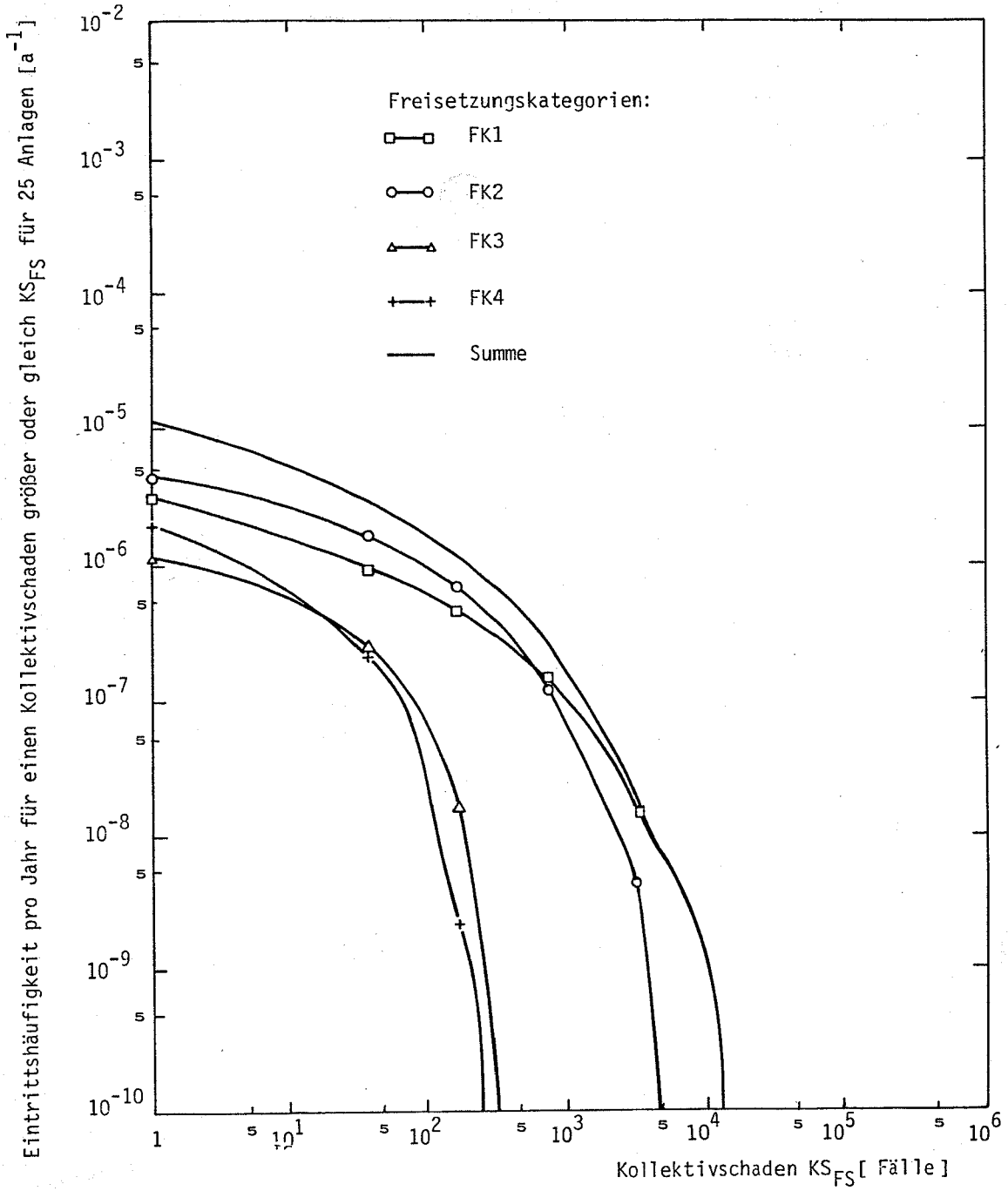


Bild 4:

Komplementäre Häufigkeitsverteilungen der Frühschäden KS_{FS} , aufgeschlüsselt nach den Freisetzungskategorien

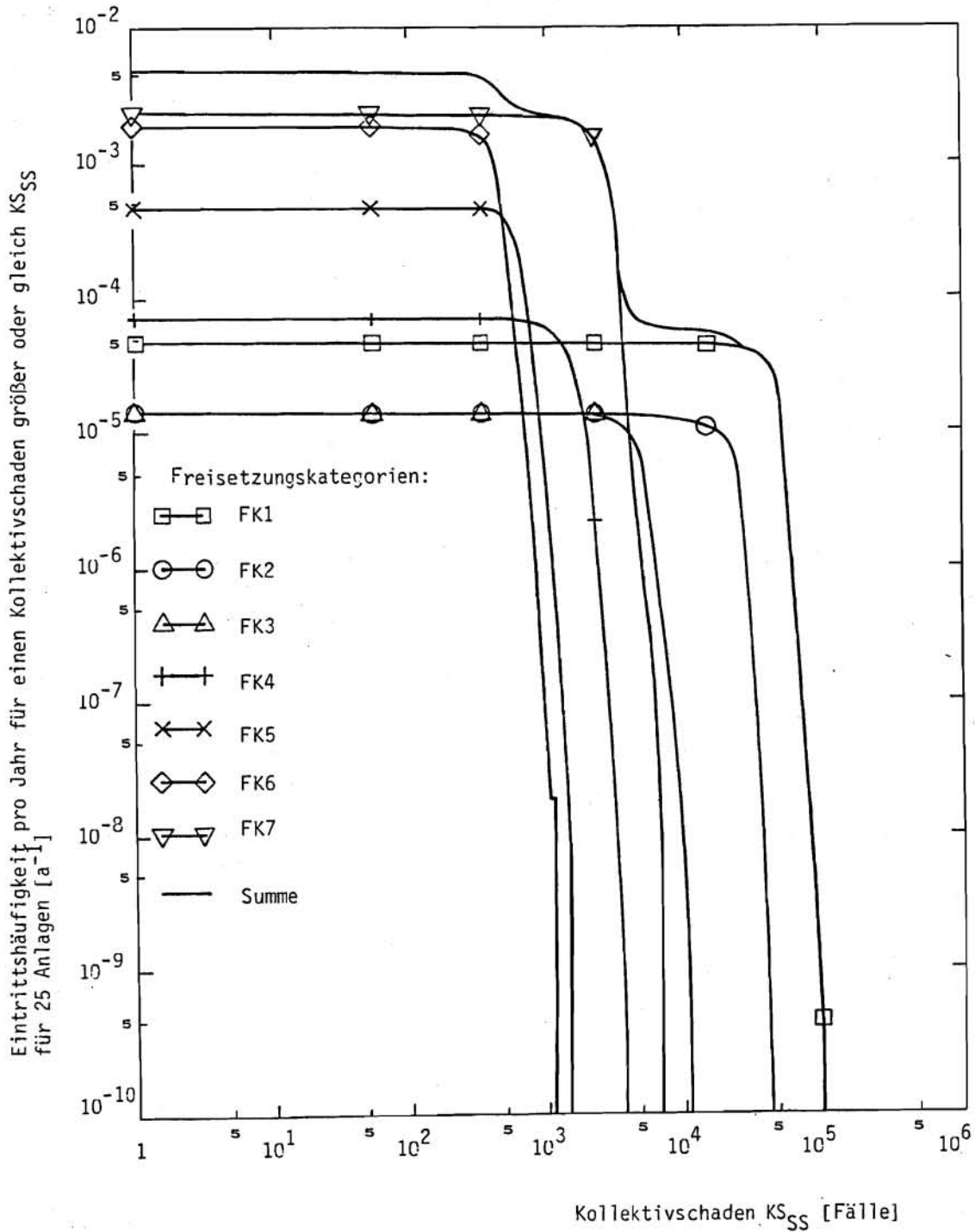


Bild 5:

Komplementäre Häufigkeitsverteilungen der somatischen Spätschäden, aufgeschlüsselt nach den Freisetzungskategorien

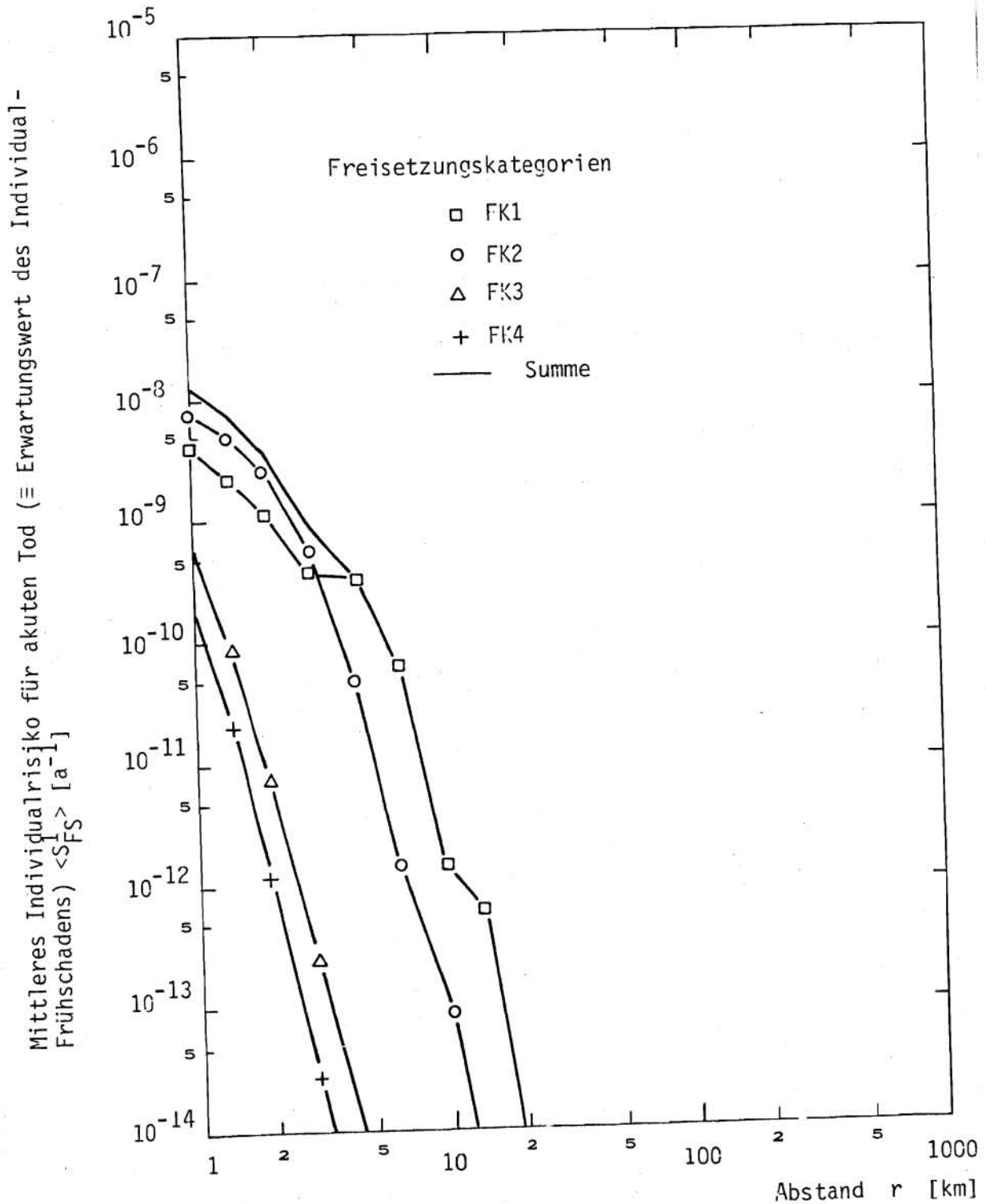


Bild 6:

Abstandsabhängige mittlere Erwartungswerte von Individual-Frühschäden (\equiv mittleres Individualrisiko für akuten Tod), normalisiert auf eine Anlage, aufgeschlüsselt nach den Freisetzungskategorien

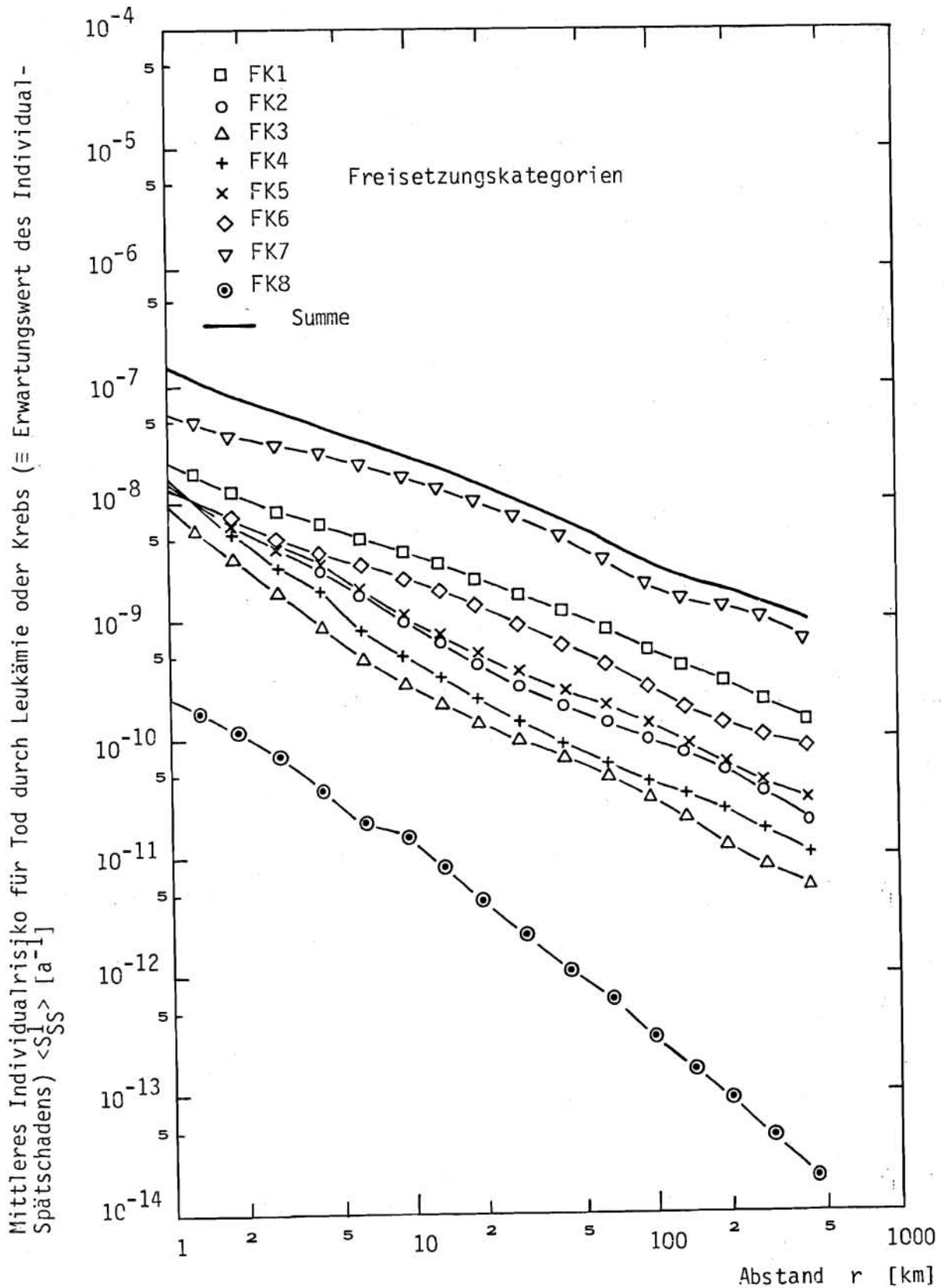


Bild 7:

Abstandsabhängige Erwartungswerte von Individual-Spätschäden (\equiv mittleres Individualrisiko für Tod durch Leukämie oder Krebs), normiert auf eine Anlage, aufgeschlüsselt nach den Freisetzungskategorien

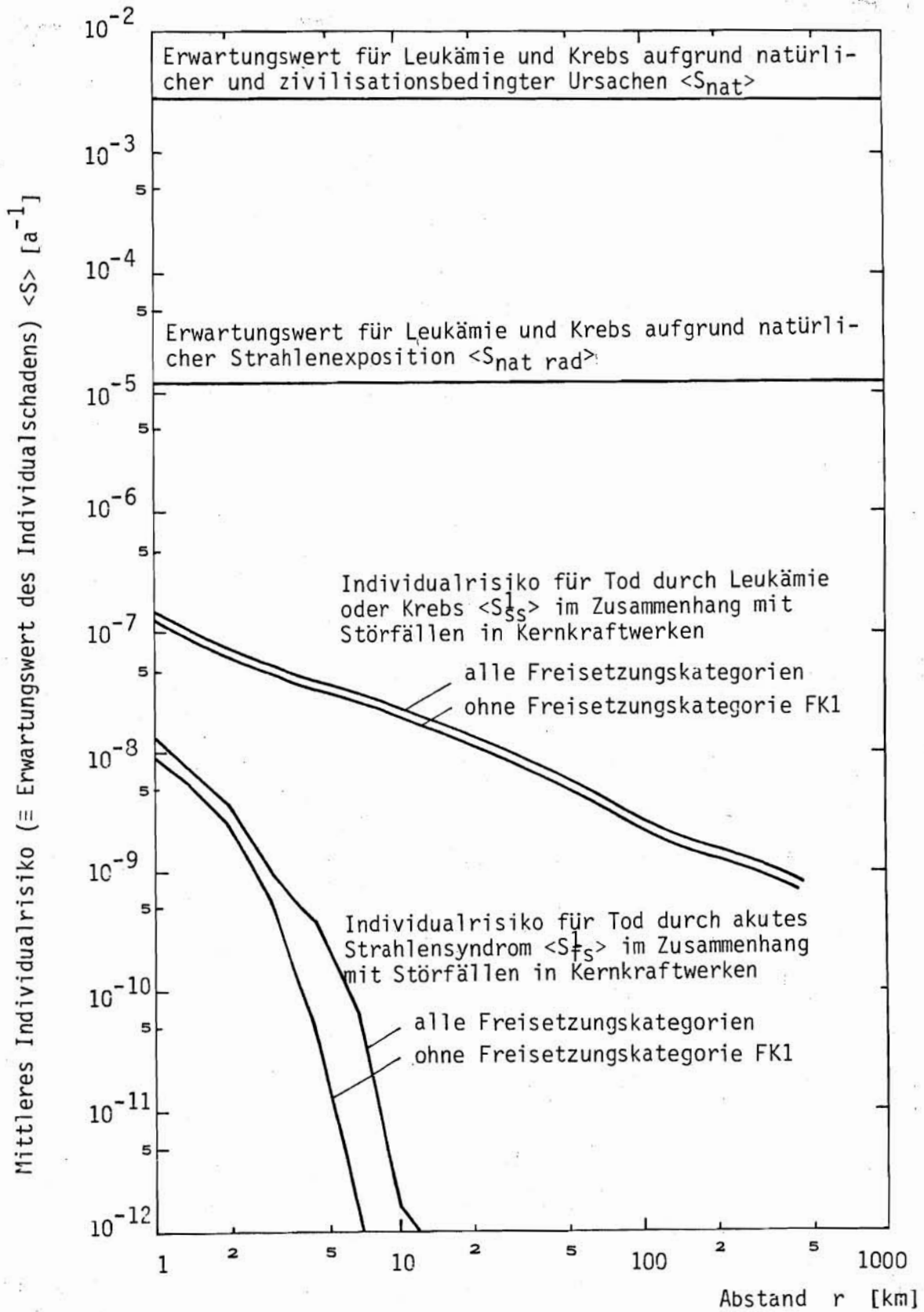


Bild 8:

Abstandsabhängige Erwartungswerte von Individualschäden (\equiv mittleres Individualrisiko), normiert auf eine Anlage, und Vergleich mit Individualrisiken aufgrund natürlicher und zivilisationsbedingter Ursachen

Gebiet → Zeit, Zweck Maßnahme ↓	A	B ₁	B ₂	C	D ₁	D ₂	Zeitliche Reihenfolge	Hauptmotiv der Maßnahme ist die Vermeidung von:
Information und Vorbereitung (Anlaufphase)							0 - 2 h	
Aufenthalt in Häusern	○	○					ab 2 h	Frühschäden durch Wolken- und Bodenstrahlung
Evakuierung	○						2 - 14 h	Frühschäden durch Bodenstrahlung
Schnelle Umsiedlung		○	○				nach 14 h	
Umsiedlung				○			30 d - 1 a	Spätschäden durch Bodenstrahlung
Dekontamination					○		ab 30 d	
Einschränkungen beim Verzehr landwirtschaftlicher Produkte	○	○	○	○	○	○	gemäß Kriterien	Spätschäden durch interne Strahlung nach Ingestion
Späte Dekontamination	○	○	○	○			vor Rückkehr der Bevölkerung	Spätschäden durch Bodenstrahlung

Tab. 1:

Zuordnung der Schutz- und Gegenmaßnahmen zu den Gebieten und Zeiten

Organ bzw. Gewebe	STRAHLENKREBSRISIKO / ÄQUIVALENTDOSIS ¹⁾ (Zahl der Fälle pro 10 ⁶ Personen pro rem)	
	Erwartungsbereich ²⁾	Referenzwert ICRP 26 (1977)
Rotes Knochenmark (Leukämie)	15 - 40	20
Brust	15 - 40	25
Lunge	10 - 30	20
Knochenoberfläche (Knochenkrebs)	≤ 5	5
Schilddrüse	5 - 10	5
Verdauungsorgane, gesamt	20 - 50	50
Restkörper, insgesamt	10 - 30	
Gesamtes Krebsrisiko bei gleichförmiger Ganzkörperbestrahlung	80 - 200	125

¹⁾ mittlere Äquivalentdosis in dem jeweiligen Gewebe

²⁾ Die Werte berücksichtigen die Altersverteilung der deutschen Bevölkerung.

Tab. 2:

Erwartungswerte des Risiko/Äquivalentdosis-Verhältnisses für die zusätzliche Mortalität durch Krebs in Körpergeweben infolge Bestrahlung, gemittelt über Alter und beide Geschlechter

Freisetzungskategorie	Deutsche Dosis-Wirkungs-Beziehung (Kurve D)				Amerikanische Dosis-Wirkungs-Beziehung (Kurve B)			
	Wahrscheinlichkeit eines KS > 0	kleinster Kollektivschaden $KS_{\min}(a)^2$	größter Kollektivschaden ¹⁾ KS_{\max}	mittlerer Kollektivschaden $\bar{KS}(b c)^3$	Wahrscheinlichkeit eines KS > 0	kleinster Kollektivschaden $KS_{\min}(a)^2$	größter Kollektivschaden ¹⁾ KS_{\max}	mittlerer Kollektivschaden $\bar{KS}(b c)^3$
FK1	7,1 %	0 (92,9 %)	14 500	9,4 (96,5 % 3,5 %)	5,2 %	0 (95,8 %)	12 200	8,2 (97,0 % 3,0 %)
FK2	33,1 %	0 (66,9 %)	5 100	32 (97,9 % 2,1 %)	27,6 %	0 (72,4 %)	4 900	29 (98,0 % 2,0 %)
FK3	8,2 %	0 (91,8 %)	320	2,1 (92,8 % 7,2 %)	6,8 %	0 (93,2 %)	330	1,7 (93,3 % 6,7 %)
FK4	2,8 %	0 (97,2 %)	260	0,4 (97,2 % 2,8 %)	2,3 %	0 (97,7 %)	270	0,3 (97,7 % 2,3 %)
FK5	0 %				0 %			
FK6	0 %				0 %			
FK7	0 %				0 %			
FK8	0 %				0 %			

1) Der größte Kollektivschaden KS_{\max} resultiert aus jeweils einem von $115 \cdot 36 \cdot 19 = 78\ 660$ betrachteten Unfallabläufen.

2) a % der Ergebnisse führen zum kleinsten Kollektivschaden KS_{\min} .

3) Bei b % der Fälle ist der Kollektivschaden kleiner als \bar{KS} , bei c % größer als \bar{KS} .

Alle in dieser Tabelle angegebenen Wahrscheinlichkeiten sind bedingte Wahrscheinlichkeiten, d.h., es wurde eine Freisetzung vorausgesetzt.

Tab. 3:
Charakteristische Größen der komplementären Häufigkeitsverteilungen der Frühschäden (Kollektivschäden KS_{FS}) für 25 Anlagen

Freisetzungskategorie	kleinster Kollektivschaden ¹⁾ KS _{min}	größter Kollektivschaden ¹⁾ KS _{max}	mittlerer Kollektivschaden $\bar{KS} (b c)^2$
FK1	3 200	104 000	49 000 (27,7 % 72,3 %)
FK2	1 000	44 000	22 000 (43,5 % 56,5 %)
FK3	160	11 300	5 000 (50,4 % 49,6 %)
FK4	30	3 700	1 600 (51,6 % 48,4 %)
FK5	160	1 500	660 (55,6 % 44,4 %)
FK6	80	1 200	420 (47,2 % 52,8 %)
FK7	130	7 000	2 400 (42,8 % 57,2 %)
FK8	0	< 1	0,02

¹⁾ Der kleinste und der größte Kollektivschaden (KS_{min} und KS_{max}) resultieren aus jeweils einem von $115 \cdot 36 \cdot 19 = 78\,660$ betrachteten Unfallabläufen.

²⁾ Bei b % der Fälle ist der Kollektivschaden kleiner als \bar{KS} , bei c % größer als \bar{KS} .

Tab. 4:

Charakteristische Größen der komplementären Häufigkeitsverteilungen der somatischen Spätschäden (Kollektivschaden KS_{SS}) für 25 Anlagen

Freisetzungskategorie	kleinste Kollektivdosis ¹⁾ KD _{min} [man·rem]	größte Kollektivdosis ¹⁾ KD _{max} [man·rem]	mittlere Kollektivdosis KD (b c) ²⁾ [man·rem]
FK1	20,0 · 10 ⁶	420 · 10 ⁶	260 · 10 ⁶ (35,1 % 64,9 %)
FK2	6,3 · 10 ⁶	280 · 10 ⁶	140 · 10 ⁶ (44,1 % 55,9 %)
FK3	0,6 · 10 ⁶	78 · 10 ⁶	32 · 10 ⁶ (49,2 % 50,8 %)
FK4	0,2 · 10 ⁶	23 · 10 ⁶	8,2 · 10 ⁶ (55,5 % 44,5 %)
FK5	0,3 · 10 ⁶	10 · 10 ⁶	2,8 · 10 ⁶ (56,8 % 43,2 %)
FK6	0,2 · 10 ⁶	7 · 10 ⁶	1,3 · 10 ⁶ (61,5 % 38,5 %)
FK7	1,0 · 10 ⁶	54 · 10 ⁶	18 · 10 ⁶ (50,5 % 49,5 %)
FK8	< 1 · 10 ³	1 · 10 ³	0,14 · 10 ³

¹⁾ Die kleinste und die größte Kollektivdosis¹⁾ (KD_{min} und KD_{max}) resultieren aus jeweils einem von 115 · 36 · 19 = 78 660 Unfallabläufen.

²⁾ Bei b % der Fälle ist die Kollektivdosis kleiner als \overline{KD} , bei c % größer als \overline{KD} .

Tab. 5:

Charakteristische Größen der komplementären Häufigkeitsverteilungen der genetisch signifikanten Kollektivdosen unter Berücksichtigung von 25 Anlagen

Freisetzungskategorie	Kollektivrisiko $\langle KS^{25} \rangle [a^{-1}]$			Zu erwartende genetisch signifikante Kollektivdosis $\langle KD^{25} \rangle$ [man rem a^{-1}]
	Frühschäden $\langle KS_{FS}^{25} \rangle$ (am. DWB)		Somatische Spätschäden $\langle KS_{SS}^{25} \rangle$	
	(dt. DWB)	(am. DWB)		
FK1	$4,7 \cdot 10^{-4}$	$4,1 \cdot 10^{-4}$	2,4	$1,3 \cdot 10^4$
FK2	$4,8 \cdot 10^{-4}$	$4,3 \cdot 10^{-4}$	$3,3 \cdot 10^{-1}$	$2,1 \cdot 10^3$
FK3	$3,1 \cdot 10^{-5}$	$2,5 \cdot 10^{-5}$	$7,4 \cdot 10^{-2}$	$4,8 \cdot 10^2$
FK4	$2,9 \cdot 10^{-5}$	$2,3 \cdot 10^{-5}$	$1,2 \cdot 10^{-1}$	$6,2 \cdot 10^2$
FK5	0	0	$3,3 \cdot 10^{-1}$	$1,4 \cdot 10^3$
FK6	0	0	$8,4 \cdot 10^{-1}$	$2,6 \cdot 10^3$
FK7	0	0	6,0	$4,6 \cdot 10^4$
FK8	0	0	$4,8 \cdot 10^{-4}$	3,4
Summe	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$8,9 \cdot 10^{-4}$	10,1	$6,6 \cdot 10^4$
Summe ohne FK1	$5,4 \cdot 10^{-4}$	$4,8 \cdot 10^{-4}$	7,7	$5,3 \cdot 10^4$

Tab. 6:

Kollektivrisiken und Erwartungswerte der Kollektivdosen für 25 Anlagen

DISKUSSION ZUM VORTRAG BAYER

A. Fricke (Soz.-Min. Niedersachsen):

Ich habe zwei Fragen: 1. Haben Sie in Ihren Berechnungen auch Standorte mit Doppelanlagen und die Folgewirkungen auf die zweite Anlage berücksichtigt? 2. Können Sie in kurzen Worten darlegen, wie Sie im Ernstfall einen Katastrophenstab beraten würden?

A. Bayer (KfK):

Die 2. Frage möchte ich an Herrn Burkart weiterreichen, der den Teil "Schutz- und Gegenmaßnahmen" des Unfallfolgenmodells federführend bearbeitet. Zur 1. Frage: Wir haben unseren Überlegungen 19 Standorte zugrunde gelegt und unterstellt, daß an diesen Standorten insgesamt 25 Reaktorblöcke betrieben werden. Für die 19 Standorte wurden die erforderlichen Unfallfolgenrechnungen durchgeführt. Um nun bei der Auswertung die angenommenen 25 Reaktorblöcke zu berücksichtigen, wurden die Ergebnisse für Standorte mit mehreren Anlagen in der Rechnung entsprechend vielfach gezählt. - Oder habe ich die Frage falsch interpretiert?

F.W. Heuser (GRS):

Wenn ich Sie richtig verstanden habe, Herr Fricke, fragen Sie danach, ob wir vom Schadensausmaß her irgendwelche Folgewirkungen von der Anlage A auf die Anlage B, die Anlage C oder wie immer sie heißen möge, berücksichtigt haben. Das ist nicht der Fall; mögliche Schadensketten in Zwillingsanlagen sind bisher nicht behandelt worden. Es wurde lediglich, wie Herr Bayer eben sagte, die Anzahl möglicher Einzelergebnisse im statistischen Sinne entsprechend der Zahl der Anlagen an einem Standort berücksichtigt.

K. Burkart (KfK):

Herr Fricke, in der Allgemeinheit, wie Sie die zweite Frage stellen, kann man sie nicht beantworten. Es gibt keinen Standardunfall, auf den man eine Standardgegenmaßnahme anwenden kann, d.h., Ihre Frage müßte sehr viel stärker präzisiert werden.

A. Fricke (Soz.-Min. Niedersachsen):

Im Grunde will ich wissen, wie Sie prophylaktisch einen Katastrophenstab beraten würden, weil wir häufig als Aufsichtsbehörde danach gefragt werden. Es wäre ja denkbar, daß Sie im Ernstfall nichts im Detail über den Unfall wissen, aber das Risiko minimieren wollen. Wie würden Sie aus Ihren Erfahrungen und den Berechnungen heraus die Leute beraten?

K. Burkart (KfK):

Ich würde nicht zustimmen, wenn Sie sagen, im Katastrophenfall stellt sich die Frage allgemein. Wir haben in der Studie 115 verschiedene Wetterabläufe berücksichtigt, und im Katastrophenfall würde man unmittelbar einen Meteorologen zu Rate ziehen, mit dem man durchdiskutieren würde, wo etwa welche Dosen zu erwarten sind. Das ist der eine Teil der Antwort. Die Frage, inwieweit man einem Unfallablauf nun ansieht, in welche Freisetzung er schließlich mündet, muß ich an die GRS weitergeben. Dies ist von der Anlagenseite her zu beantworten, dazu kann ich Ihnen nichts sagen. Zum zweiten möchte ich Ihnen als Antwort geben: Wir haben einerseits prophylaktische Maßnahmen und auf der anderen Seite Maßnahmen, die auf der Messung bzw. Abschätzung von Dosen beruhen. Die prophylaktischen Maßnahmen würde man unabhängig von Dosismessungen oder -schätzungen durchführen und sie sind ja auch im Unfallfolgenmodell so konzipiert. Das heißt, sie sind unabhängig von der Freisetzungskategorie und dem Wetterablauf. Wir nehmen an, daß bei allen Freisetzungskategorien und Wetterlagen das Gebiet A evakuiert wird.

L.F. Franzen (GRS):

Ich möchte Ihnen nicht das Wort abschneiden, aber Sie doch bitten, diesen Diskussionspunkt nicht weiter zu vertiefen, da wir ihn heute nachmittag in der Zusammenfassung nochmals aufgreifen werden. Bitte lassen Sie auch andere Aspekte heute morgen zum Zuge kommen. Ich sehe eine ganze Reihe neuer Wortmeldungen.

D. Leven (GRS):

Herr Prof. Bayer, ich wüßte gerne, ob Sie bei der Berechnung der somatischen und genetischen Spätschäden die Altersverteilung der Bevölkerung und die Lebenserwartung berücksichtigt haben oder ob bei den Schadensermittlungen diese demographischen Größen außer acht gelassen wurden. Können Sie mir die Größenordnung des Ergebnisunterschiedes nennen, wenn diese Daten berücksichtigt werden bzw. unberücksichtigt bleiben?

A. Bayer (KfK):

Die Berechnung der somatischen Spätschäden wurde in folgender Weise durchgeführt:

1. Schritt: Es wird für ein Individuum, dessen Geburt auf den Zeitpunkt t_G und dessen Ableben aufgrund nicht-nuklearer Ursachen auf den Zeitpunkt t_{G+1} (1 = Alter zum Zeitpunkt des Ablebens) festgelegt wird, die Wahrscheinlichkeit berechnet, infolge eines zum Zeitpunkt t_U stattgefundenen Unfalls vorzeitig - d.h. vor dem Zeitpunkt t_{G+1} - zu Tode zu kommen. Bei der Berechnung dieser Wahrscheinlichkeit wird z.B. bei den Expositionspfaden, die durch Inkorporation von Radionukliden eingeleitet werden, ausgegangen von der Zeitskala der Inkorporation, der Zeitskala der Bestrahlung durch die inkorporierten Radionuklide und der Zeitskala der Schadens-Eintrittswahrscheinlichkeit aufgrund der Bestrahlung. Die Berücksichtigung dieser drei Zeitskalen führt mathematisch zu einem Dreifach-Integral. Bei den anderen Expositionspfaden wird in ähnlicher Weise vorgegangen.

2. Schritt: Diese Rechnung wird für unterschiedliche Zahlenwerte von l wiederholt. Unter Wichtung mit der zur Zeit gültigen Lebenserwartungs-Verteilung $p(l)$ wird aus den so ermittelten Einzelwahrscheinlichkeiten eine für das Kollektiv aller zum Zeitpunkt t_G geborenen Personen repräsentative Wahrscheinlichkeit berechnet, aufgrund des betrachteten Unfalls zu Tode zu kommen.

3. Schritt: Diese Überlegungen werden auf alle in Frage kommenden Geburten-Jahrgänge - auch für t_G nach t_U - ausgedehnt, wobei eine konstante Geburtenrate angenommen wird.

Diese drei Schritte führen schließlich zu einem Fünffach-Integral. Weitere Details dazu können dem Fachband 8 der Risikostudie entnommen werden.

F.W. Heuser (GRS):

Herr Prof. Bayer, könnten Sie noch kurz auf den "genetischen" Teil der Frage eingehen? Dazu vorab eine Klarstellung: In der Studie wurden nicht die genetischen Schäden ermittelt, sondern die genetische Belastung in Form der genetisch signifikanten Dosis berechnet.

A. Bayer (KfK):

Auf die Ergebnisse der Berechnung der genetisch signifikanten Dosis - genauer der Kollektivdosis - bin ich in meinem Vortrag nicht eingegangen, da hierfür die Zeit etwas knapp bemessen war. Wie Dr. Heuser bereits bemerkte, wurden nicht - wie in der amerikanischen "Reactor Safety Study" - die genetischen Schäden berechnet, sondern nur die genetisch signifikante Kollektivdosis. Die Begründung hierfür kann im Hauptband der deutschen Risikostudie nachgelesen werden. Einen Grund möchte ich hier zitieren: Die Vielfalt möglicher genetischer Folgen entzieht sich einer einfachen Klassifikation, und es wäre deshalb ein Unding, sie auf einer gemeinsamen Basis mit den somatischen Folgen zu vergleichen. Die Berechnung der genetisch signifikanten Dosis erfolgte in ähnlicher Weise wie die Berechnung der somatischen Spätschäden. Die wesentlichen Unterschiede sind:

- Beim 1. Schritt entfällt die Zeitskala der Schadenseintrittswahrscheinlichkeit, da dieser Schritt mit der Berechnung der Dosis abgeschlossen ist.
- Die Größe l ändert ihre Bedeutung; sie lautet hier: l = Alter zum Zeitpunkt des Zeugens.

Auch hierzu können dem Fachband 8 weitere Details entnommen werden.

H.A. Ritter (MAGS, Düsseldorf):

Die Studie hat sich ja intensiv mit den Unfallfolgen auseinandergesetzt. Es gibt einen Rahmenplan des BMI für die Aufstellung von Katastrophenschutzplänen. Sind nicht für diesen Rahmenplan aufgrund dieser Studie Konsequenzen zu ziehen? Ist es nicht insbesondere interessant, Ihr Wissen auf dem Gebiet dazu

zu verwerten, ein optimales Meßprogramm für den Katastrophenfall in diesen Rahmenplan aufzunehmen?

A. Bayer (KfK):

Ja, es wird sicher eine Wechselwirkung geben und das Unfallfolgenmodell wurde auch schon im Ausschuß "Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen" bei der SSK dargestellt und diskutiert. Dieser Ausschuß berät das Bundesministerium des Innern, das wiederum verantwortlich ist für die entsprechenden Verordnungen oder Empfehlungen. Da wird es weitere Entwicklungen geben und auch hier kann vielleicht Herr Burkart sagen, wie das wohl in nächster Zeit weiterlaufen wird. Dieser Ausschuß hat Wünsche geäußert, es wird Nachfolgerechnungen geben. Die bisherigen Rechnungen haben ja nur dem Ziel gedient, ein Ergebnis zu erhalten, das mit dem der Rasmussen-Studie verglichen werden kann.

W. Ullrich (GRS):

Ich möchte nur kurz erwähnen, daß die Ergebnisse der Risikostudie in den einschlägigen SSK-Ausschüssen, speziell im Notfallschutz-Ausschuß, vorgestellt worden sind. Ferner wurde geprüft, ob die Notfallschutzmaßnahmen der Risikostudie mit den Rahmenempfehlungen übereinstimmen. Künftig sollten die speziellen Notfallschutzpläne, wie man Unfälle der Freisetzungskategorien 6, 7 und 8 behandelt, von den Ländern geprüft werden. Zweckmäßig beginnt man die Untersuchung bei diesen Freisetzungskategorien. Insbesondere soll neben der Unfalldosis die Kontamination berechnet werden. Nach Abschluß der vorgesehenen Arbeiten wird die Diskussion der Wechselwirkung Risikostudie/Rahmenempfehlungen fortgesetzt. Die von Herrn Ritter gestellte Frage befindet sich somit in der Bearbeitungsphase.

K. Burkart (KfK):

Das Wesentliche hat Herr Ullrich schon gesagt. Ich wollte nur noch einen Satz hinzufügen. Es ist natürlich ein Unterschied, ob man die Rechnungen der deutschen Risikostudie im Hinblick auf die Schäden oder im Hinblick auf die Notfallschutzmaßnahmen auswertet. Zu diesem 2. Punkt steht noch eine ganze Reihe von Auswertungen aus. Ich würde doch dafür plädieren, daß man die Rahmenempfehlungen jetzt nicht überstürzt ändert, sondern daß man zuerst hinsichtlich der Auswertung Nägel mit Köpfen macht und sich dann überlegt, ob man die Rahmenempfehlungen ändern soll oder nicht.

W. Hübschmann (KfK):

Ich möchte diesen Punkt auch noch kommentieren. Es klafft eine Lücke zwischen den Annahmen der Risikostudie und der meßtechnischen Wirklichkeit. Die Gebiete B_1 und B_2 sind durch die Kurzzeit-Knochenmarkdosis definiert. Wir haben zwar die Kurzzeit-Knochenmarkdosis durch externe Bestrahlung vom Boden deswegen gewählt, weil diese sich im Prinzip meßtechnisch erfassen läßt. Das ist in der Praxis jedoch noch nicht der Fall; hier muß wohl

von zwei Seiten eine Annäherung erfolgen. Einmal muß man die Meßtechniker fragen, wieweit diese sich der Vorstellung der Messung einer Kurzzeit-Knochenmarkdosis durch externe Bestrahlung nähern können; zum anderen müssen wir mit dem Modell gewisse Variationsrechnungen machen, um festzustellen, wieweit sich das, was man messen kann - nämlich eine Dosisleistung -, mit der Kurzzeit-Knochenmarkdosis korrelieren läßt. Ich glaube, hierzu sind noch erhebliche Vorarbeiten zu leisten, bevor Vorschriften bezüglich der Messung der Dosisleistung nach einer massiven Spaltproduktfreisetzung und gegebenenfalls der Errechnung einer Kurzzeit-Knochenmarkdosis formuliert werden können.

W. Ullrich (GRS):

Nach meinem Informationsstand sollen und müssen zur Zeit die Rahmenempfehlungen nicht geändert werden. Ausgehend von Unfällen der Risikostudie, beginnend mit den Freisetzungskategorien 6, 7 und 8, sollen Fragen zur erwarteten Dosis, Kontamination usw. beantwortet werden. Welche Konsequenzen ergeben sich für Notfallstationen in medizinischer und organisatorischer Hinsicht? Erst nach Vorliegen der Antworten auf obige Fragen sollten Schlußfolgerungen gezogen werden.

R. Hock (KWU Offenbach):

Ich möchte an die Diskussion über die Spätschäden anschließen. Ihr Fünffach-Integral, Herr Prof. Bayer, zeigte natürlich, daß die Mortalität als Maß für Spätschäden ein nicht gut geeignetes Instrument ist. Es ist sicher ein Unterschied, ob jemand nach 40 Jahren stirbt, bzw. kurz bevor er ohnehin gestorben wäre, oder ob er als direkte Folge des Unfalles im Jugendalter zu Tode kommt. Deshalb wäre die Reduzierung der Lebenserwartung bei Spätschäden, meiner Auffassung nach, ein geeigneteres Maß. Ich möchte das nur als Diskussionsbeitrag vorbringen. Ich könnte mir vorstellen, daß Sie in der Phase B möglicherweise in dieser Richtung etwas ergänzen wollen. Aber ich möchte noch eine weitere Bemerkung machen: Ihre Untersuchungen haben gezeigt, daß das Verhalten von ^{137}Cs , wahrscheinlich auch von ^{134}Cs , bei den Frühschäden eine ganz erhebliche Rolle spielt. In der Diskussion zum Vortrag von Herrn Friederichs haben wir gesehen, daß man gerade bei diesen Nukliden Effekte nicht berücksichtigt, die wahrscheinlich eine erhebliche Rolle auf das Freisetzungsverhalten haben. Es ist in dem ganzen Modell die doch wohl extreme Wechselwirkung zwischen feuchten Wänden, feuchten Oberflächen und Cäsium nicht enthalten. Es gibt bekanntlich Cäsium in vielen denkbaren Verbindungen. Diese reagieren sehr heftig mit Wasser. Die Frage ist also, ob nicht Ihre Ergebnisse hier zeigen, daß man diesem Punkt in einer zweiten Phase besondere Beachtung schenken sollte, weil insbesondere in der Kategorie 7, die ja aus mehreren Gründen unserer Auffassung nach wohl zu Unrecht so in den Vordergrund gerückt ist, auch dieser Effekt einen nennenswerten Einfluß auf das Ergebnis haben könnte.

A. Bayer (KfK):

Zum 1. Punkt: Der Verlust an Lebensjahren ist sicherlich geeignet, einen Vergleich von Früh- und Spätschäden auf einer ge-

meinsamen Basis zu ermöglichen. Es wäre, da wir ja das mathematische Modell bereits sehr weit entwickelt haben, nicht allzu schwer gewesen, auch noch diese Größe zu ermitteln. Da jedoch innerhalb der Phase A der deutschen Risikostudie die Vergleichbarkeit mit der amerikanischen "Reactor Safety Study" im Vordergrund stand, haben wir diesen zusätzlichen Rechenschritt nicht vollzogen. Unsere amerikanischen Kollegen haben abgeschätzt, daß ein somatischer Frühschaden einen mittleren Lebensverlust von ca. 40 Jahren bedeutet und ein somatischer Spätschaden einen Verlust von ca. 10 Jahren (Bericht NUREG-0340, Seite 37).

Zum 2. Punkt: Da, wie die Analysen zeigen, die Hauptbeiträge zur Belastung, die zu Frühschäden führen, von den Jod- und Tellur-Isotopen geliefert werden und die Hauptbeiträge zur Belastung, die zu Spätschäden führen, von den Cäsium-Isotopen herühren, wird man sicherlich innerhalb der Phase B diesen Elementen ein erhöhtes Augenmerk schenken.

ZUR FRAGE DER AUSSAGESICHERHEIT DER ERGEBNISSE DER DEUTSCHEN RISIKOSTUDIE

E. Hofer (GRS)

1. Einleitung

Die quantitativen Aussagen der deutschen Risikostudie /1/ sind das Ergebnis umfangreicher rechnerischer Unfallsimulationen, die an zahlreichen Stellen Schätzungen enthalten. Deshalb stellt sich die Frage nach der Aussagesicherheit.

Die wichtigsten Aussagen werden in der Form komplementärer Häufigkeitsverteilungen¹⁾ gemacht (Bild 1). Die Häufigkeit, die man zu einem bestimmten Schadensumfang x^* aus dieser Verteilung abliest, ist die Summe der Häufigkeiten all jener simulierten Unfallabläufe, die laut Rechnung zu Schaden vom Umfang $\geq x^*$ führen. Sowohl die errechnete zu erwartende Häufigkeit als auch der errechnete zu erwartende Schadensumfang eines simulierten Unfallablaufes sind aufgrund der enthaltenen Schätzungen mit Schätzunsicherheiten behaftet. Als Folge davon ist nicht eine Häufigkeitsverteilung, sondern eine ganze Schar von Häufigkeitsverteilungen als möglicherweise zutreffend anzusehen. In Bild 1 sind einige alternative Häufigkeitsverteilungen für das sog. Basisergebnis (Abschnitt 4) dargestellt. Die damit angedeutete Unschärfe ist allein auf Schätzunsicherheiten zurückzuführen. Ihre Ursachen sind:

- ungenaue Kenntnis fester oder für den betrachteten Zeitraum als fest vorausgesetzter Größen wie Wahrscheinlichkeiten, zu erwartende Häufigkeiten, Mittelwerte allgemein, sog. Bestwerte etc.,
- näherungsweise funktionale Beschreibung von Gesetzmäßigkeiten in Ereignis- und Expositionsabläufen. Zu diesen Gesetzmäßigkeiten zählen z.B. auch die Zufallsgesetze, ausgedrückt durch Verteilungsfunktionen oder reduziert auf Erwartungswerte.

Wählt man z.B. einen anderen Wert für eine an sich feste, aber ungenau bekannte Größe oder eine andere funktionale Beschreibung für eine ungenau bekannte Gesetzmäßigkeit, so liefert die Rechnung für einen oder mehrere Unfallabläufe eine andere Häufigkeit oder einen anderen Schadensumfang und somit auch eine andere komplementäre Häufigkeitsverteilung. Aus diesem Grunde ist es notwendig, die Aussagen der Studie um die Quantifikation des Einflusses der Schätzunsicherheiten zu ergänzen. Die bloße Angabe von Bereichen, ohne Hinweis darauf, mit welcher (wenn auch subjektiven) Sicherheit der zutreffende Wert im angegebenen Bereich liegt, genügt dabei nicht. Als geeignetes Werkzeug zur quantitativen, formalen Modellierung und Fortpflanzung der

¹⁾ Im Folgenden wird der Kürze wegen oft nur die Bezeichnung "Häufigkeit" benutzt. Gemeint ist damit aber stets die "zu erwartende Häufigkeit pro Jahr (bzw. pro Reaktorjahr)".

Schätzunsicherheiten sowie zur Quantifikation ihres Einflusses auf die Ergebnisse stehen die Methoden der Wahrscheinlichkeitsrechnung zur Verfügung.

2. Wie werden Schätzunsicherheiten mathematisch modelliert?

Hierzu wird eine feste, aber ungenau bekannte Größe $\tilde{\theta}$ als Zufallsgröße θ aufgefaßt, im Sinne des sog. subjektivistischen Wahrscheinlichkeitsbegriffs (siehe z.B. /2/), so daß die Methoden der Wahrscheinlichkeitsrechnung anwendbar werden. Es läßt sich dann eine Wahrscheinlichkeitsverteilung konstruieren, die das Maß der Unsicherheit der Schätzung der festen, aber ungenau bekannten Größe ausdrückt, also zu ihrer Quantifikation dient. Im Gegensatz zur traditionellen oder frequentistischen Interpretation der Wahrscheinlichkeit (\cong relative Häufigkeit in einer langen Versuchsreihe) versteht man im Sinne der subjektivistischen Auffassung die Wahrscheinlichkeit als den "Grad des Fürwahrhaltens" eines Sachverhalts oder als das "Maß an Intensität", mit der der Beurteilende aufgrund geeigneter Informationsinhalte, z.B. seiner Fachkenntnisse, seines Sachverständes und seiner Erfahrung, einen Sachverhalt für zutreffend hält /3/.

Die Wahrscheinlichkeitsverteilung $F(\theta)$ einer ungenau bekannten, aber festen Größe $\tilde{\theta}$ bringt somit zum Ausdruck, mit welcher Intensität " $\tilde{\theta} \leq \theta$ " für zutreffend gehalten wird. Die Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion $f(\theta)$ dieser Größe kann daher gemäß dem subjektivistischen Wahrscheinlichkeitsbegriff interpretiert werden durch

$$\int_a^b f(\theta) d\theta = \text{Maß an Intensität, mit der } \tilde{\theta} \in [a, b] \text{ für zutreffend gehalten wird}$$

= (subjektive) Sicherheit der Aussage: "Der zutreffende Wert von θ liegt in $[a, b]$ ".

Worauf gründet nun konkret die "(subjektive) Sicherheit der Aussage" oder der "Grad des Fürwahrhaltens"? Dazu ein Beispiel:

Es wird angenommen, daß das zufällige Ausfallverhalten einer Komponente durch das Zufallsgesetz "Exponentialverteilung" beschrieben werden kann. Die Ungewißheit darüber, wann die Komponente ausfällt oder ob sie bei Anforderung im Verlauf des Unfalles in ausgefallenem Zustand angetroffen wird, ist Bestandteil des zu quantifizierenden Risikos, also Gegenstand der Risikorechnung, und kommt deshalb nicht in Angaben zur Aussagesicherheit zum Ausdruck. Anders verhält es sich aber mit dem Parameter $\tilde{\lambda}$ (Ausfallrate), der Exponentialverteilung zur Beschreibung des zufälligen Ausfallverhaltens. Per Voraussetzung ist er eine feste Größe, die allerdings ungenau bekannt ist. In die Risikorechnung geht somit eine Schätzung $\hat{\lambda}$ von $\tilde{\lambda}$ ein. Nun liegt häufig nicht eine Schätzung $\hat{\lambda}$ für genau die interessierende Komponente unter genau den interessierenden Umgebungsbedingungen vor, sondern ein Satz von Schätzungen $\hat{\lambda}_i$, $i = 1, 2, \dots, m$ zu ähnlichen Komponenten unter mehr oder weniger verwandten Umgebungsbedingungen. Diese Schätzwerte weichen oft stark voneinan-

der ab. Sie beschreiben eine empirische Verteilung, durch die die Unsicherheit der Schätzung des Parameters $\tilde{\lambda}$ zum Ausdruck kommt. Die Verteilung drückt also nicht nur die statistische Variation der Schätzung (aus endlich vielen Beobachtungen der gleichen Grundgesamtheit) aus, sondern auch die Variation, die durch die verschiedenen Grundgesamtheiten, aus denen die Beobachtungen stammen, bedingt ist. Um die Unsicherheit in der Schätzung von $\tilde{\lambda}$ mit den Methoden der Wahrscheinlichkeitsrechnung weiterverarbeiten zu können, wird $\tilde{\lambda}$ als (z.B. logarithmisch normalverteilte) Zufallsgröße Λ und der Satz von Schätzwerten $\hat{\lambda}_i$, $i = 1, 2 \dots, m$ als Stichprobe aus der Verteilung von Λ aufgefaßt. Aus der empirischen Verteilung der $\hat{\lambda}_i$ wird eine Wahrscheinlichkeitsverteilung ermittelt, deren Dichtefunktion als Wahrscheinlichkeitsdichte $f(\lambda)$ dient. Sie gestattet, die oben erwähnte (subjektive) Sicherheit der Aussage " $\tilde{\lambda} \in [a, b]$ ", bzw. den "Grad des Fürwahrhaltens von " $\tilde{\lambda} \in [a, b]$ ", in Zahlen auszudrücken. So ist z.B. durch die Fraktile λ_5 und λ_{95} wegen $\int_{\lambda_5}^{\lambda_{95}} f(\lambda) d\lambda = 0,9$ ein Vertrauensintervall gegeben, das den zutreffenden Wert von Λ mit 90 % Aussagesicherheit enthält. Vertrauensintervall bzw. Aussagesicherheit sind hier als subjektiv zu bezeichnen, da sie nicht auf Stichprobenevidenz aus genau der Grundgesamtheit, zu der $\tilde{\lambda}$ angegeben werden soll, geschätzt wurden, sondern ein entscheidendes Maß an Expertenurteil enthalten (z.B. über die Eignung der Schätzwerte $\hat{\lambda}_i$, $i = 1, 2 \dots, m$ aus unterschiedlichen Grundgesamtheiten). Die Aussagesicherheit, hier 90 %, darf (wie allgemein in der Statistik) nicht mit der Wahrscheinlichkeit verwechselt werden, mit der der zutreffende Wert der ungenau bekannten, aber festen Größe $\tilde{\lambda}$ wirklich in $(\lambda_5, \lambda_{95})$ liegt. Letztere ist natürlich stets entweder 0 oder 1.

Nicht alle Verteilungen zur Quantifikation von Schätzunsicherheiten, die bei der Ermittlung der Aussagesicherheit der Ergebnisse der Risikostudie Verwendung fanden, sind Näherungen an empirische Verteilungen von Schätzwerten aus Beobachtungen an den eigentlichen oder an verwandten Objekten. Manchen liegt um einiges mehr Expertenurteil zugrunde.

3. Welche Schätzunsicherheiten der Risikorechnung wurden quantifiziert?

Die Ergebnisse der Risikorechnung sind die Zusammenfassung von ca. 600 000 verschiedenen, rechnerisch simulierten Unfallabläufen. Jeder Unfallablauf setzt sich zusammen aus dem

- anlageninternen Ereignisablauf, der vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung führt, und dem
- anlagenexternen Expositionsablauf, der die Ausbreitung und Ablagerung der Schadstoffe, die örtliche Verteilung der exponierten Personen, die schädigende Einwirkung sowie Schutz- und Gegenmaßnahmen umfaßt.

Die Ergebnisse der Ereignisabläufe wurden für die Zwecke der Unfallsimulation in acht Freisetzungskategorien zusammengefaßt. Jedem simulierten Unfallablauf entspricht somit eine Kombination aus den repräsentativen Merkmalen der betreffenden Frei-

setzungskategorie und dem Expositionsablauf. Die repräsentativen Merkmale einer Freisetzungskategorie sind:

- zu erwartende Häufigkeit pro Reaktorjahr,
- Zeitpunkt, Dauer und Höhe der Freisetzung,
- thermische Energiefreisetzungsrates,
- freigesetzte Anteile des Kerninventars.

Die zu erwartende Häufigkeit pro Reaktorjahr ist die Summe der Häufigkeiten aller anlageninternen Ereignisabläufe, die der betreffenden Freisetzungskategorie zugeordnet sind. Diese Häufigkeiten wurden über Fehlerbaumanalysen und Ereignisablaufdiagramme ermittelt, sind also selbst wieder Summen von Produkten zahlreicher ungenau bekannter zu erwartender Häufigkeiten und Wahrscheinlichkeiten. Die in der Risikorechnung verwendeten konkreten Werte dieser Häufigkeiten und Wahrscheinlichkeiten werden als Schätzungen von Mittelwerten, d.h. gemittelt über mehrere Kernkraftwerke des analysierten Typs, interpretiert. Geschätzt wurden:

- zu erwartende Häufigkeiten auslösender Ereignisse,
- Ausfallraten (bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten bei Anforderung) von Komponenten,
- Wahrscheinlichkeiten menschlichen Fehlverhaltens,
- Wahrscheinlichkeiten, die im Zusammenhang mit sog. "common mode"-Ausfällen und Versagensarten des Sicherheitsbehälters benötigt werden.

Im allgemeinen lagen verschiedene Schätzwerte zu ein und derselben Ausfallrate, Wahrscheinlichkeit oder zu erwartenden Häufigkeit vor. Bei mangelnden detaillierten Schätzungen wurde zu Gruppen zusammengefaßt und die Unsicherheit des Schätzwertes für die Gruppe auch als Ausdruck für die Variation des Wertes innerhalb der Gruppe angesehen. Folgende Qualitätsstufen der Schätzgrundlagen sind zu unterscheiden:

- Beobachtungen in Kernkraftwerken des analysierten Typs unter Störfallbedingungen,
- Beobachtungen in Kernkraftwerken des analysierten Typs unter Test- und normalen Betriebsbedingungen,
- die generelle Betriebserfahrung in Kernkraftwerken,
- Beobachtungen in verwandten Bereichen (Kohlekraftwerke etc.),
- Beobachtungen in anderen Bereichen (Chemie, Laboratorien etc.),
- Expertenurteil.

Die empirische Verteilung der vorliegenden Schätzwerte zu einer Ausfallrate oder Wahrscheinlichkeit etc. ist Ausdruck der Schätzunsicherheit und wurde im Sinne des oben erläuterten subjektivistischen Wahrscheinlichkeitsbegriffs durch eine logarithmische Normalverteilung approximiert. Die Gründe für die Wahl dieses Verteilungstyps sind im Hauptband der Risikostudie /1/ (Abschnitt 4.7.2) ausführlich dargelegt.

Von den übrigen repräsentativen Merkmalen einer Freisetzungskategorie wurden noch die Schätzunsicherheiten in den thermischen Energiefreisetzungsraten (zur Berechnung des Aufstiegs der Aktivitätsfahne) quantifiziert. Die Quantifikation beruht wesentlich auf Expertenurteil und beschränkt sich deshalb, wie alle weiteren Quantifikationen, auf Fraktilangaben (Tabelle 1).

Neben den repräsentativen Merkmalen der betreffenden Freisetzungskategorie kennzeichnet den Unfallablauf der zugehörige Expositionsablauf. Er wird in der Risikostudie mit dem Unfallfolgenmodell rechnerisch simuliert. Die Schätzunsicherheiten in folgenden Größen und Beziehungen dieses Modells wurden als wichtig beurteilt und deshalb quantifiziert:

- (1) errechnete Aufstiegshöhe der Aktivitätsfahne (Korrekturfaktor),
- (2) trockene Ablagerungsgeschwindigkeit von Jod und Aerosolen,
- (3) "wash-out"-Koeffizient der nassen Ablagerung bei verschiedenen Regenratenklassen,
- (4) Zeitintervall zwischen dem Erkennen der bevorstehenden Freisetzung und dem "Aufsuchen von Häusern",
- (5) prozentualer Bevölkerungsanteil im Freien, vor dem "Aufsuchen von Häusern",
- (6) prozentualer Bevölkerungsanteil, der über die oben genannte Zeitspanne hinaus im Freien bleibt,
- (7) Dosis/Wirkungs-Beziehung für frühe Todesfälle,
- (8) Dosis/Wirkungs-Beziehung für späte Todesfälle.

(2) und (3) sowie (5) und (6) wurden hinsichtlich ihrer Schätzunsicherheiten als jeweils miteinander positiv korreliert behandelt.

Abgesehen von den Dosis/Wirkungs-Beziehungen werden die in der Studie verwendeten Schätzwerte dieser Größen als sogenannte "Bestwerte" interpretiert. Mit "Bestwert" ist dabei jener Wert gemeint, der der Aufgabenstellung so gut gerecht wird, wie das durch einen festen Wert nach Meinung der Experten möglich ist. Die dazu quantifizierte Schätzunsicherheit drückt nur die Schätzunsicherheit des Bestwertes aus und möglicherweise nicht die Variationsbreite der Größe selbst. Die Mortalitätsprozentsätze und Risikokoeffizienten der Dosis/Wirkungs-Beziehungen der Studie sind Erwartungswerte, und die quantifizierten Unsicherheiten drücken die Schätzunsicherheiten dieser Erwartungswerte aus.

In Tabelle 1 sind die Fraktilangaben der Experten zusammengestellt. Dabei soll die P-%-Fraktile Y ($P = 5, 10, 50, 90$ oder 95) zum Ausdruck bringen, daß nach dem Urteil der befragten Experten der Bestwert oder Erwartungswert der betreffenden Größe mit P % Aussagesicherheit unter Y liegt.

In allen Fällen basiert die mathematische Modellierung der Schätzunsicherheiten auf logarithmischen Normalverteilungen, die den Fraktilangaben der Experten bestmöglich genügen. Die Fraktilangaben legen jedoch noch keinen Verteilungstyp fest, weshalb in Abschnitt 6 der Einfluß der Wahl des Typs "logarithmische Normalverteilung" untersucht wird.

Der Kürze wegen sind im weiteren die festen, aber ungenau bekannten Größen der Risikorechnung, zu denen Schätzunsicherheiten quantifiziert wurden, als "unsichere Parameter" bezeichnet. Ihre relative Stellung innerhalb der Risikorechnung ist in Bild 3 schematisch veranschaulicht.

4. Wie wurde der Einfluß der Schätzunsicherheiten auf die Ergebnisse ermittelt?

Die quantifizierten und mathematisch modellierten Schätzunsicherheiten in zu erwartenden Häufigkeiten auslösender Ereignisse sowie in Ausfallraten und Ausfallwahrscheinlichkeiten etc. wurden nach den Regeln der Wahrscheinlichkeitsrechnung durch die wichtigsten Pfade in Fehlerbäumen und Ereignisablaufdiagrammen fortgepflanzt, bis hin zur Häufigkeit des betrachteten Ereignisablaufs. An sich ist auch diese zu erwartende Häufigkeit per Voraussetzung eine feste Größe. Die Tatsache, daß sie - z.B. aufgrund der ungenauen Kenntnis der beteiligten Ausfallraten - ungenau bekannt ist, kommt nun, dank des Einsatzes der Methoden der Wahrscheinlichkeitsrechnung, in Form einer subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung zum Ausdruck. Ihre Dichte $f(\theta)$ gibt zu beliebigem Intervall $[a,b]$ an, mit welcher Intensität $(\int_a^b f(\theta) d\theta)$ der zutreffende Wert der zu erwartenden Häufigkeit als enthalten anzusehen ist, und zwar als zwingende Folge der Wahrscheinlichkeitsverteilungen der beteiligten Ausfallraten sowie als zwingende Folge der Logik des betrachteten Ereignisablaufes und der analysierten Fehlerbäume. Die Verteilung der zu erwartenden Häufigkeit des Ereignisablaufes gestattet also die Angabe von subjektiven Vertrauensintervallen, einschließlich der damit verbundenen Aussagesicherheit, für die Lage des zutreffenden Wertes. Eventuelle Unsicherheiten in der Logik der Fehlerbäume wurden nicht quantifiziert und können daher auch nicht im Vertrauensintervall zum Ausdruck kommen.

Die zu erwartenden Häufigkeiten der Ereignisabläufe, die relevante Beiträge zur Freisetzungshäufigkeit der betreffenden Kategorie liefern, wurden unter Verwendung ihrer subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen nach den Methoden der Wahrscheinlichkeitsrechnung zu den (zu erwartenden) Freisetzungshäufigkeiten der einzelnen Kategorien zusammengefaßt. Als Ergebnis liegen damit auch für diese Größen subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilungen vor. Sie gestatten, zu beliebigem Intervall $[a,b]$ die Intensität anzugeben, mit welcher der zutreffende Wert der Freisetzungshäufigkeit als in $[a,b]$ enthalten anzusehen ist, und zwar wieder als zwingende Folge der vorausgegangenen Quantifikationen und logischen Verknüpfungen. Eventuelle Unsicherheiten in der Logik der Ereignisablaufdiagramme (z.B. Frage der Vollständigkeit) wurden nicht quantifiziert und können daher auch nicht in den Vertrauensintervallen

zum Ausdruck kommen. Zur Charakterisierung der resultierenden Verteilungen der Freisetzungshäufigkeiten sind in Tabelle 2 einige ihrer Fraktilen und ihre Erwartungswerte zusammengestellt. Die P-%-Fraktile besagt z.B., daß man, aufgrund der quantifizierten Schätzunsicherheiten in Wahrscheinlichkeiten, Häufigkeiten auslösender Ereignisse und Ausfallraten sowie gemäß der betrachteten Logik von Fehlerbäumen, Ereignisablaufdiagrammen und Kategoriezuordnung, zu P % sicher sein kann, daß die zu erwartende Häufigkeit pro Reaktorjahr unter dem angegebenen Fraktilwert liegt. Für das Ereignis "Kernschmelzen" wird die zu erwartende Häufigkeit pro Reaktorjahr (gemittelt über mehrere Kernkraftwerke des analysierten Typs) durch Zusammenfassen der Freisetzungshäufigkeiten der Kategorien 1 bis 6 gewonnen. Damit liegt auch für diese feste, aber ungenau bekannte Größe eine subjektive Wahrscheinlichkeitsverteilung vor. Ihre 5-, 50- und 95-%-Fraktile sowie der Erwartungswert sind ebenfalls in Tabelle 2 eingetragen.

Um als Ergebnis der Risikorechnung z.B. das Kollektivrisiko oder eine komplementäre Häufigkeitsverteilung des Schadens ermitteln zu können, ist aus den Verteilungen der Freisetzungshäufigkeiten jeweils ein Wert als "beste" Schätzung auszuwählen. Dabei stellt sich die Frage, welcher Wert als "bester" zu nehmen ist, denn prinzipiell ist jeder Wert, für den die Wahrscheinlichkeitsdichte von Null verschieden ist, als möglicherweise zutreffend zu beurteilen. Je nach Aufgabenstellung wählt man im allgemeinen zwischen Modalwert, Median und Erwartungswert. Die Eigenschaften dieser drei Verteilungscharakteristika haben hier folgende Bedeutung:

- Der Modalwert

Für ihn nimmt die Dichtefunktion der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilung ihr Maximum an. Teilt man den Wertebereich der Verteilung in genügend viele Klassen ein, so enthält die Klasse des Modalwertes mit der höchsten subjektiven Wahrscheinlichkeit den zutreffenden Wert der ungenau bekannten Größe. Damit bleibt allerdings die wesentliche Frage unberücksichtigt, mit welcher subjektiven Wahrscheinlichkeit und um welchen Betrag der Modalwert den zutreffenden Wert möglicherweise über- oder unterschätzt.

- Der Median

Bei ihm halten sich wenigstens die möglichen Über- oder Unterschätzungen der subjektiven Wahrscheinlichkeit nach die Waage, allerdings ohne Rücksicht auf den Betrag der Fehlschätzung. Bei den in der Studie verwendeten logarithmischen Normalverteilungen würde die Angabe des Medians eine Unterrepräsentation der ungenau bekannten Größe im Lichte der quantifizierten Schätzunsicherheiten bedeuten.

- Der Erwartungswert

Nur er repräsentiert die mit Schätzunsicherheiten behaftete Größe so, daß sich die Beträge möglicher Unter- und Überschätzungen, gewichtet mit den subjektiven Wahrscheinlichkeiten ihres Zutreffens, die Waage halten.

Bei Normalverteilungen fallen alle 3 Werte zusammen.

In der deutschen Risikostudie wurde der Erwartungswert als "beste" Schätzung verwendet. Die Vertrauensbereiche zu den Ergebnissen der Studie sind im übrigen völlig unabhängig von dieser Wahl, denn ihrer Ermittlung liegen die vollständigen subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen der unsicheren Parameter zugrunde.

Bild 4 zeigt schematisch den Ablauf der Fortpflanzung der Schätzunsicherheiten bis zu den Ergebnissen der Risikorechnung. Dabei werden in einer ersten Monte-Carlo-Simulation die wichtigsten Pfade des angegebenen Ereignisablaufteils ermittelt. Die mathematisch modellierten Schätzunsicherheiten der beteiligten Häufigkeiten auslösender Ereignisse, Ausfallraten und Wahrscheinlichkeiten werden in einer zweiten Monte-Carlo-Simulation fortgepflanzt bis zur zu erwartenden Häufigkeit des betreffenden Ereignisablaufteiles. Die daraus resultierende Verteilung dieser Häufigkeit wird durch eine logarithmische Normalverteilung approximiert und mit der logarithmischen Normalverteilung der Wahrscheinlichkeit der jeweiligen Sicherheitsbehälterversagensart kombiniert. In einer dritten Monte-Carlo-Simulation werden die Verteilungen der Häufigkeiten der Ereignisabläufe zur Verteilung der Freisetzungshäufigkeit der betreffenden Kategorie zusammengefaßt.

Im nächsten Schritt müssen die mathematisch modellierten Schätzunsicherheiten durch das Unfallfolgenmodell zu den Ergebnissen fortgepflanzt werden. Hierzu ist ein Näherungsausdruck (die sogenannte Response-Funktion /4/) der Logik des Unfallfolgenmodells als Funktion der unsicheren Parameter erforderlich, da eine hinreichend ausführliche Monte-Carlo-Simulation mit dem Unfallfolgenmodell der Studie aus Zeit- und Kostengründen kaum durchführbar ist. Leider war es aufgrund der hohen erforderlichen Rechenzeit dieses Modells nicht möglich, in die Gewinnung der Response-Funktion alle 19 Standorte (25 Anlagen), die in der Risikostudie Berücksichtigung fanden, einzubeziehen. Deshalb wurde aus jeder der vier meteorologischen Standortregionen jener Standort ausgewählt, für den sich auf der Grundlage der "besten" Schätzwerte der unsicheren Parameter der maximale Schaden der Art "frühe Todesfälle" errechnet. Aus den Ergebnissen zu diesen vier Standorten wurde, gemäß den Gewichten g_j , $j = 1, \dots, 4$ ein sogenanntes Basisergebnis generiert, das als Grundlage aller weiteren Untersuchungen diente. Als Response-Funktion für dieses Basisergebnis fand folgender Näherungsausdruck Verwendung:

$$F(a, p; x) = \sum_{i=1}^r \left(\sum_{j=1}^s (H(1, \bar{p}; u_i, m_j, x) + \sum_{k=1}^t \frac{\partial H}{\partial p_k} \Big|_{(1, \bar{p}; u_i, m_j, x)} (p_k - \bar{p}_k) g_j \right) a_i \quad (1)$$

$a = (a_1, \dots, a_r)$ = Vektor der Freisetzungshäufigkeiten; \bar{a} ist Vektor der Referenzwerte ("beste" Schätzwerte);

$p = (p_1, \dots, p_t)$ = Vektor der übrigen unsicheren Parameter; \bar{p} ist (mit Ausnahme der trockenen Ablagerungsgeschwindigkeit für Aerosole) Vektor der Referenzwerte;

a_i , $i = 1, 2, \dots, r$ und p_k^i , $k = 1, 2, \dots, t$ werden gemäß ihren Verteilungen zufällig ausgewählt.

- $u = (u_1, \dots, u_r)$ = Vektor der Freisetzungskategorien;
- $m = (m_1, \dots, m_s)$ = Vektor der meteorologischen Standortregionen;
- $g = (g_1, \dots, g_s)$ = Vektor der Gewichte der meteorologischen Standortregionen (sie hängen von der Anzahl der Anlagen in der Standortregion ab);
- $x =$ Vektor der Abszissenwerte der komplementären Häufigkeitsverteilung, zu denen die Antwortfunktion ausgewertet werden soll;
- $H(1, p; u_i, m_j, x)$ = diskrete Punkte bedingter komplementärer Häufigkeitsverteilungen aus dem Unfallfolgenmodell (unter der Bedingung, daß genau eine Freisetzung der betreffenden Kategorie pro Jahr zu erwarten ist, also $a_i = 1$ gilt);
- $\frac{\partial H}{\partial P} =$ Vektor der partiellen Differentialquotienten der bedingten Häufigkeitsverteilungen. Mit Hilfe der Ergebnisse des Unfallfolgenmodells, zu den 10%- und 90%- (bzw. 5%- und 95%-) Fraktile der Parameter p_k , $k = 1, 2, \dots, t$, wurden je Parameter zwei Differenzenquotienten ermittelt. Zur Auswertung der Antwortfunktion fanden anstelle der partiellen Differentialquotienten die jeweils zutreffenden (abhängig von der Lage des zufällig ausgewählten Parameterwertes bezüglich der entsprechenden Komponente von \bar{p}) Differenzenquotienten Verwendung.

Die Funktion $F(a, p; x)$ liefert zu Änderungen in den Werten der unsicheren Parameter näherungsweise die zugehörige komplementäre Häufigkeitsverteilung des Schadens. Sie hat außerdem folgende Eigenschaften:

- Für jeden Schadensumfang x_n , jede Freisetzungskategorie u_i und jede Standortregion m_j ist die entsprechende Response-Funktion der bedingten komplementären Häufigkeitsverteilung stetig und bereichsweise linear in den unsicheren Parametern p_1, p_2, \dots, p_t .
- Ersetzt man in \bar{p} genau ein p_k durch die Fraktilangaben der Experten, so liefert die Response-Funktion dafür das gleiche Basisergebnis, wie das Unfallfolgenmodell der Studie.
- Änderungen in den unsicheren Parametern a_1, a_2, \dots, a_r gehen ohne Näherung ein.

Für die Kollektivrisiken, ausgedrückt durch Summen über alle Produkte aus zu erwartender Häufigkeit pro Jahr und zu erwartendem Schadensumfang der rechnerisch simulierten Unfallabläufe, fanden analoge Response-Funktionen Verwendung.

Um einen Eindruck vom Einfluß der Wahl der Response-Funktion zu erhalten, wurde ein Approximationsvorschlag auf der Basis der verallgemeinerten Weibullverteilung /5/ realisiert. Näheres dazu ist Abschnitt 6 zu entnehmen.

Die Gewinnung der Vertrauensintervalle zu den Kollektivrisiken und komplementären Häufigkeitsverteilungen des Basisergebnisses erfolgte schließlich mittels einer vierten Monte-Carlo-Simulation unter Einsatz der Response-Funktion anstelle des Unfallfolgenmodells. Dabei wurden 1 000 Wertesätze, bestehend aus jeweils einem Wert zu jedem unsicheren Parameter, gemäß den subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen dieser Parameter zufällig ausgewählt. Die Auswertung der Response-Funktion zu jedem der 1 000 Wertesätze liefert lokal, d.h. zu jedem der betrachteten Schadensumfänge, näherungsweise den Wert der zugehörigen komplementären Häufigkeitsverteilung. Damit liegen zu vorgegebenem Schadensumfang x jeweils 1 000 Häufigkeiten und nach Interpolation zu vorgegebener Häufigkeit H jeweils 1 000 Schadensumfänge vor. Ordnet man die jeweils 1 000 Häufigkeiten bzw. Schadensumfänge der Größe nach, so dient der jeweils fünfzigste Wert von unten und oben als Grenze eines subjektiven lokalen 90%-Vertrauensintervalls des Basisergebnisses. Die daraus ermittelten Quotienten zwischen dem Basisergebnis auf der Grundlage der Referenzwerte und den oberen bzw. unteren Grenzen der lokalen 90%-Vertrauensintervalle wurden sodann auf die Ergebnisse der Studie übertragen.

5. Wie unscharf sind die Ergebnisse der Risikostudie aufgrund der quantifizierten Schätzunsicherheiten?

Prinzipiell lassen sich zu komplementären Häufigkeitsverteilungen Bereiche angeben, in denen die zutreffende Häufigkeitsverteilung mit z.B. 90 % subjektiver Aussagesicherheit vollständig verläuft. Dies wären globale subjektive 90%-Vertrauensbereiche. Man kann aber auch auf Geraden, parallel zur Häufigkeits- oder Schadensachse (also zu festem Wert H oder x) subjektive Vertrauensintervalle angeben, die als "lokal" zu bezeichnen sind. Diese Form der Darstellung des Einflusses von Schätzunsicherheiten ist völlig ausreichend für die Aussage der komplementären Häufigkeitsverteilung und wurde deshalb in der Risikostudie gewählt.

Bild 5 zeigt, mit welcher zu erwartenden Häufigkeit pro Jahr, durch 25 Anlagen des analysierten Typs, laut Rechnung x oder mehr frühe Todesfälle verursacht werden. Die Kurve (E) beruht auf den Referenzwerten der unsicheren Parameter. Ebenfalls eingetragen ist Kurve (M), die man unter Verwendung der 50%-Fraktile der Freisetzungshäufigkeiten (analog zum Vorgehen in /6/) und der Referenzwerte der übrigen unsicheren Parameter erhält. Die Vertrauensintervalle bleiben von dieser Wahl natürlich unberührt.

Zu einigen Schadensumfängen x und Häufigkeiten H sind die lokalen subjektiven Vertrauensintervalle, welche nach dem beschriebenen Vorgehen erhalten werden, durch gestrichelte Balken angegeben. Danach liegt, sofern alle nicht quantifizierten Schätzunsicherheiten vernachlässigt werden können, die zu erwartende Häufigkeit pro Jahr, mit der durch 25 Anlagen des analysierten Typs z.B. mehr als 1 000 frühe Todesfälle verursacht werden, zwischen $7 \cdot 10^{-9}$ und $2 \cdot 10^{-6}$, und zwar mit 90 % subjektiver Aussagesicherheit (bzw. mit 95 % subjektiver Aussagesicherheit unter $2 \cdot 10^{-6}$).

In Schadensrichtung haben die subjektiven Vertrauensintervalle folgende Bedeutung: Die Anzahl früher Todesfälle x , die bei Berücksichtigung von 25 Anlagen des analysierten Typs mit der zu erwartenden Häufigkeit pro Jahr von z.B. 10^{-7} erreicht oder überschritten wird, liegt zwischen 80 und 5100, und zwar mit 90 % subjektiver Aussagesicherheit (bzw. mit 95 % subjektiver Aussagesicherheit unter 5100), sofern alle nicht quantifizierten Schätzunsicherheiten vernachlässigt werden können.

Bild 6 enthält analoge Informationen zur Schadensart "späte Todesfälle".

Die Vertrauensintervalle des Kollektivrisikos pro Jahr sind für die Schadensarten "frühe Todesfälle" und "späte Todesfälle" in Tabelle 3 angegeben.

Um den Einfluß der quantifizierten Schätzunsicherheiten in den Freisetzungshäufigkeiten getrennt vom Einfluß jener in den übrigen unsicheren Parametern darstellen zu können, wurden in zwei zusätzlichen Monte-Carlo-Simulationen einerseits die Freisetzungshäufigkeiten a_1, \dots, a_r , andererseits die übrigen unsicheren Parameter p_1, \dots, p_t bei ihren jeweiligen Referenzwerten belassen. Die so erhaltenen (bedingten) subjektiven Vertrauensintervalle zur Schadensart "frühe Todesfälle" können Bild 7 entnommen werden.

6. Wie stark hängen die ermittelten Vertrauensintervalle von der mathematischen Modellierung ab?

In einer Art Vorstudie wurde über den Vergleich mit Ergebnissen eines sog. "Full Three-Level Factorial Design" /7/ (ohne Verwendung einer Response-Funktion) festgestellt, daß die bereichsweise Linearität der oben beschriebenen Response-Funktion die Lage der Endpunkte der 90%-Vertrauensintervalle nur unwesentlich beeinflusst. Die Vorstudie fand auf der Basis der simulativ gewonnenen Verteilungen der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten sowie von Dreipunkt-Verteilungen (Fraktilangaben der Experten) der übrigen unsicheren Parameter p_2, \dots, p_t (noch ohne den Parameter "Bestwert der thermischen Energiefreisetzungsrates") statt.

Zur Gewinnung einer alternativen Response-Funktion wurde, motiviert durch /5/, an jede bedingte komplementäre Häufigkeitsverteilung $H(1, \bar{p}; u_i, m_j, x)$ eine komplementäre verallgemeinerte Weibullverteilung angepaßt:

$$H(1, \bar{p}; u_i, m_j, x) \approx \alpha_{ij}(\bar{p}) \exp\left(-\left(\frac{x-1}{\beta_{ij}(\bar{p})}\right)^{\gamma_{ij}(\bar{p})}\right) \quad (2)$$

$$\text{für } x \geq 1, \text{ mit } 0 \leq \alpha_{ij}(\bar{p}) \leq 1, \quad \beta_{ij}(\bar{p}) > 0, \gamma_{ij}(\bar{p}) > 0.$$

Das gleiche erfolgte mit den bedingten Häufigkeitsverteilungen, die das Unfallfolgenmodell liefert, wenn in p genau ein p_k durch

die Fraktilangaben der Experten ersetzt wird. Damit ließen sich folgende Response-Funktionen für die Parameter der Weibullverteilungen in Abhängigkeit von den unsicheren Parametern der Risikorechnung erstellen:

$$\begin{aligned}\hat{\alpha}_{i,j}(p) &= \alpha_{i,j}(\bar{p}) + \sum_{k=1}^t \Delta_{i,j,k}^{(\alpha)} (p_k - \bar{p}_k) \\ \hat{\beta}_{i,j}(p) &= \beta_{i,j}(\bar{p}) + \sum_{k=1}^t \Delta_{i,j,k}^{(\beta)} (p_k - \bar{p}_k) \\ \hat{\gamma}_{i,j}(p) &= \gamma_{i,j}(\bar{p}) + \sum_{k=1}^t \Delta_{i,j,k}^{(\gamma)} (p_k - \bar{p}_k),\end{aligned}\quad (3)$$

wofür die Differenzenquotienten Δ analog zum Vorgehen in Abschnitt 4 ermittelt wurden.

Die alternative Response-Funktion $\tilde{F}(a,p;x)$, die für jede beliebige Parameterkombination (a,p) näherungsweise den Wert der komplementären Häufigkeitsverteilung zum Schadensumfang x angibt, lautet damit:

$$F(a,p;x) = \sum_{i=1}^r \left(\sum_{j=1}^s (H(1,\bar{p};u_i,m_j,x) + \sum_{k=1}^t \frac{\partial H}{\partial p_k} \Big|_{(1,\bar{p};u_i,m_j,x)} (p_k - \bar{p}_k) g_j \right) a_i \quad (4)$$

Die Auswertung dieser Response-Funktion für die 1000 zufällig ausgewählten Parameterkombinationen (a,p) , wie in Abschnitt 4, liefern die in Bild 9 eingetragenen Vertrauensintervalle. Sie unterscheiden sich im Bereich kleiner Schadensumfänge x mäßig von jenen aus der bereichsweise linearen Response-Funktion Gl. (1). Im Bereich großer Schadensumfänge wirken sich Schätzunsicherheiten in den Weibullparametern besonders stark aus.

Da die Expertenangaben zu den Schätzunsicherheiten in p_1, \dots, p_t noch keine Verteilungen festlegen, mußte auch die Empfindlichkeit der Vertrauensintervalle gegenüber der Wahl des Verteilungstyps untersucht werden. Dazu wurden folgende alternative Verteilungstypen betrachtet:

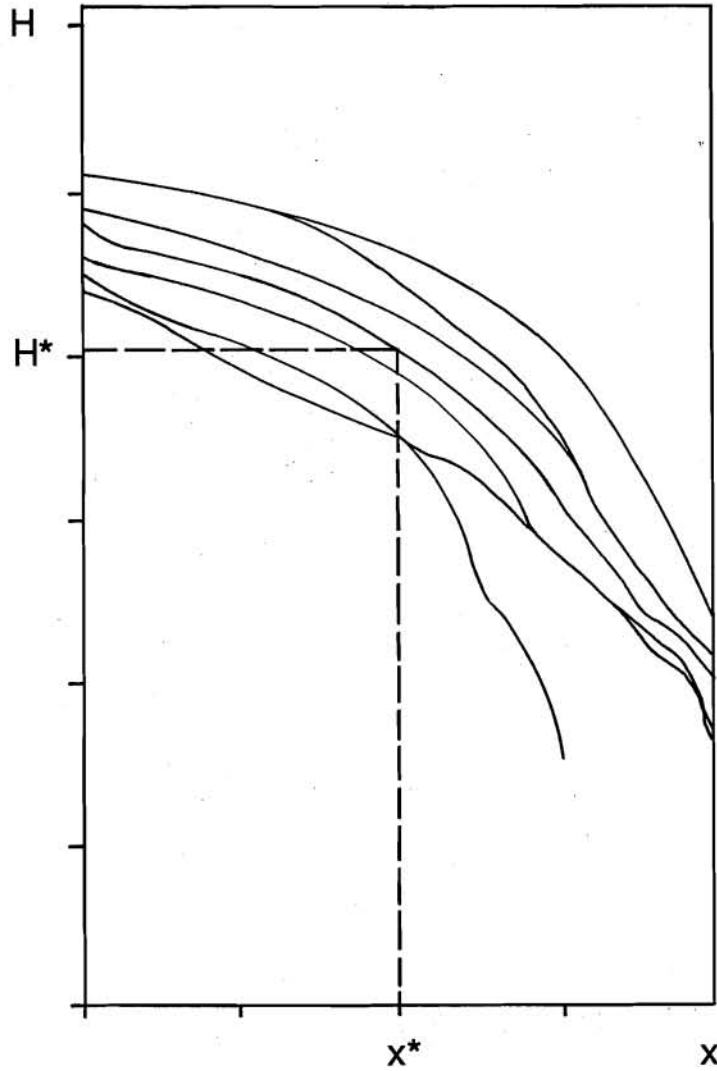
- logarithmische Gleichverteilung,
- gestutzte Normalverteilung,
- Histogrammverteilung.

In Bild 8 sind die qualitativen Unterschiede dieser Verteilungstypen, einschließlich der logarithmischen Normalverteilung, an einem Beispiel veranschaulicht. Die Wahl des Typs "gestutzte Normalverteilung" mißachtet im allgemeinen die Expertenangaben zur 50%-Fraktile. Die Verteilung beeinflusst bei gleichen 10- und 90%-Fraktile (also höherem Erwartungswert als die entsprechende logarithmische Normalverteilung) die Lage der Vertrauensintervalle nicht allein in Richtung höherer Werte, weil die Auswahl hoher Parameterwerte nicht für alle Para-

meter zur Erhöhung des errechneten Risikos führt. Ein Vergleich der lokalen Vertrauensintervalle in den Bildern 9 und 10 sowie in Tabelle 4 zeigt, daß sich die Unterschiede zwischen den Verteilungstypen auf die oberen Grenzen der Vertrauensintervalle zur Schadensart "frühe Todesfälle" mäßig auswirken. Die Vertrauensintervalle zur Schadensart "späte Todesfälle" sind durchweg nur geringfügig betroffen.

Schrifttum

- /1/ Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke,
Hrsg.: Der Bundesminister für Forschung und Technologie,
Verlag TÜV Rheinland GmbH, Köln, 1979
- /2/ Hays, W.L., und R.L. Winkler:
Statistics, Vol. I
Holt, Rinehart and Winston Inc., New York, 1970
- /3/ Report to the U.S. Nuclear Regulatory Commission, Risk
Assessment Review Group, NUREG/CR-0400, Sept. 1978
- /4/ Myers, R.H.:
Response Surface Methodology
Allyn and Bacon, Boston, 1971
- /5/ Maekawa, M., W.E. Vesely und N.C. Rasmussen:
An application of risk analysis: Functional relationships
of nuclear risks
Proceedings of the international conference on "Nuclear
Systems Reliability Engineering and Risk Assessment" in
Gatlinburg, SIAM, Philadelphia, 1977
- /6/ Reactor Safety Study
An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear
Power Plants
WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975
- /7/ Mazumdar, M., et al.:
Review of the methodology for statistical evaluation of
reactor safety analyses
EPRI 309, Sept. 1975
- /8/ Recommendation of the International Commission on Radiolo-
gical Protection
ICRP Publication No. 26, 1977



$H = \sum h(v)$
 $H^* = \sum h(v) \quad x(v,a) \geq x^*$
 $x(v,a) =$ zu erwartender Schadensumfang des simulierten Unfallablaufs v in der Schadensart a
 $x^* =$ bestimmter Schadensumfang

mit

v = Index der rechnerisch simulierten Unfallabläufe
 a = Schadensart (z.B. frühe Todesfälle)
 $h(v)$ = zu erwartende Häufigkeit (pro Jahr) von Unfallabläufen ähnlich dem simulierten Unfallablauf

Bild 1:

Veranschaulichung der Ergebnisunschärfe aufgrund von Schätzunsicherheiten, anhand einiger alternativer komplementärer Häufigkeitsverteilungen zum Basisergebnis (vgl. Abschnitt 4) in der Schadensart "frühe Todesfälle"

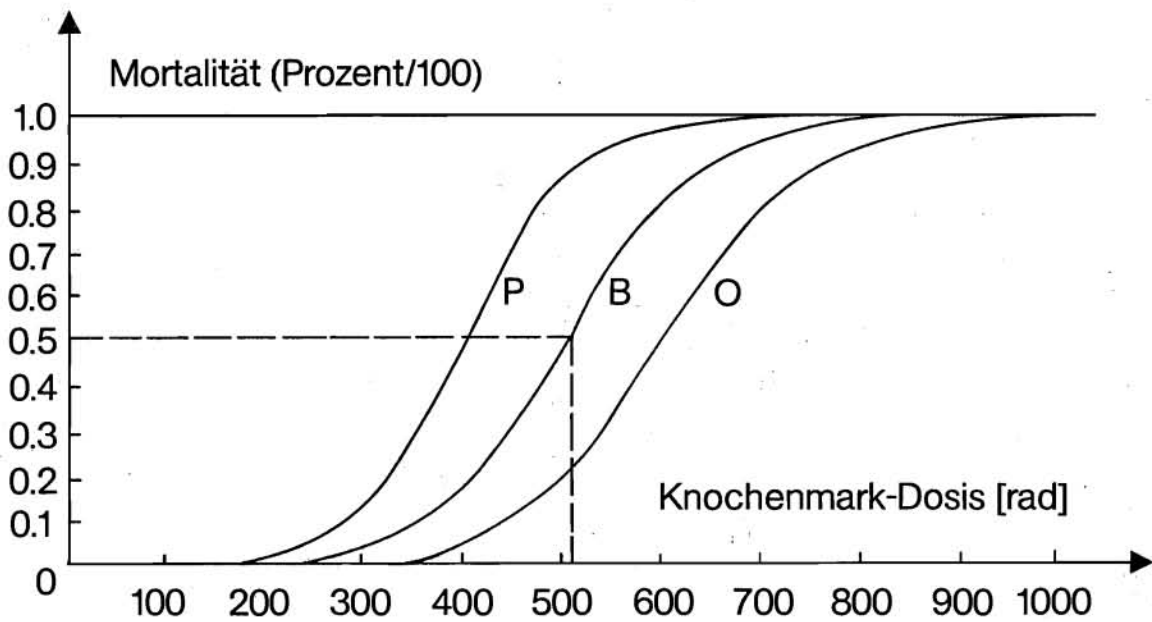


Bild 2:

Quantifikation der Schätzunsicherheit in der Dosis/Wirkungs-
Beziehung zur Schadensart "frühe Todesfälle" durch Angabe
einer 10%- (O), 50%- (B) und 90%-Fraktile (P)

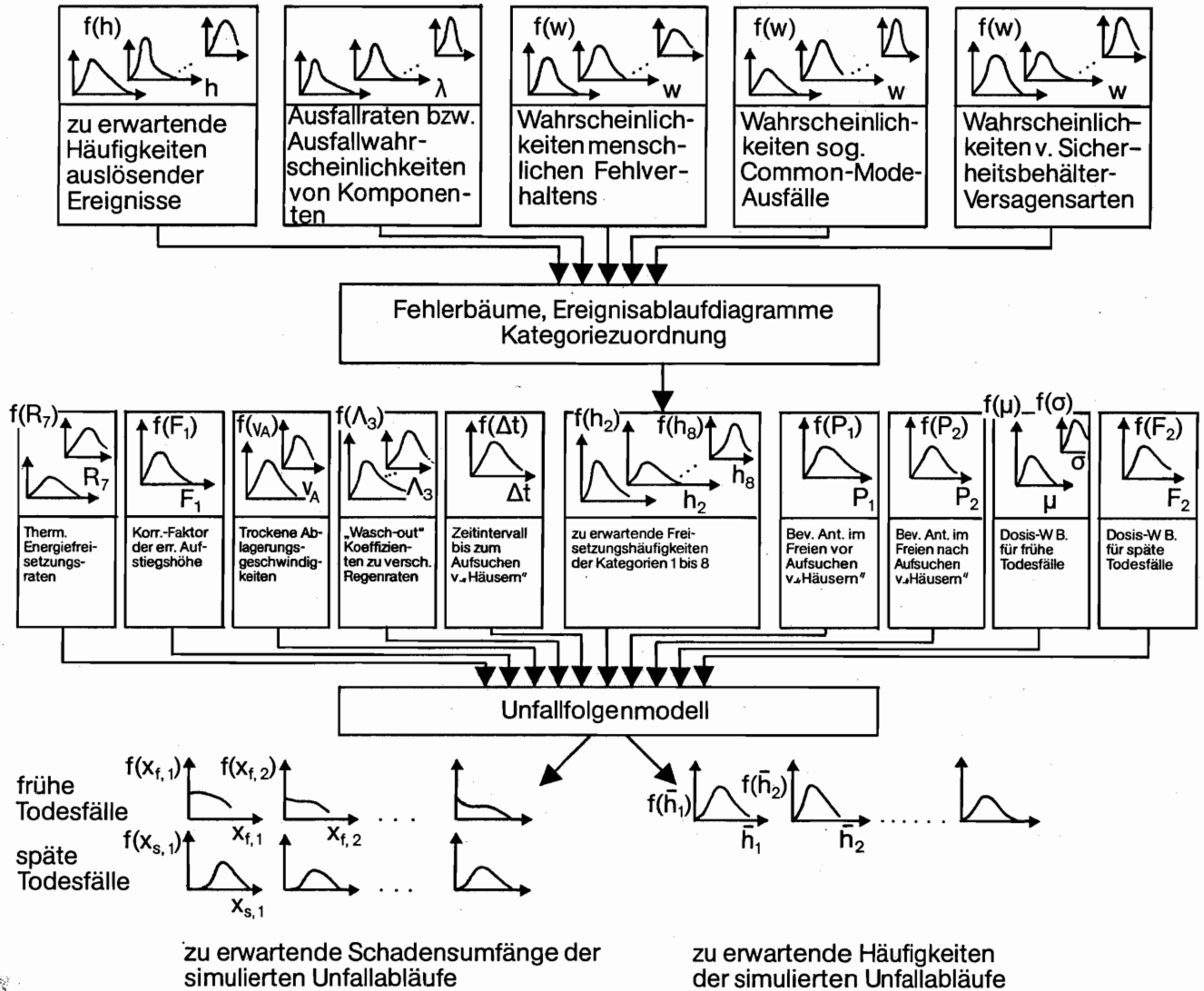


Bild 3:

Flußschema der quantifizierten Schätzunsicherheiten der Risikorechnung

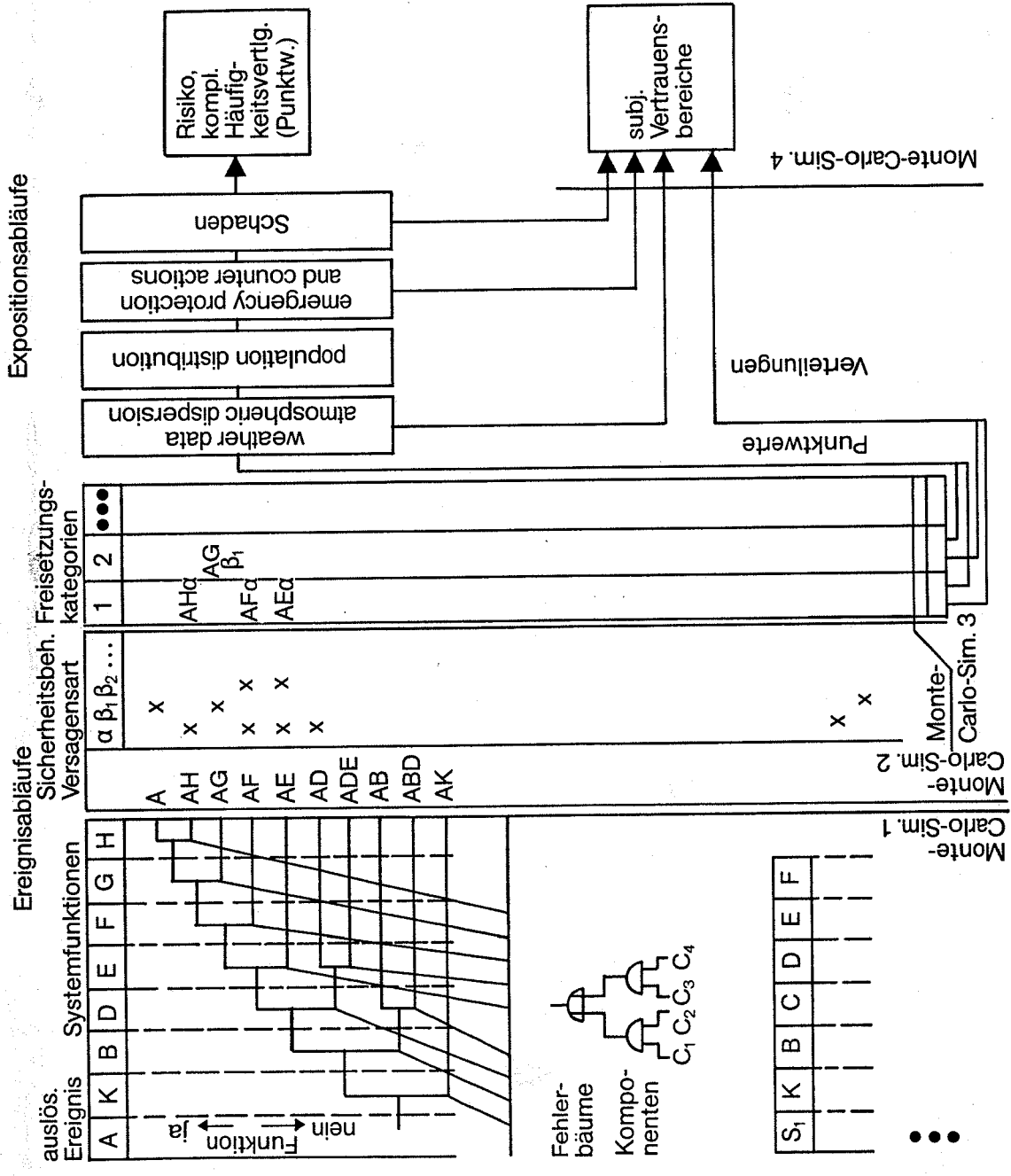
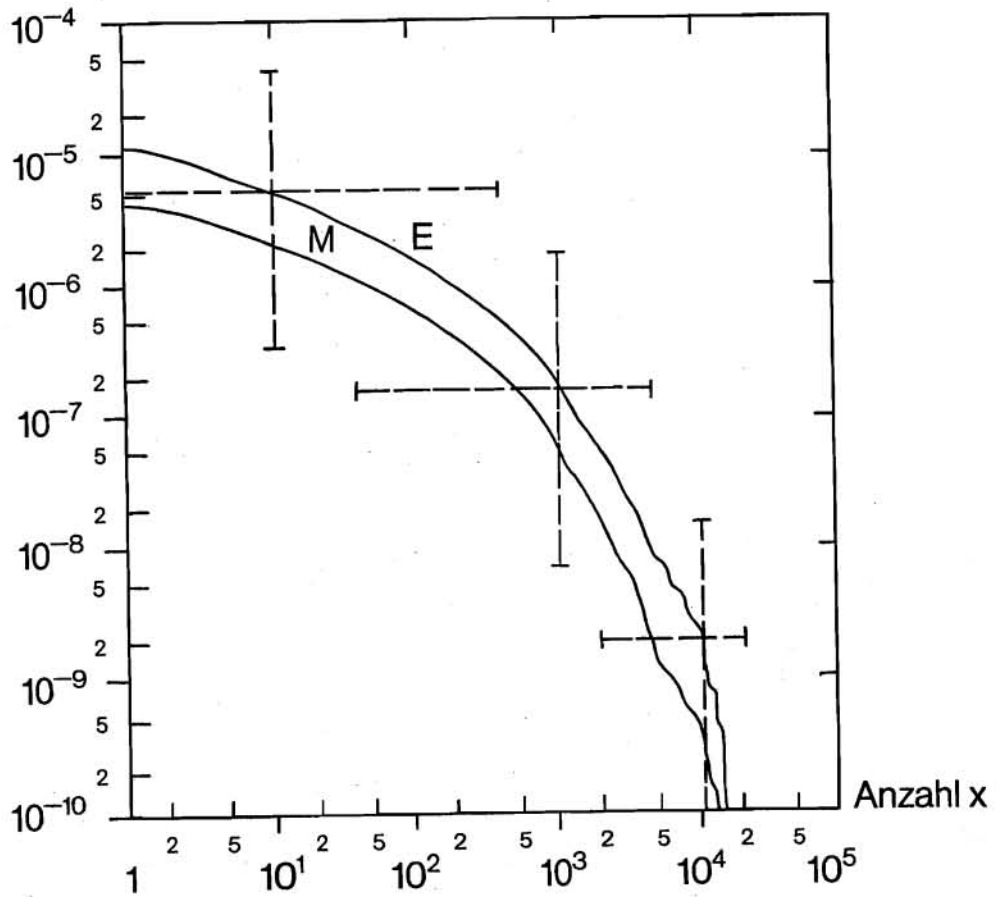


Bild 4:
Schematischer Ablauf der rechnerischen Fortpflanzung von Schätzunsicherheiten

Zu erwartende Häufigkeit pro Jahr,
mit der durch 25 Anlagen x oder mehr frühe
Todesfälle verursacht werden



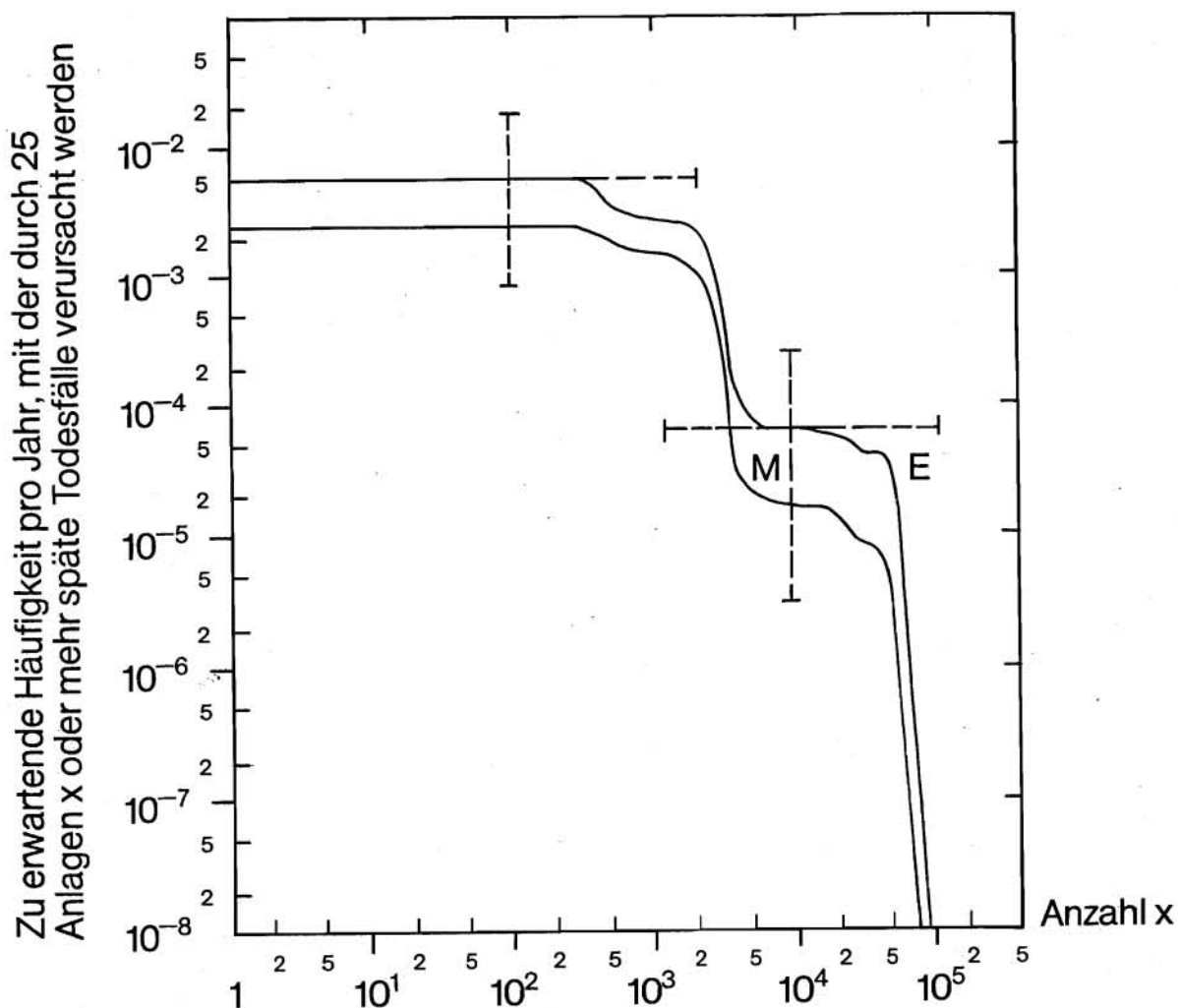
Ermittelt mit

- den 50%-Fraktile der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten (Kurve M) und
- den Erwartungswerten (Kurve E).

Die gestrichelten Balken geben subjektive 90%-Vertrauensintervalle an. Mit 90 % subjektiver Aussagesicherheit liegt der zutreffende Wert innerhalb dieser Intervalle, sofern alle nicht quantifizierten Schätzunsicherheiten vernachlässigbar sind.

Bild 5:

Komplementäre Häufigkeitsverteilung der frühen Todesfälle



Ermittelt mit

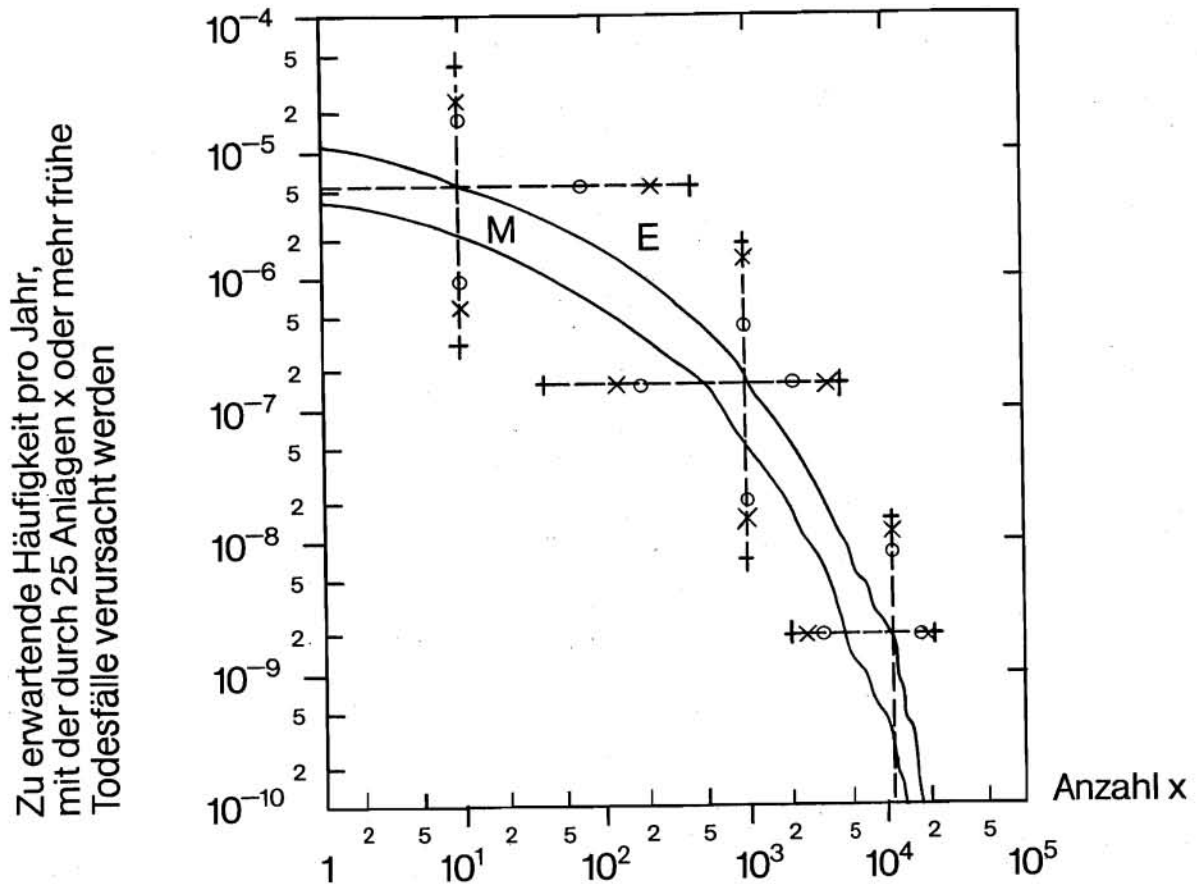
- den 50%-Fraktilen der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten (Kurve M) und
- den Erwartungswerten (Kurve E).

Die gestrichelten Balken geben subjektive 90%-Vertrauensintervalle an. Mit 90 % subjektiver Aussagesicherheit liegt der zutreffende Wert innerhalb dieser Intervalle, sofern alle nicht quantifizierten Schätzunsicherheiten vernachlässigbar sind.

Vertrauensintervall und Kurvenverlauf werden bei niedrigen Anzahlen x stark durch den Häufigkeitszuschlag (siehe /1/ Abschnitt 8.1 und Fußnote in Abschnitt 8.2) von Kategorie 8 nach Kategorie 7 beeinflusst.

Bild 6:

Komplementäre Häufigkeitsverteilung der späten Todesfälle



Ermittelt mit

- den 50%-Fraktilen der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten (Kurve M) und
- den Erwartungswerten (Kurve E).

Die gestrichelten Balken geben subjektive 90%-Vertrauensintervalle an. Mit 90 % subjektiver Aussagesicherheit liegt der zutreffende Wert innerhalb dieser Intervalle, sofern alle nicht quantifizierten Schätzunsicherheiten vernachlässigbar sind.

Kennzeichnung der Balkenendpunkte:

- + alle unsicheren Parameter variiert
- o nur Freisetzungshäufigkeiten variiert (für p_1, p_2, \dots, p_t Referenzwerte verwendet)
- x p_1, p_2, \dots, p_t variiert (für Freisetzungshäufigkeiten Referenzwerte = Erwartungswerte verwendet)

Bild 7:

Komplementäre Häufigkeitsverteilung der frühen Todesfälle

Getrennte Einflüsse der Schätzunsicherheiten in den Freisetzungshäufigkeiten bzw. in den übrigen unsicheren Parametern auf die Vertrauensintervalle

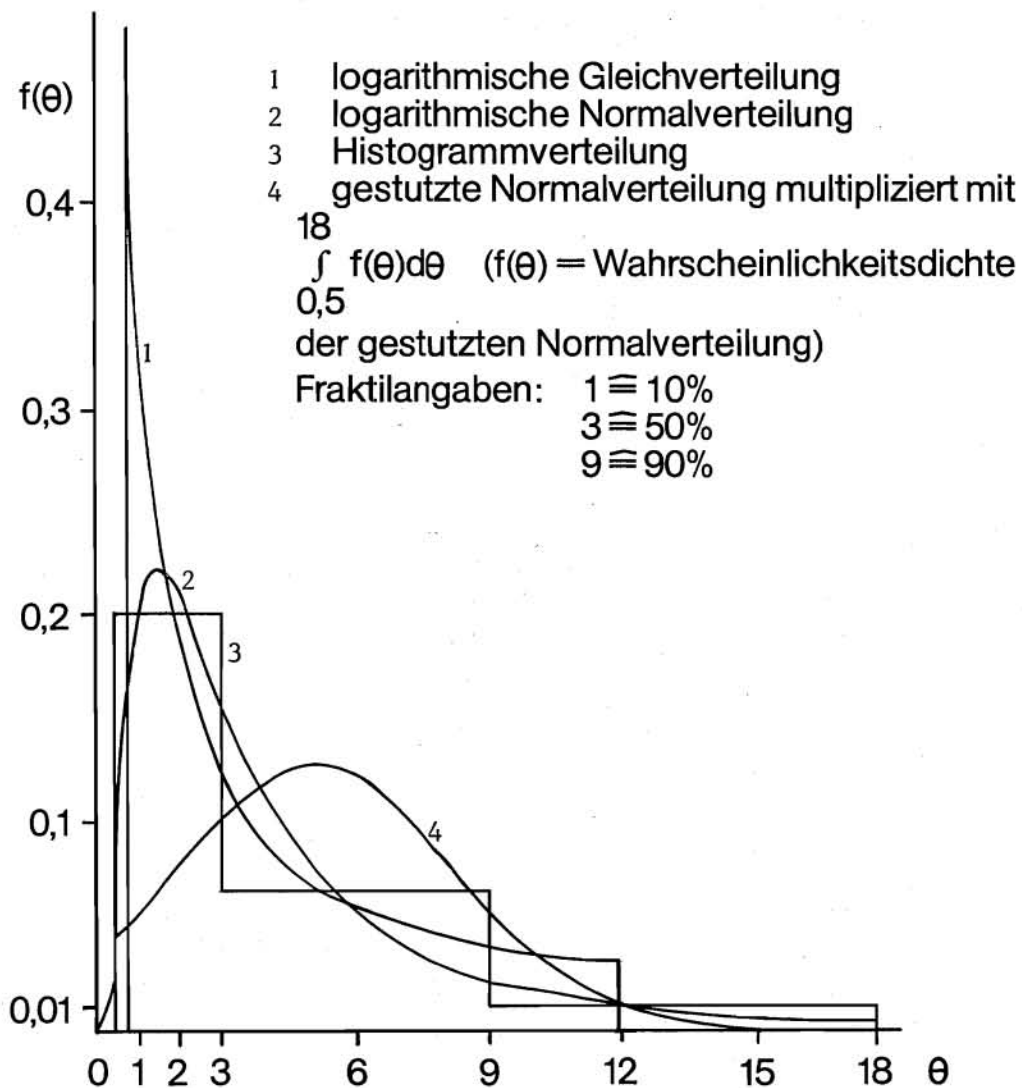
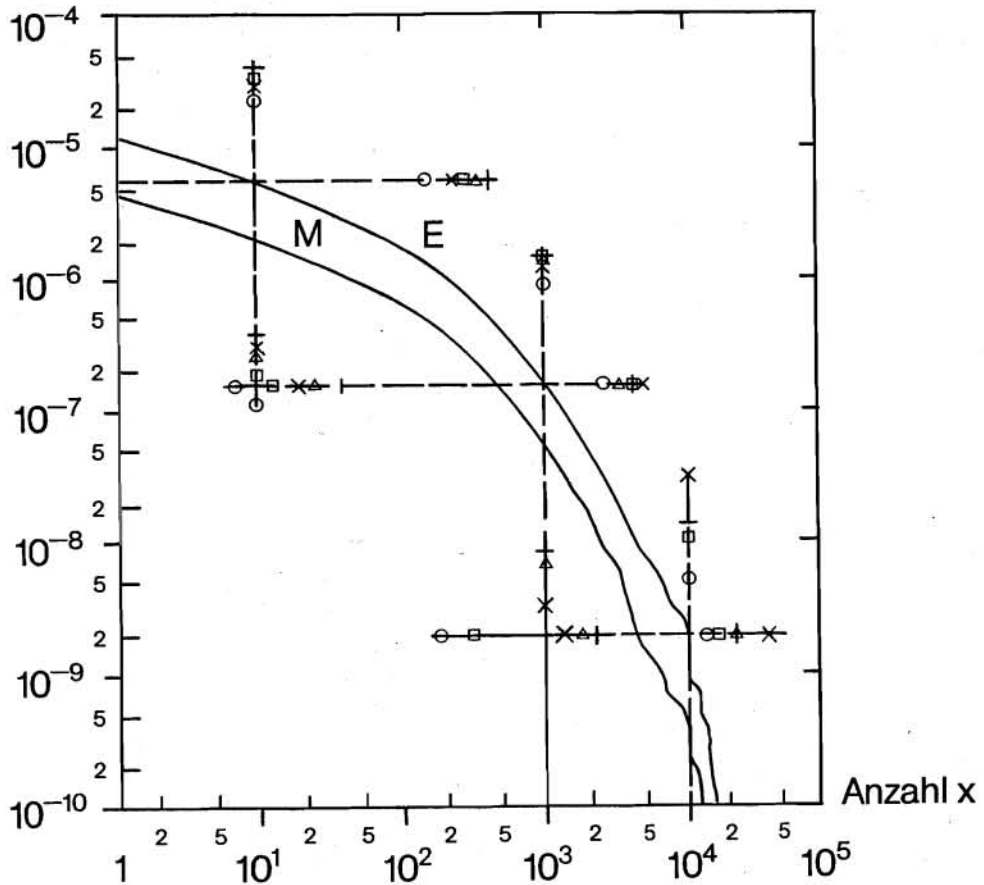


Bild 8:

Beispielhafte Veranschaulichung qualitativer Unterschiede der berücksichtigten Verteilungstypen der unsicheren Parameter p_1, p_2, \dots, p_t

Zu erwartende Häufigkeit pro Jahr, mit der durch 25 Anlagen x oder mehr frühe Todesfälle verursacht werden



Ermittelt mit den

- 50%-Fraktile der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten (Kurve M) und
- Erwartungswerten (Kurve E).

Die gestrichelten Balken geben subjektive 90%-Vertrauensintervalle an. Mit 90 % subjektiver Aussagesicherheit liegt der zutreffende Wert innerhalb dieser Intervalle, sofern alle nicht quantifizierten Schätzunsicherheiten vernachlässigbar sind.

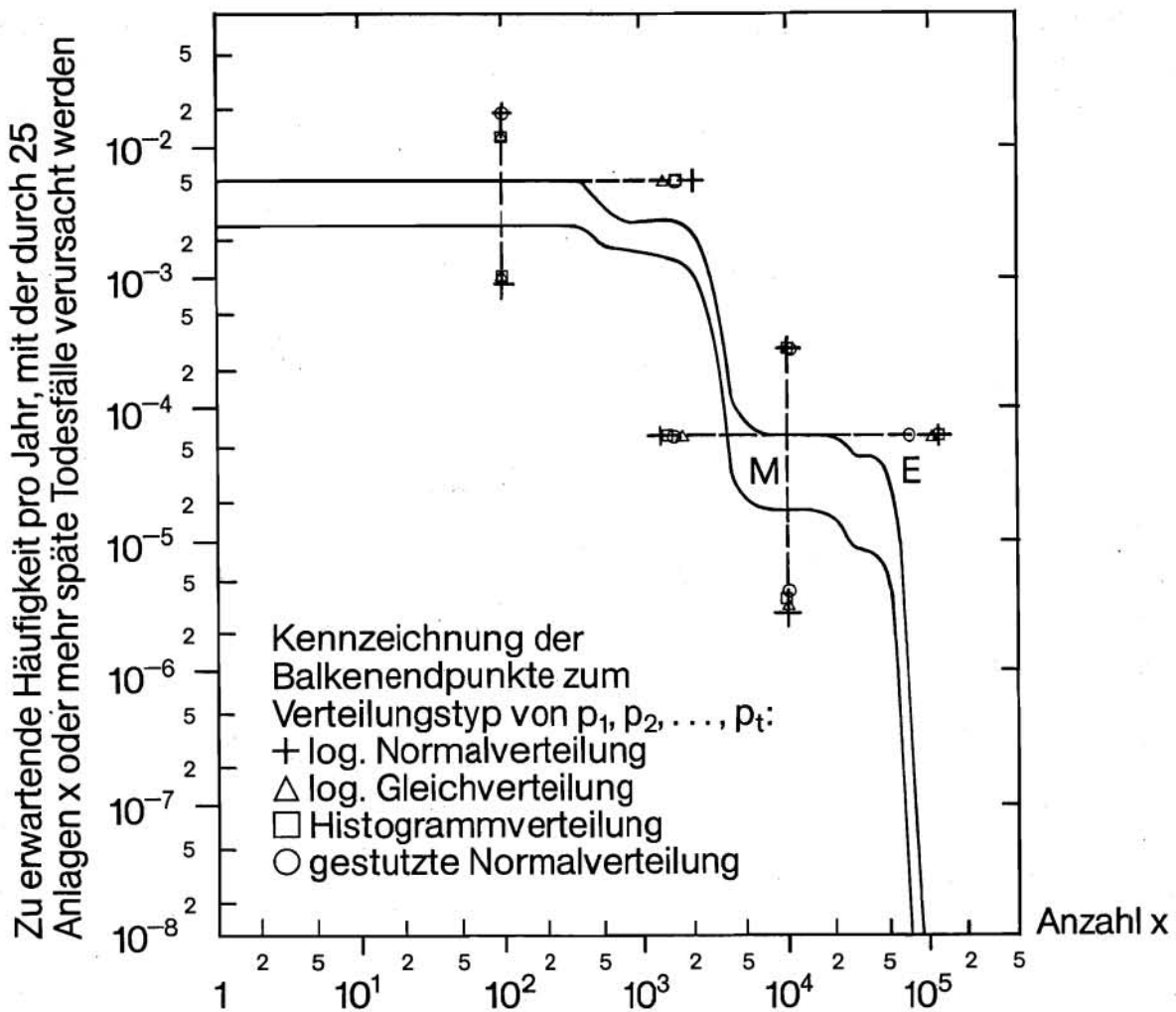
Kennzeichen der Balkenendpunkte:

- x Response-Funktion aus Weibull-Verteilungen, Verteilungstyp von p_1, p_2, \dots, p_t :
- + logarithmische Normalverteilung
- Δ logarithmische Gleichverteilung
- Histogrammverteilung
- o gestutzte Normalverteilung

Bild 9:

Komplementäre Häufigkeitsverteilung der frühen Todesfälle

Einfluß der Wahl der Response-Funktion bzw. des Verteilungstyps der Parameter p_1, p_2, \dots, p_t auf die Vertrauensintervalle



Ermittelt mit den

- 50%-Fraktile der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten (Kurve M) und
- Erwartungswerten (Kurve E).

Die gestrichelten Balken geben subjektive 90%-Vertrauensintervalle an. Mit 90 % subjektiver Aussagesicherheit liegt der zutreffende Wert innerhalb dieser Intervalle, sofern alle nicht quantifizierten Schätzunsicherheiten vernachlässigbar sind.

Vertrauensintervall und Kurvenverlauf werden bei niedrigen Anzahlen x stark durch den Häufigkeitszuschlag (siehe /1/, Abschnitt 8.1 und Fußnote in Abschnitt 8.2) von Kategorie 8 nach Kategorie 7 beeinflusst.

Bild 10:

Komplementäre Häufigkeitsverteilung der späten Todesfälle

Einfluß der Wahl des Verteilungstyps der Parameter p_1, p_2, \dots, p_t auf die Vertrauensintervalle

Mit Schätzunsicherheiten behaftete Parameter	Fraktilangaben					Referenzwert (in der Studie verwendet)
	5%	10%	50%	90%	95%	
Bestwerte:						
- Thermische Energiefreisetzungsraten (in 10^6 KJ/h):						
Freisetzungskat. 1	50		460		4200	540
Freisetzungskat. 2	1		5		20	15
Freisetzungskat. 5 (3. Phase)	30		160		840	200
Freisetzungskat. 6 (3. Phase)	30		160		840	200
Freisetzungskat. 7	1		5		20	9
- Korrekturfaktor zur errechneten Aufstiegshöhe der Aktivitätsfahne		0,5	1,0	1,75		1,0
- Trockene Ablagerungsgeschwindigkeit (in m/sec) für Jod		0,002	0,01	0,05		0,01
Aerosole		0,001	0,005	0,025		0,01
- Nasse Ablagerung „Wash-out“-Koeffizient Λ (1/sec) zu folgenden Regenraten in mm/h						
0-1		2,0E-5	1,0E-4	5,0E-4		1,0E-4
1-3		1,0E-4	5,0E-4	2,0E-3		5,0E-4
>3		2,0E-4	1,0E-3	5,0E-3		1,0E-3
- Zeitspanne, vom Erkennen der bevorstehenden Freisetzung bis zum „Aufsuchen von Häusern“, in Stunden		1,5	2,0	4,0		2,0
- Prozentualer Bevölkerungsanteil im Freien vor dem „Aufsuchen von Häusern“		1	3	9		3
- Prozentualer Bevölkerungsanteil, der über die obengenannte Zeitspanne hinaus im Freien bleibt		1	3	6		3

Tab. 1 (1):

Fraktilangaben der Experten zur Qualifikation von Schätzunsicherheiten

Mit Schätzunsicherheiten behaftete Parameter	Fraktilangaben					Referenzwert (in der Studie verwendet)
	5%	10%	50%	90%	95%	
<p>Erwartungswerte:</p> <p>- Dosis-Wirkungsbeziehung für frühe Todesfälle O: $F_O(330) = 1\%$, $F_O(610) = 50\%$ $F_O(X) = 0$ für alle X mit $F_O(X) < F_B(100)$. B: $F_B(250) = 1\%$, $F_B(510) = 50\%$ $F_B(X) = 0$ für $X < 100$ rad.</p> <p>P: $F_P(200) = 1\%$, $F_P(410) = 50\%$ $F_P(X) = 0$ für alle X mit $F_P(X) < F_B(100)$.</p> <p>- Dosis-Wirkungsbeziehung für späte Todesfälle, Y = Risikoeffizient nach ICRP-26</p>						
		0	B	P		B
		0,5Y	1,0Y	2,0Y		Y

Tab. 1 (2):

Fraktilangaben der Experten zur Qualifikation von Schätzunsicherheiten

Mit Schätzunsicherheiten behaftete Parameter	Fraktile			Referenz- wert (Erwartungs- wert)
	5%	50% (Median)	95%	
zu erwartende Freisetzungshäufigkeit pro Reaktorjahr, in Kategorie				
1	4.E-8	4.E-7	7.E-6	2.E-6
2	7.E-8	3.E-7	2.E-6	6.E-7
3	8.E-8	3.E-7	2.E-6	6.E-7
4	3.E-7	1.E-6	9.E-6	3.E-6
5	2.E-6	9.E-6	7.E-5	2.E-5
6	5.E-6	2.E-5	2.E-4	7.E-5
7	9.E-6	6.E-5	4.E-4	1.E-4
8	9.E-5	6.E-4	4.E-3	1.E-3
zu erwartende Häufigkeit des Ereignisses „Kernschmelzen“, pro Reaktorjahr	1.E-5	4.E-5	3.E-4	9.E-5

Die zu erwartenden Häufigkeiten werden als Mittelwerte interpretiert, gemittelt über mehrere Anlagen des analysierten Typs.

Tab. 2:

Kenngrößen der ermittelten subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen der zu erwartenden Freisetzungshäufigkeiten sowie der zu erwartenden Häufigkeiten des Ergebnisses "Kernschmelzen" pro Reaktorjahr

Kollektivrisiko pro Jahr (aus 25 Anlagen) in der Schadensart	Fraktilen		Auf der Basis der Referenzwerte der unsicheren Parameter
	5%	95%	
frühe Todesfälle	4. E-5	8. E-3	0,001
späte Todesfälle	2. E-1	36. E0	10,1

Mit 90 % subjektiver Aussagesicherheit liegt der zutreffende Wert zwischen der angegebenen 5%- und 95%-Fraktile, sofern alle nicht quantifizierten Schätzunsicherheiten vernachlässigbar sind.

Tab. 3:

Subjektive 90%-Vertrauensbereiche der Kollektivrisiken pro Jahr, aus 25 Anlagen des analysierten Typs, in den Schadensarten "frühe Todesfälle" und "späte Todesfälle"

Verteilungstyp	Kollektivrisiko pro Jahr (aus 25 Anlagen) in der Schadensart			
	„frühe Todesfälle“ Fraktile		„späte Todesfälle“ Fraktile	
	5%	95%	5%	95%
log. Normalverteilung	4. E-5	8. E-3	2. E-1	3.6 E1
log. Gleichverteilung	3. E-5	7. E-3	4. E-1	2.9 E1
gest. Normalverteilung	1. E-4	7. E-3	5. E-1	3.5 E1
Histogrammverteilung	1. E-5	7. E-3	3. E-1	3.3 E1

Tab. 4:

Einfluß der Wahl des Verteilungstyps der unsicheren Parameter p_1, p_2, \dots, p_t auf die subjektiven 90%-Vertrauensintervalle der Kollektivrisiken

DISKUSSION ZUM VORTRAG HOFER

W. Ruckdeschel (Bayer.Staatsmin.f.Landesentw.u.Umweltfragen):

Sie haben kurz erwähnt, daß Ihre Berechnung der Aussagesicherheit nicht die Randannahmen des Modells mitberücksichtigen konnte, die ja als konservativ, als pessimistisch gekennzeichnet worden sind. Ich möchte nun doch, auf die Gefahr hin mich zu wiederholen, noch einmal darauf zurückkommen. Im Grunde ist doch die Studie dann nicht ganz konsistent, wenn man bei bestimmten Annahmen keine Bestwerte nimmt, sondern pessimistisch vorgeht, bei anderen Annahmen dagegen nicht. Ich möchte es an dem Beispiel erläutern, ob das Versagen eines Teilsystems zum Kernschmelzen führt oder nicht. Bei der Frage, ob das zeitweilige Ausfallen eines Systems zum Kernschmelzen führt oder nicht, wurde doch bei den Ausgangsannahmen der Ereignisanalysen immer angenommen: Kernschmelzen. Das heißt, es wurde eine pessimistische Annahme gemacht. Wir wissen natürlich: Das ist nicht richtig. Entweder würde man doch so vorgehen müssen, daß man dort die Ereignisablaufbäume bereits wieder aufspaltet - z.B. System fällt 10 Minuten aus, 1/2 Stunde aus, 1 Stunde aus; oder man könnte sagen, in 50 % der Fälle wird es zum Kernschmelzen kommen, in den anderen 50 % nicht. Das ist das eine Beispiel, zu dem in der Studie pessimistische Annahmen zugrunde gelegt worden sind. Bei den Wetterabläufen dagegen hat man das nicht getan. Wenn dort ähnlich vorgegangen worden wäre, hätte man nur den Regen betrachtet. Woher kommt die Berechtigung, einmal pessimistische Annahmen zu machen, in anderen Fällen dagegen nicht? Eine zweite Frage: Wäre es nicht interessant oder sinnvoll, in einer Phase B der Studie auch für diese pessimistischen Annahmen Bestwerte mit Wahrscheinlichkeitsverteilungen anzunehmen, die es dann ermöglichen würden, die Vertrauensbereiche am Schluß der Rechnung mit hineinzunehmen?

E. Hofer (GRS):

Ich muß Ihnen vollkommen recht geben. Wenn man ein Risiko zu bestimmten Randbedingungen ausrechnet, dann müßte man quasi überall - und da schlagen Sie in die gleiche Kerbe wie ich -, wo immer man diese Ergebnisse präsentiert, die Randbedingungen mitanführen, damit klar wird, was denn nun eigentlich der Hintergrund ist. Darum fällt auch bei meinen Bildern der Text so lang aus. Was die zweite Frage betrifft, ist es ganz unbestritten, daß man in der Phase B noch weitaus mehr Parameter in diese Analyse hineinnehmen muß, die man als verteilte Größen mit Streuung betrachtet; dieses betrifft auch die Modellannahmen, die man damit abdecken kann, und somit haben Sie mit Ihrer Meinung vollkommen recht.

K. Kotthoff (GRS):

Ich glaube, daß es sicherlich richtig ist zu sagen, daß eine gewisse Inkonsistenz in dieser Behandlung liegt. Man hat natürlich versucht, alle Phänomene, die einigermaßen realistisch beschrieben werden können, auch realistisch in die Studie aufzu-

nehmen. An einer Reihe von Stellen war das aber nicht möglich; dort hat man sich mit pessimistischen Abschätzungen zufriedengeben müssen. Ich bin aber nicht der Meinung von Herrn Hofer, der das etwas pointiert formuliert hat, daß man bestimmte Phänomene nicht eingrenzen kann, wenn man über ihren genauen Wert nichts sagen kann. Es gibt durchaus globale integrale Abschätzungen, bei denen man alle irgendwie den Effekt mildernde Umstände außer Betracht läßt. Trotzdem kann man sagen, größer als ein bestimmter Wert wird dieser Effekt nicht sein, obwohl man nicht sagen kann, der Effekt hat genau den und den Wert oder bewegt sich etwa in den und den realistischen Grenzen. Es gibt einen zweiten Aspekt für pessimistische Abschätzungen, der darauf beruht, daß man in einer solchen Risikostudie bestimmte Ereignisabläufe heraussucht, mit denen ein ganzes Feld von anderen Abläufen abgedeckt wird. Dann ist es häufig nicht nötig, Ereignisabläufe, die durch solche repräsentativen Abläufe abgedeckt werden, im einzelnen zu beschreiben.

W. Hübschmann (KfK):

Zunächst ein kurzer Kommentar zu der eben gestellten Frage: Wir haben auch im meteorologischen Modell vielfach konservative Annahmen treffen müssen, und ich möchte dazu sagen, daß dies überall dort notwendig und daher auch gerechtfertigt ist, wo man über den Bereich einer bestimmten Verteilung nichts aussagen kann, wo man also eine Annahme treffen muß in Ermangelung besseren Wissens.

E. Hofer (GRS):

Wenn man über den Bereich nichts sagen kann, woher können Sie dann sagen, daß Ihre Annahme pessimistisch ist?

W. Hübschmann (KfK):

Das kann man aus anderen Annahmen bestimmen, z.B. aus der Überlagerung eines der verschiedenen Konzentrationsfelder einer länger dauernden Freisetzung. Nun eine Frage an Herrn Hofer: Sie zeigten uns die Freisetzungswahrscheinlichkeiten in einem Bild. Dort haben Sie in der rechten Spalte die Erwartungswerte angegeben. Diese enthielten aber, wenn ich das richtig begriffen habe, die 10%-Überträge. Kann man sie dann noch als Erwartungswerte bezeichnen? In Ihrem Sinne?

E. Hofer (GRS):

Aber freilich, denn sie sind ja die Erwartungswerte aus den Verteilungen. Ich habe versucht, das klar zu erläutern. Die Erwartungswerte aus den Verteilungen ergeben sich, indem man die Überträge aus den Nachbarkategorien an den individuellen Beiträgen mit ihren Verteilungen vornimmt. Die Nachbarkategorien werden mit einer 10%igen Wahrscheinlichkeit zur jeweiligen Freisetzungskategorie zugeschlagen und tragen dann zur Verteilung der Häufigkeit dieser Freisetzungskategorie bei und beeinflussen damit auch den Erwartungswert.

W. Hübschmann (KfK):

Sie haben mir den Mund wässrig gemacht mit der Weibull-Verteilung, und dann zeigten Sie nur kurz in einem Diagramm den Endpunkt der Fehlerbandbreiten unter Berücksichtigung einer Weibull-Funktion. Ich war nicht schnell genug, um den Unterschied zu erkennen. Vielleicht können Sie etwas ausführlicher erläutern, wieso und warum der Unterschied so klein ist?

E. Hofer (GRS):

Die mit x gekennzeichneten Punkte stammen aus der Weibull-Verteilung unter Verwendung des Weibull-Ansatzes, und Sie sehen bei kleinen Schadensumfängen so gut wie keine Abweichung. Der Unterschied liegt etwa in der Größenordnung, wie sie durch die unterschiedlichen Verteilungstypen zustande kommt. Bei großen Schadensumfängen allerdings wirkt sich eine Schwäche des Weibull-Ansatzes aus, nämlich die Unsicherheit in der Schätzung der Weibull-Parameter. Sie wirkt sich gerade bei großem x sehr stark aus, insbesondere in den Parametern γ und β , die im Exponenten auftreten. Darum fällt hier der Unterschied deutlicher aus.

H.A. Ritter (MAGS, Düsseldorf):

Als Vertreter einer Genehmigungsbehörde erscheint mir der Ausdruck "subjektives Vertrauensintervall" als ein Begriff, mit dem ein Politiker, Richter oder ein Bürger kaum etwas anfangen kann. Ich möchte die Anregung geben, diesen Begriff für den Laien doch etwas verständlicher darzustellen.

E. Hofer (GRS):

Nehmen wir ein einfaches Beispiel: Sie wollen eine Wahrscheinlichkeit schätzen und machen dazu einen Test, d.h., Sie sammeln Beobachtungen. Nun sammeln Sie die Beobachtungen aber nicht aus dem Bereich, über den Sie die Wahrscheinlichkeit schätzen wollen - nehmen wir das Beispiel "Störfallbedingungen in Kernkraftwerken" -, sondern Sie sammeln sie in Kohlekraftwerken, oder Sie übernehmen ein Expertenurteil. Das heißt, verwandte Zusammenhänge, die Sie aufgrund Ihrer Berufserfahrung kennen, führen Sie dazu, einen bestimmten Schätzwert als sinnvoll anzusehen. Das ist die eine Seite. Die andere Seite, in der Qualitätskontrolle, sieht so aus, daß man aus der Grundgesamtheit Stichproben entnimmt und diese zur Basis der Schätzungen macht. Hieraus resultieren objektive Schätzwerte, die dazugehörigen Aussagesicherheiten und Vertrauensintervalle sind objektiv. Das oben Gesagte kann damit nicht in den gleichen Topf geworfen werden; es muß als subjektiv bezeichnet werden, weil es sehr viel Expertenurteil enthält, eben das subjektive Urteil des Schätzenden.

H.A. Ritter (MAGS, Düsseldorf):

Es geht mir hier nicht um eine Erklärung, weil ich den Begriff nicht verstanden habe, sondern darum, daß Sie bei Ihren weite-

ren Veröffentlichungen die Dinge auch für den Laien verständlich darstellen. "Subjektiv": Das ist schon etwas suspekt; "Vertrauensbereich": Das erinnert an Mißtrauen oder an Blauäugigkeit oder dergleichen. "Subjektiver Vertrauensbereich": Wenn ich das meinem Minister vortrage, lacht er mich damit aus! Es sollte etwas mehr getan werden, daß das auch der Nichtmathematiker versteht.

E. Hofer (GRS):

Ich bemühe mich gern darum. Aber nachdem Sie auch den Begriff Vertrauensbereich nicht gerne darin sehen, frage ich mich, was nun überhaupt noch darin stehen soll, denn schließlich dürfen Sie ja nicht vergessen, daß Sie es mit einer Rechnung zu tun haben, die mit sehr vielen Unsicherheiten behaftet ist. Wenn Ihr Minister damit nichts anzufangen weiß, könnte man wünschen, daß er die Vorträge hier angehört hätte. Ich glaube, wenn er alle Einschränkungen und Annahmen, die wir gestern und heute gehört haben, mitbekommen hätte, würde er an dem "subjektiv" und an dem "Vertrauen" nicht mäkeln.

D. Keil (MAGS, Stuttgart):

Ich möchte noch einmal zu der von Herrn Ruckdeschel gestellten Frage nach der Konsistenz der Annahmen zurückkehren, also der Frage, ob man "best estimate"-Werte, Bestwerte, nehmen und diese nach einer Verteilungsfunktion abschätzen soll oder pessimistische Annahmen. Ich sehe natürlich ein, daß ich mich da, wo ich nichts Genaues weiß, auf die sichere Seite schlage, und dort kann ich ja im allgemeinen eine Aussage machen. Gestern und heute war zu hören, daß Sie in vielen Fällen, wenn Sie bessere Erkenntnisse und Werte hatten, diese berücksichtigt haben und nicht die z.B. der Rasmussen-Studie. Ich erinnere mich konkret an die Annahmen für die Lecks im Sicherheitsbehälter (hier hat man ja mehr Lecks angenommen als in der Rasmussen-Studie) oder heute an die Wettermodelle. Aber wir haben auf der anderen Seite festgestellt, daß bei den Spätschäden beim kollektiven Risiko am stärksten die Kategorie 7 zu Buche schlägt und diese wird um den Faktor 400 durch den "smoothing"-Effekt überschätzt. Das weiß man nun ganz genau. In vielen Fällen sind Sie jedoch, weil Sie es einfach besser wußten, von den Annahmen der Rasmussen-Studie abgewichen, an die Sie sich zunächst grundsätzlich halten sollten. Aber in diesem Punkt, der im Endergebnis so entscheidend zu Buche schlägt (wenn Sie die Tabelle 8.13 aufschlagen, die das kollektive Risiko wiedergibt, hat Herr Prof. Bayer vorhin gezeigt), liefert die Freisetzungskategorie 7 mit 6 Fällen pro Jahr und 25 Anlagen den größten Risikobeitrag, einen weit größeren als die Kategorie 1 mit der Dampfexplosion.

E. Hofer (GRS):

Ich bin wohl nicht ganz der Berufene, hier eine Antwort zu geben. Diese Überschläge sind ja damit begründet, daß man die Freisetzungskategorien in die weitere Unfallfolgenrechnung jeweils mit repräsentativen Werten für Freisetzungshöhe, Freiset-

zungsdauer, thermische Energiefreisetzungsrates, Bruchteile des freigesetzten Kerninventars eingesetzt hat. Für die einzelnen Ereignisabläufe, die in die jeweilige Kategorie eingeordnet werden, steht ja nicht immer fest, ob der Wert, der hier zutrifft, auch wirklich durch diesen repräsentativen Wert abgedeckt wird. Es besteht eine bestimmte Wahrscheinlichkeit, daß der Freisetzungswert zu diesem Ereignisablauf eher durch den repräsentativen Wert der Kategorie darüber oder darunter abgedeckt wird. Und aus diesem Grunde sind die 10%-Überschläge gemacht worden. Ganz besonders kraß, und da stimme ich Ihnen zu, fällt das bei der Kategorie 7 aus; man ist aber hier nicht von der Regel abgewichen, um - und ich benutze das Wort sehr ungern - eben mit WASH-1400 in dieser Sache konsistent zu bleiben. Aber wenn es hier andere Auffassungen geben sollte, würde ich gern einen der kompetenten Herren dazu bitten.

L.F. Franzen (GRS):

Im Hinblick auf die Spätschäden wollte ich darauf hinweisen - und nicht so sehr noch einmal die Freisetzungskategorie 7 breittreten -, daß wir, im Gegensatz zu Rasmussen, in der deutschen Risikostudie eine strikt lineare Dosis/Risiko-Beziehung zugrunde gelegt haben, wie sie von der ICRP für Strahlenschutz-zwecke empfohlen wird. Sie wird also nicht speziell für Risikostudien empfohlen, wobei man natürlich Interpretationsmöglichkeiten hat, was mit Strahlenschutz zwecken gemeint sei. Wenn man aber auf die inzwischen erschienene Literatur schaut, so wird der Ansatz von Rasmussen dort noch stärker gestützt als bislang. Wir haben in der deutschen Risikostudie leider aber nicht, im Gegensatz etwa zu den Frühschäden, eine optimistische, eine pessimistische und eine dazwischen liegende Betrachtungsweise, sondern nur diesen einen, eben konservativen Ansatz. Ich bin davon überzeugt, wenn man zumindest zu Vergleichszwecken einen linearquadratischen Ansatz gewählt hätte, daß sich, insbesondere bei den Auswirkungen der Freisetzungskategorie 7, wahrscheinlich eine erhebliche Reduktion des Beitrages ergeben würde.

E. Dressler (KWU Erlangen):

Ich möchte die Frage von Herrn Keil etwas ergänzen. Mir ist völlig klar, daß es aufgrund der Vorhaben des BMFT nötig war, die Methode des "probability smoothing" auch bei der deutschen Risikostudie anzuwenden. Nur muß ich sagen, mir ist es nicht ganz verständlich, warum man dann nicht versucht hat, zwischen die Freisetzungskategorien 7 und 8 noch ein oder zwei andere Freisetzungskategorien einzuschieben.

K. Kotthoff (GRS):

Ich möchte zu dem "smoothing" doch noch etwas Relativierendes sagen. Dieses ist bis jetzt als im Grunde völlig absurd diskutiert worden. Das "smoothing" ist aber schon etwas verfeinert durchgeführt worden, das wurde vielleicht noch nicht so klar gesagt. Zum einen ist also zwischen Kernschmelzunfällen und Nicht-Kernschmelzunfällen kein Übertrag gemacht worden. Zum an-

deren muß man ganz klar sagen: Auch Rasmussen hat eine Kategorie 7 und 8 (bei ihm heißen sie 8 und 9), und auch bei Rasmussen ist durch das "smoothing" bei einem beherrschten Kühlmittelverluststörfall mit Leck im Sicherheitsbehälter eine Differenz von etwa 2 Größenordnungen zu finden. Daß sich dies bei uns stärker auswirkt, liegt einfach am Unterschied in der deutschen Anlage. Rasmussen betrachtet ein Sprühsystem, das bei beherrschtem Kühlmittelverluststörfall läuft, den Druck im Sicherheitsbehälter sehr schnell senkt und dadurch eine Ausströmung nach draußen verhindert. Bei uns gibt es kein Sprühsystem. Rund 1 bis 1 1/2 Stunden lang erfolgt eine Ausströmung und damit ein relativ großer Austrag von Spaltprodukten aus der Anlage. Hier sieht man, daß anlagentechnische Unterschiede auch zu diesem Phänomen beitragen. Es entsteht also ein großer Sprung in der Wahrscheinlichkeit. Grundsätzlich sind wir der Meinung, daß das smoothing hier etwas dubios ist, und wir werden auch sicherlich in der Phase B etwas daran ändern. Ich möchte aber zur Ehrenrettung dieses Verfahrens auf die Kategorien 2 bis 4 noch einmal eingehen. Das sind die Kategorien, in denen Kernschmelzunfälle mit verschiedenen großen Lecks im Sicherheitsbehälter liegen. Welchen Kategorien man einen Störfall zuordnet, das ist ein bißchen vage. Das wird auch durch die Wahrscheinlichkeit nicht voll erfaßt. Daß man aber bei physikalisch ähnlichen Phänomenen ein "smoothing" durchführt, halte ich für durchaus diskutierenswert. In welcher Größenordnung dieses liegt, ob bei 1 %, 10 % oder 20 %, ist eine andere Frage. Bei Dampfexplosion oder Kernschmelzen mit Überdruckversagen ist, auch nach meinem Gefühl, ein "smoothing" jedoch abwegig.

A. Bayer (KfK):

Ich möchte noch kurz zu der Bemerkung von Herrn Franzen bezüglich der Dosis/Risiko-Beziehung zurückkommen und darauf, welche Ergebnisse man bekäme, wenn man das Rasmussen-Modell in der deutschen Risikostudie verwenden würde. Es läßt sich vielleicht grob abschätzen, daß bis zu einer Dosis von 5 rem der Risikoeffizient etwa um den Faktor 5 reduziert wäre und zwischen 5 und 25 rem etwa um den Faktor 2. In der Risikostudie wird auf Seite 213 angegeben, wieviel Prozent der Schadensfälle durch Dosen unter 5 rem zustande kommen. Ich möchte hier die Zahl für die Freisetzungskategorie 7 betrachten: 90 % der Schäden werden verursacht durch Dosen unter 5 rem. Wendet man den Faktor 1/5 auf diese 90 % an, dann sehen wir, daß der Wert etwas tiefer liegt als bisher.

E. Jäger (Min. f. Soz., Gesundh. u. Umwelt, Rhld.-Pfalz):

Im Zusammenhang mit einem Referat über die Aussagesicherheit der Ergebnisse der Studie erwartet man wohl auch einige Angaben darüber, wie sich die Referenzanlage in diesem Zusammenhang bewährt hat. Ich darf daran erinnern, daß wir gestern zu einem Beispiel über die Abschaltdauer, d.h. bis ein Abschaltvorgang vollzogen wird, eine Aussage hatten. Für das Gebäude Biblis A muß man bis zu 100 Minuten ansetzen, für das Gebäude Biblis B kann der Abschaltvorgang in vielleicht 20 Minuten ablaufen. Ich könnte mir vorstellen, daß die Referenzanlage auch an anderen Stellen nicht gerade repräsentativ war und daß Sie sich behel-

fen mußten. Ich möchte darauf verweisen, daß es unterschiedliche Filterqualitäten oder unterschiedliche Schließzeiten zu Gebäudeabschlüssen gibt. Meine Frage also: Läßt sich in dieser Hinsicht etwas zur Referenzanlage aussagen, und wie hat sie sich im Zusammenhang mit der Studie bewährt?

E. Lindauer (GRS):

Ich glaube, es ist schwierig, diese Frage zu beantworten. Wie sich die Referenzanlage bewährt hat, könnte man dann feststellen, wenn man mehrere Anlagen betrachten und miteinander vergleichen würde. Das haben wir natürlich nicht getan. Man könnte vielleicht ganz grob mit der Rasmussen-Anlage vergleichen: Im einzelnen wurden große Unterschiede festgestellt und doch unterscheidet das Ergebnis sich so stark nicht. Die Schwierigkeit ist einfach, eine Referenzanlage auszuwählen. Wir hatten ja die Gründe schon öfter genannt, warum wir die Anlage Biblis nahmen. Es sollte eine Anlage sein, die in Betrieb - unserer Ansicht nach sehr wichtig - und nicht zu alt ist. Andere Möglichkeiten hatten wir nicht. Die Ergebnisse lassen sich nach systemtechnischen Ursachen für die einzelnen Pfade aufspalten. Die großen Beiträge zum Risiko führten schon zu Änderungen, z.B. das schnelle Abfahren, in den Standardanlagen. Es wird Unterschiede geben, wenn man zu anderen Anlagen übergeht. Daß es eine Doppelblockanlage sein wird, ist vielleicht nicht besonders günstig.

H. Hörtner (GRS):

Ich wollte noch ergänzen, daß auf der Basis der Risikostudie versucht wird, für die Standardanlage erste Aussagen zu machen, um zu zeigen, in welchem Rahmen sich dort Unterschiede ergeben. Mit einigen groben Abschätzungen kann man hier schon etwas dazu sagen, in welchem Rahmen sich das Risiko bei neueren Konzepten ändern könnte, oder zumindest die Kernschmelzhäufigkeit. Und das könnte man natürlich auch ein bißchen weiter führen. Solche Diskussionen laufen ja für die RSK.

ABSCHLUSSDISKUSSION MIT A. BIRKHOFFER

D. Keil (MAGS, Stuttgart):

Man sagt immer pauschal zum Ergebnis der deutschen Risikostudie, verglichen mit der amerikanischen: Im Prinzip sind wir zum selben Ergebnis gelangt. Wir sind, das war ja bekannt, im Standort benachteiligt, also müssen wir in der Anlagentechnik besser sein, da das Risiko etwa gleich ist. Können Sie näher auf einige markante Unterschiede in den Ergebnissen der deutschen Risikostudie und den Ergebnissen der Rasmussen-Studie eingehen, also dieses Pauschalurteil etwas detaillieren?

A. Birkhofer (GRS):

Wenn wir uns die Beiträge der Anlagentechnik anschauen, dann hatten wir gefunden, daß ein erheblicher Anteil - was die Verfügbarkeit beispielsweise bei den Sicherheitssystemen betrifft - von der Ansteuerung kommt. Und die Gespräche mit den Amerikanern, vor allem im vergangenen Jahr, haben gezeigt, daß sie in ihrer Studie nicht diesen Tiefgang bei den anlagentechnischen Untersuchungen, zumindest im elektrischen Bereich, gehabt haben, wie es bei uns der Fall ist. Als zweiten Unterschied möchte ich unsere Daten nennen, die schlechter als die Daten von Rasmussen sind. Herr Lindauer könnte dazu vielleicht noch einen Kommentar abgeben. Die Amerikaner nehmen heute bei Untersuchungen, die sie jetzt gerade durchführen, auch andere Daten, die zum Beispiel bei Komponenten wie den Sicherheitsventilen schlechter sind als jene der Rasmussen-Studie. Das wurde ja auch gestern bereits gesagt. Als weiteren Unterschied geben wir bei den ermittelten Häufigkeiten den Erwartungswert und nicht den Medianwert an. Dann beschäftigten wir uns auch genauer mit Transienten. So haben wir die Abfahrvorgänge über das Sekundärsystem wesentlich detaillierter untersucht als es bei Rasmussen der Fall war.

E. Lindauer (GRS):

Die Daten und deren Vergleich mit WASH-1400 wurden schon gestern kurz erwähnt. Wir sind generell etwas schlechter gestellt bezüglich der einzelnen Daten, etwa um einen Faktor 2 bis $2\frac{1}{2}$. Wenn man sich vor Augen hält, daß bei Systemanalysen hier meistens Potenzen auftreten, weil mehrere Stränge ausfallen können, dann macht das natürlich mehr aus als bei den einzelnen Komponenten. Wir haben in einer frühen Phase der Studie Vergleiche mit den Rasmussen-Daten und unseren gerechnet, und man kann, glaube ich, sagen, daß auf diesen Effekt ungefähr eine halbe Zehnerpotenz zurückzuführen ist.

H. Hörtner (GRS):

Diese Aussage bezieht sich auf die Versagenswahrscheinlichkeit der Hardware. Wir haben aber den dominierenden Einfluß der einen Handmaßnahme, die etwa 60 % zur Kernschmelzhäufigkeit beiträgt, wie wir gesehen haben. Aufgrund dieses dominierenden

Einflusses sind die Unterschiede in den Ergebnissen wesentlich geringer. Sie belaufen sich auf einen Faktor kleiner 2. Wenn man aber den Risikobeitrag dieser Handmaßnahmen durch Automatisierung des Abfahrens stark reduzieren kann, dann werden die Unterschiede in den Ergebnissen so wie Sie sagten.

A. Birkhofer (GRS):

Das sieht man ja auch bei den Amerikanern, die der Notwendigkeit eines raschen Abfahrens nie diese Bedeutung beigemessen haben wie wir. Sie sehen das ja an TMI, daß die ganzen Notspeisesysteme in diesem Sinn gar keine Sicherheitsfunktionen besaßen.

K. Kotthoff (GRS):

Das Abfahren geht sicherlich auf eine etwas andere Anlagenphilosophie bei den Amerikanern zurück, die ja die Niederdruckpumpen auf die Saugseiten der Hochdruckpumpen schalten und den vollen Anlagendruck einspeisen können, während wir mit den Sicherheitseinspeisepumpen höchstens 110 bar erreichen, so daß wir bei kleinen Lecks nicht unbedingt sofort abfahren müssen, sondern die Nachspeisungen im Primärkreis mit den Hochdruckpumpen vornehmen können. Wieweit das in Anbetracht des Schmutzwassers aus dem Sumpf funktioniert, ist ein anderes Problem. Aber ich glaube, in der Rasmussen-Studie ist man davon ausgegangen, daß das Abfahren nicht unmittelbar notwendig ist.

A. Birkhofer (GRS):

Bei Rasmussen war das Risiko durch den Normalbetrieb größer als das Störfallrisiko. Bei uns ist es etwa gleich. Der Erwartungswert für Spätschäden durch Störfälle liegt bei 10 pro Jahr und 25 Anlagen und für den Normalbetrieb dürfte er bei 5 liegen.

W. Floh (TÜV Bayern):

Ich wollte noch einmal den Komplex der Notspeisung ansprechen. Bei der Anlage Biblis liegt ja im Grunde ein atypisches Notspeisesystem vor, das darauf beruht, daß die Anlagen von beiden Blöcken gegenseitig gestützt werden können. In allen anderen DWR-Anlagen haben wir eigene Notspeisesysteme. Hier sind also andere Verhältnisse gegeben. Es wurde auch angeführt, daß für die Inbetriebnahme dieser gegenseitigen Stützung der Blöcke längere Zeiten notwendig sind. Bei neuen Anlagen oder bei dem neuen DWR-Konzept wird die Notspeisung automatisch in Betrieb gesetzt. Beabsichtigen Sie, in der Phase B diesen Fall auch zu berücksichtigen?

A. Birkhofer (GRS):

Die Phase B wird einfache Modellverbesserungen in diesem Sinne berücksichtigen, aber an der Anlage Biblis B halten wir fest. Es besteht auch nicht die Absicht, noch einmal ein grünes Buch zu schreiben, sondern zu bestimmten Detailuntersuchungen Ände-

rungen oder Verbesserungen anzugeben. Man kann ja die Notspeisung separat, beispielsweise für eine der neuen Anlagen, untersuchen. Ich gehe davon aus, daß dies in einem Genehmigungsverfahren gemacht wird. Dann kann man den Einfluß direkt ablesen.

R. Sartori (RW-TÜV, Essen):

In der Bundesrepublik Deutschland gibt es ja noch andere Reaktortypen außer dem KWU-Reaktor in Biblis. Wie schätzen Sie den Einfluß z.B. des BBR-Reaktors auf das Gesamtrisiko ein?

A. Birkhofer (GRS):

Das ist natürlich schwer zu beantworten. Wir haben klar gesagt, daß wir nur für Biblis oder für eine Anlage wie Biblis gerechnet haben. Ich möchte den Ball zurückspielen und sagen: Im Prinzip sind diese Anlagen nach denselben Grundsätzen genehmigt worden, insofern müßte das Risiko in etwa derselben Größenordnung liegen. Ich muß aber sagen, was die amerikanischen Babcock-Anlagen betrifft, geben die Amerikaner für die eine oder andere Anlage Zahlenwerte an, die bis zu einem Faktor 10 unterschiedlich sind. Diese Anlagen sind aber nicht mit unserer Mülheim-Kärlich-Anlage vergleichbar, die ja sehr stark auf unsere Verhältnisse umgerüstet worden ist. Insofern kann man auch ganz bestimmt nicht die amerikanischen Abschätzungen für Mülheim-Kärlich heranziehen. Ich bin der Meinung, daß es keinen Sinn hat, jetzt für jede Anlage solch eine eigene Risikountersuchung anzustellen. Man sollte vielmehr Teilphänomene im Rahmen von Zuverlässigkeitsuntersuchungen oder auch für die eine oder andere Sequenz die Kernschmelzhäufigkeit abschätzen. Nochmals eine vollständige Risikostudie anzufertigen, das halte ich eigentlich nicht für sinnvoll.

R. Sartori (RW-TÜV, Essen):

Halten Sie es aufgrund der Erfahrung mit dieser ersten Risikostudie über einen laufenden Reaktor für sinnvoll oder machbar, eine Risikostudie für einen Prototyp, z.B. den SNR, zu erstellen?

A. Birkhofer (GRS):

Sie müssen dort natürlich mit wesentlich größeren Streubreiten rechnen als bei einer Anlage, die detailliert bekannt ist und von der Betriebserfahrungen vorliegen. Auf der anderen Seite wissen Sie ja, daß die Enquête-Kommission der Meinung war, man müßte für den SNR so etwas ähnliches machen; keine Risikostudie, sondern eine Studie unter probabilistischen Gesichtspunkten. Ich glaube, man kann so etwas durchführen, wenn man dann auch ehrlich die Grenzen für derartige Untersuchungen angibt. Vielleicht sind solche Untersuchungen eine gewisse Stütze für ein "technology assessment". In dem Zusammenhang würde ich auch eine SNR-Studie einordnen, nicht als Risikostudie, sondern um zu überprüfen, wo die Hauptpfade sind, die das Risiko bestimmen.

H. Eisele (TÜV Baden):

Ich möchte an das Ergebnis zur Freisetzungskategorie 7 anknüpfen und die Systemtechnik ansprechen. Wir haben gehört, daß für diesen Fall der große Bruch unterstellt worden war und daß man ein Folgeversagen oder auch ein unabhängiges Versagen des Containments bis hin zu einem Loch von 300 mm untersucht hat. Ich bin nun der Ansicht, daß dieser Fall, der im Ergebnis ja ein bißchen ungünstig dasteht, aufgespalten werden muß in verschiedene Stufen oder Sequenzen. So auf Anhieb würde ich sagen, daß das unabhängige Versagen des Sicherheitsbehälters, zumindest der heutigen Bauarten, wie sie die Leitlinien vorschreiben, mit einer Häufigkeit von ca. 10^{-7} eintritt. Unabhängig von den Folgen, die auftreten können, sollten die Freisetzungen aus dem Kern, in Abhängigkeit von den Leitungszuständen, probabilistisch untersucht werden. Zu berücksichtigen wäre, ob ein Kern im 3., 4. oder im 1. Zyklus betrieben wird. Daneben steht dieser Fall auch als Ersatz für Fälle des Mehrfachfehlers, z.B. ein Systemversagen im Hilfsanlagengebäude zusammen mit einem Kühlmittelverlust, die im Endeffekt auch zu einem "grand release" führen, und er steht auch als Ersatz für den Fall, wo z.B. durch Mehrfachfehler eine Abgabe über Dach aus defekten Dampferzeugern entstehen kann. Sehen Sie die Notwendigkeit, diesen Fall in dieser Richtung probabilistisch aufzufächern, um hier etwas präziser zu werden?

A. Birkhofer (GRS):

Sicher, nur müssen Sie natürlich die Kopplung zwischen Störfall und Sicherheitsbehälterdichtheit beachten. Nehmen Sie z.B. das Notkühlvorbereitungssignal; wenn das ausfällt, dann ist auch der Sicherheitsbehälterabschluß nicht vorhanden. Ich bin der Meinung, daß man diesem Pfad im Prinzip wesentlich genauer nachgehen muß. Wir haben es uns damals sehr genau überlegt, ob wir bei den Häufigkeiten der einzelnen Kategorien einen Übertrag machen. Ich muß sagen, wir haben es letztlich auch deshalb getan, weil die Kategorie 7 für eine Reihe von möglichen Störfallsequenzen steht, wie Sie richtig sagen, die wir nicht im einzelnen untersucht haben. Die Kategorie 7 steht z.B. auch für bestimmte Schäden im Ringraum, die dann einen Kernschaden nach sich ziehen könnten. Insofern muß man in einer weiteren Phase, sei es in Phase B oder in einem anderen Zusammenhang, sich diese Dinge nochmals genau anschauen; das ist völlig richtig.

W. Hübschmann (KfK):

Wir sind bei früheren Diskussionen in zwei Punkten meines Erachtens noch nicht zu einem allseits befriedigenden Ergebnis gekommen: Das erste war das Abblasen des Sicherheitsbehälters unter Überdruck und das zweite die Möglichkeit der Dampfexplosion. Zum Abblasen unter Überdruck wurde gesagt, das Überdruckversagen sei zu akzeptieren, weil es keine Vorschriften dafür gibt, wo und wie bei einem Ansteigen des inneren Überdrucks eine Druckentlastung zu bewerkstelligen sei. Trotzdem scheint es mir nicht recht einleuchtend, daß man 30 Stunden nichts tut und abwartet, bis der Sicherheitsbehälter irgendwo platzt und dann die Spaltprodukte ungefiltert in die Atmosphäre hinausgehen,

während ja Möglichkeiten existieren, die unter Druck stehende, kontaminierte Atmosphäre im Sicherheitsbehälter über das bereitstehende Filtersystem ins Freie zu entlassen und dabei Dekontaminationsfaktoren von mindestens einer Größenordnung zu erreichen. Ich möchte gerne von Ihnen hören, Herr Prof. Birkhofer, ob man künftig die Möglichkeit schafft, in Notfällen vom Krisenstab anzuordnen, einen unter Überdruck stehenden Sicherheitsbehälter, wenn er sich der Berstgrenze nähert, gezielt zu entlasten. Das wäre das eine Problem, das andere ist die Möglichkeit einer Dampfexplosion. Hier waren wir so weit gekommen, daß aus den Versuchen die Möglichkeit einer Dampfexplosion durchaus nachzuweisen ist. Sie muß also berücksichtigt werden. Es ist eben die Frage, wie man aus den Versuchen, die mit sehr kleinen Schmelzmengen durchgeführt worden sind, auf die Reaktor-Geometrie extrapolieren kann. Dabei sind selbstverständlich höhere Konversionsraten thermischer Energie in der Schmelzmasse zu mechanischer Energie in der Druckwelle erreicht worden, durchaus über 1 %, sagen wir bis 10 %. Aber bei der Extrapolation auf die Kernmasse ist das große Problem, ob bei den zeitlichen Abläufen, die man sich vorstellen kann, solche hohen Konversionsraten möglich sind. Mein Argument war - dabei habe ich mich gestützt auf den schwedischen Autor Becker, der alle diese Versuche im Hinblick auf die Extrapolierbarkeit analysiert hat -, daß bei der Reaktor-Geometrie nur eine Konversionsrate von 0,2 % möglich ist, und der Reaktordruckbehälter würde imstande sein, diese Druckwelle zu ertragen und durch Deformation zu absorbieren, und es würde nicht zu dieser plötzlichen Freisetzung großer Spaltproduktmengen in die Atmosphäre kommen. Das heißt, die Freisetzungskategorie 1 wäre entschärft und würde in eine der nachfolgenden, weit ungefährlicheren Freisetzungskategorien übergehen. Ich wollte zumindest anregen, daß in der Phase B diese Untersuchungen verstärkt aufgenommen werden und die Extrapolierbarkeit der Versuche auf größere Schmelzmassen fortgesetzt wird.

A. Birkhofer (GRS):

Vielleicht ein kurzer Kommentar zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters. Ich glaube, daß die derzeitigen Systeme dafür ungeeignet sind, Aktivität unter hohem Druck über Filter abzulassen. Auf der anderen Seite scheint mir - wenn man es für notwendig erachtet, auf diesem Gebiet noch mehr tun zu müssen -, daß man den Druckaufbau im Containment weiter beschränkt. Das könnte man z.B. durch Besprühen der Druckhülle von außen erreichen. Auf der anderen Seite wird aber im Rahmen einer derartigen Studie immer der schlimmste Fall angenommen. Man hat auch hier unterstellt, daß man zunächst nichts unternimmt. Nun zur Dampfexplosion. Wir haben über die Kategorie 1 lange diskutiert und wir haben im Bericht das auch sehr ausführlich, glaube ich, dargestellt. Wir sind der Meinung, daß man hier sehr viel mehr tun muß. Es besteht aber eine gute Aussicht, daß, selbst wenn es zu einer Dampfexplosion kommt, die Druckbelastung vom System aufgefangen werden kann. Auf der anderen Seite wissen Sie ja auch, wenn Sie sich die Kurven anschauen, daß der Unterschied zwischen Kategorie 1 und 2 gar nicht so groß ist. Er beträgt bei den Konsequenzen nicht eine Größenordnung. Aber man wird sich das natürlich sehr genau noch einmal anschauen. Auch hier

ist die Dampfexplosion für mich ein Synonym für rasches Überdruckversagen des Systems. In dem Augenblick, in dem Sie einen Punkt näher betrachten, müssen Sie sich immer wieder fragen, ob dadurch nicht andere Vorgänge plötzlich sehr viel wichtiger werden, die Sie dann genauer untersuchen müssen.

T. Himmel (BMI):

Ich hätte eine Frage zur praktischen Nutzenanwendung der Risikostudie. Es ist ja im Verlauf der Konferenz mehrfach gesagt worden, daß die Ergebnisse der Referenzanlage, wenn überhaupt, sicher nur mit größten Vorbehalten auf andere Anlagen angewandt werden können. Andererseits sagten Sie vorhin, Herr Prof. Birkhofer, daß eine Durchführung der Risikostudie für jede Anlage sicher auch nicht sinnvoll wäre. Das scheint sofort plausibel. Dem scheint mir allerdings entgegenzustehen, daß man immerhin bei der Referenzanlage im Verlauf der Durchführung der Studie eine beträchtliche Zahl von Änderungen bzw. Verbesserungsmöglichkeiten gesehen hat. Diese werden vermutlich von sehr unterschiedlicher Qualität sein. Es wäre natürlich sehr interessant zu erfahren, ob es im einzelnen auch Fälle gegeben hat, die dann, nachdem sie durchgeführt wurden, vielleicht wesentlich auf das Ergebnis der Studie durchgeschlagen sind. Ich habe zwei konkrete Fragen: Einmal, wie könnte man diese aufwendige Studie für andere Anlagen verwerten, da sie ja nicht für jede Anlage einzeln durchgeführt werden kann, d.h. gewisse Teile der Studie eventuell als Methode für die Analyse aller Anlagen oder zumindest einiger Kategorien von Anlagen heranziehen? Und Frage 2: Läßt sich aus der Studie etwas gewinnen für die Diskussion, inwieweit radikale Konzeptänderungen die Sicherheit erhöhen könnten? Als Stichwort nenne ich hier die Untergrundbauweise.

A. Birkhofer (GRS):

Zum ersten Teil: Ich glaube, daß man schon etwas erreichen kann, indem man für die erste Standardanlage oder Convoy-Anlage, wie es jetzt heißt, für bestimmte Sequenzen, die den Hauptrisikobeitrag liefern, unabhängig nochmal Zuverlässigkeitsuntersuchungen durchführt in dem Sinne, wie wir es in der Studie gemacht haben und den Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit abschätzt. Dies scheint mir deshalb sinnvoll zu sein, weil man dann sehr rasch feststellt, ob sich erhebliche Verbesserungen ergeben haben. Damit hat man dann sehr wohl die Möglichkeit, Verbesserungen gegenüber der Biblis-Anlage zu quantifizieren. Zum 2. Punkt glaube ich, daß die Risikostudie für Fragestellungen zur unterirdischen Bauweise kaum Antworten liefert. Sie kann nur Hinweise geben, wo man genau hinschauen muß, wenn man den Einfluß der unterirdischen Bauweise auf das Risiko untersuchen will. Aber Aussagen über einen möglichen Sicherheitsgewinn oder einen Sicherheitsverlust muß man natürlich in einer eigenen Analyse untersuchen.

T. Himmel (BMI):

Darf ich noch eine Zusatzfrage stellen? Ich meine, daß sicher der größte Teil der Parameter, die in die Risikostudie eingegangen sind, nicht relevant ist für die Frage der unter- oder

oberirdischen Bauweise. Betriebserfahrungen, Störfallannahmen usw. bleiben davon vermutlich ziemlich unbeeinträchtigt, wenn man den Aspekt der äußeren Einwirkungen außer acht läßt. Die unterirdische Bauweise würde ja wohl im wesentlichen bei den Unfallfolgenmodellen und insbesondere bei den Ausbreitungsrechnungen einen Einfluß haben, d.h., man müßte nur an diesen Punkten der Risikostudie ansetzen, um eine Aussage über den Wert einer Konzeptänderung auf unterirdische Bauweise zu gewinnen.

A. Birkhofer (GRS):

Da bin ich mir nicht sicher, Herr Himmel, darum habe ich mich auch sehr vorsichtig ausgedrückt. Wenn Sie z.B. bei der unterirdischen Bauweise das Wasser betrachten, das sich oben befindet. Sie werden mit Recht sagen, damit haben Sie ein "driving head" und brauchen keine Pumpen. Auf der anderen Seite haben Sie unter Umständen den Nachteil, daß beim Bruch einer Leitung das ganze Wasser ausläuft und beispielsweise den Ringraum flutet, in dem sich lebenswichtige Pumpen befinden. Oder die Isolierung ist defekt und Grundwasser tritt ein. Dann können Sie sich vielleicht ausrechnen, daß Ihnen das ganze Kraftwerk hochschwimmt. Wenn man nachdenkt, findet man wahrscheinlich sehr viele Punkte, die es einfach erforderlich machen, diese Problematik genauer zu betrachten und zu prüfen, inwieweit Störfallabläufe bei einer unterirdischen Bauweise zu modifizieren sind. Ich bin der Meinung, daß es verkehrt wäre, nur das Unfallfolgenmodell zu betrachten.

W. Floh (TÜV Bayern):

Ich habe eine Frage zu den Konsequenzen, die sich aus der Risikostudie ergeben. Im Mittelpunkt des Interesses stehen die Störfälle, die einen relevanten Beitrag zum Risiko leisten, wie z.B. Notstromfall oder kleines Leck. Aber man müßte auch die Störfälle betrachten, die, wie die Risikostudie gezeigt hat, keinen relevanten Beitrag zum Risiko liefern, wie Einwirkungen von außen, z.B. Flugzeugabsturz. Im Sinne eines ausgewogenen Risikokonzepts wäre die Frage zu stellen, ob es nicht möglich wäre, den Flugzeugabsturz aus dem deutschen Genehmigungsverfahren zu entfernen. Erhebliche finanzielle Mittel müssen aufgebracht werden, unter Umständen kann auch eine erhebliche Verkomplizierung des Sicherheitssystems dadurch bedingt sein, um Vorsorgemaßnahmen gegen solche Störfälle zu treffen.

A. Birkhofer (GRS):

An sich müßte Herr Himmel dazu etwas sagen, aber ich will den Part gerne übernehmen. Der Flugzeugabsturz ist ja damals in das Genehmigungsverfahren eingeführt worden, nicht nur deshalb, weil man Angst gehabt hat, daß ein Flugzeug auf ein Kernkraftwerk fallen könnte, sondern auch, um einen Schutz gegen Einwirkungen von außen anderer Art zu bieten. So sind die Sicherheitsbehälter mit einer Sekundärabschirmung aus Beton umgeben worden. Und danach wurde ein Kernkraftwerk auch gegen dynamische Erschütterungen ausgelegt. Wir haben in den letzten Jahren gesehen, daß die heutige Auslegung gegen Flugzeugabsturz, insbesondere was die Dynamik betrifft, nicht mehr eindeutig nur

sicherheitsgerichtet ist. Zur Zeit werden wieder Anstrengungen unternommen, die Nachweisverfahren zu vereinheitlichen. Ich glaube, hier wurde auch seitens der TÜV ein Anstoß auch unter Bezugnahme auf die Risikostudie gegeben. Herr Himmel, können Sie damit einverstanden sein, was ich gesagt habe?

T. Himmel (BMI):

Ich meine, eine Entscheidung kann natürlich hier nicht gefällt werden, aber vielleicht kann ich etwas ergänzen. Der Flugzeugabsturz ist vermutlich aus mehreren Gründen in das Verfahren eingeführt worden. Die Sprachregelung heute ist jedenfalls: Minimierung auch des verbleibenden Restrisikos. Man wird sicher nicht sagen können, weil an anderen Stellen das Risiko höher sei, könne man in Zukunft den Flugzeugabsturz wieder abbauen. Ich glaube aber, daß es tatsächlich sinnvoll ist - und hier würde ich mir noch eine Interpretation aus der Risikostudie wünschen -, die aufgewendeten Mittel, ich denke in erster Linie an technische Mittel, aber die lassen sich dann auch in finanzielle Mittel umrechnen, möglichst optimal so einzusetzen, daß das Niveau der Gesamtsicherheit erhöht wird und nicht einseitig aufgrund mancher, vielleicht auch politisch wünschenswerter, Argumentationshilfen nur auf ganz bestimmte ausgewählte Störfälle geachtet wird. Insofern glaube ich in der Tat, daß man dieser Anregung nachgehen sollte, daß also ein sinnvoller Einsatz der zur Verfügung stehenden Mittel zur Erhöhung der Sicherheit gefordert werden muß und daß diese Betrachtungsweise auch zum Flugzeugabsturz Konsequenzen haben könnte.

D. Keil (MAGS, Stuttgart):

Darf ich noch einmal an die Frage anknüpfen: Welche Konsequenzen sind aus der Risikostudie zu ziehen? Wenn ich recht gehört habe, Herr Prof. Birkhofer, haben Sie eingangs gesagt, in Amerika ist man darangegangen, Risikostudien für einzelne Anlagen durchzuziehen. Wie kann man sich das vorstellen bei einem Aufwand von etwa 50 Mann-Jahren? Und lassen Sie mich fragen: Die probabilistische Untersuchungs- und Betrachtungsweise bei den Risikostudien ist ja besonders gut geeignet, relative Schwachstellen aufzudecken und ein ausgewogenes Sicherheitskonzept zu schaffen. Wie Sie vorhin ausführten, ist das Risiko, bedingt durch die Auslegungsstörfälle und auch durch den bestimmungs-gemäßen Betrieb, vergleichsweise kleiner als das durch die Unfälle bedingte. Das war ja bis vor einigen Jahren, zumindest so, wie man es in der Öffentlichkeit verkündete, gerade umgekehrt. Man sagte, dieses Restrisiko, bedingt durch die Unfälle, sei bedeutend kleiner als das andere, deswegen brauchen wir uns darum eigentlich nicht im einzelnen zu kümmern. Führt dieses doch etwas neuere Ergebnis nicht auch dazu, daß man sich jetzt wieder konkret und verschärft Gedanken machen muß zu schadenseindämmenden Maßnahmen? Konkret möchte ich folgenden anführen: Müßte man nicht unter dem Aspekt der Schadenseindämmung unter Umständen auch das Gebäudesprühkonzept, das man ja bei deutschen Anlagen derzeit nicht näher verfolgt, welches bei amerikanischen aber vorhanden ist, wegen der anderen Notkühlung nicht wieder erneut betrachten im Hinblick auf schadenseindämmende Vorteile?

A. Birkhofer (GRS):

Das ist letztlich wohl nicht richtig, ich habe dies vielleicht auch ein bißchen zu schnell gesagt. Ich hätte mehr Voraussetzungen machen müssen. Ich habe gesagt, das Unfallrisiko wird durch die Spätschäden bestimmt, und Sie wissen ja, bei den Spätschäden sind wir aufgrund der linearen Hypothese bei der Dosis/Wirkungs-Beziehung besonders pessimistisch vorgegangen. Sie würden wesentlich niedriger liegen, wenn Sie die Dosis/Wirkungs-Beziehung im niedrigen Dosisbereich von der Dosis und der Dosisleistung abhängig machen. Es gibt Hinweise dafür, daß eine lineare Beziehung das Risiko hier erheblich überschätzt. Ich will das als Beispiel sagen, um Ihnen deutlich zu machen, daß diese Zahlen natürlich alle sehr stark von den Annahmen abhängen. Es wäre sicher falsch zu sagen, das Störfallrisiko oder das Unfallrisiko ist gleich dem Normalbetriebsrisiko, und deshalb müssen wir sofort mehr Hardware machen. Auf der anderen Seite, und das ist ja auch die Tendenz, muß man sich die schadenseindämmenden Maßnahmen nochmals ansehen. Und da meine ich, ohne etwas Neues zu sagen, daß man nochmals prüfen muß, ob die Schutzfunktion des Containments tatsächlich weitgehend von der Systemtechnik unabhängig ist. Denn es erscheint mir viel realistischer, wenn ich sagen kann, daß die Wahrscheinlichkeit für das Auftreten eines größeren Schadens beispielsweise 10^{-6} ist, und ich weiß, diese Zahl setzt sich aus dem Faktor Containment und aus dem Faktor Systemtechnik zusammen. Wenn ich weiß, daß diese Faktoren weitgehend unabhängig sind, dann bin ich viel sicherer, daß die Zahl stimmt. Insofern ist es sicher der richtigere Weg, wenn man sich diese Schnittstellen nochmals genau anschaut. Sie haben zum Schluß richtig gesagt, daß hier die Frage der Schwachstellenfindung für den Ingenieur die wichtigste Aufgabe der Risikostudie ist. Dazu braucht man aber kein Unfallfolgenmodell, sondern es genügt, beispielsweise Kernschmelzhäufigkeiten auszurechnen. Das heißt, ich gehe von einem Störfallszenarium aus und führe Zuverlässigkeitsuntersuchungen durch. Wir haben weiter gesagt, daß bis zu einem gewissen Umfang derartige Untersuchungen auch Hinweise geben sollten, wo im Hinblick auf eine Harmonisierung einzugreifen ist. Dieses scheint mir ein sehr wichtiger Punkt zu sein. Vielleicht sollte ich noch etwas zu den Einzelanlagen sagen. Eine Risiko-untersuchung für einzelne Anlagen erscheint mir aus verschiedenen Gründen unzweckmäßig, nicht zuletzt auch wegen des großen personellen Aufwandes. Ich habe 4 bis 5 Mannjahre pro Anlage bei den amerikanischen Untersuchungen genannt. Die Amerikaner bestimmen lediglich die Kernschmelzhäufigkeit und auch das nur für ausgewählte Ereignisabläufe, die sich als Hauptbeiträge aus der Rasmussen-Studie ergeben haben. Unter dieser Voraussetzung können die Amerikaner natürlich den Aufwand sehr weit reduzieren. Letztlich läuft es aber auf das hinaus, was ich gerade angesprochen habe, nämlich, daß man für ausgewählte Störfallszenarien Zuverlässigkeitsuntersuchungen macht. Eine andere Frage ist, ob man daraus dann Risikoaussagen ableiten soll.

E. Jäger (Min. f. Soz., Gesundh. u. Umwelt, Rhld.-Pfalz):

Zur Risikostudie, Hauptband, speziell zu den Unfallfolgen, hat in einem Hearing in Mainz vor dem Landtag Herr Altuer vom Freiburger Öko-Institut folgendes gesagt: Er nimmt die von Ihnen zu

den einzelnen Kategorien herausgearbeiteten Wahrscheinlichkeiten und setzt diesen als Kontrapunkt Wahrscheinlichkeitsbetrachtungen der Union of Concerned Scientists oder von Ralph Nader oder Teufel entgegen und bildet aus diesen Wahrscheinlichkeiten und denen der Studie den Mittelwert und sagt, damit könne er leben. Er kommt dann natürlich zu dem Schluß, daß dieser gebildete Mittelwert untragbar ist für die friedliche Nutzung der Kernenergie in der Bundesrepublik. Andere Sachverständige haben zur Qualität und Quantität der genannten Veranstaltung schon etwas Gegenteiliges gesagt. Ich bin aber der Meinung, ein offizielles Hearing mit Dialog in dieser Sache hier und heute ist der geeignete Platz, um zu dieser Wertung ebenfalls eine Aussage zu machen.

A. Birkhofer (GRS):

Das ist sehr schwierig, denn Herr Altuer nimmt aus zwei gegebenen Werten den Mittelwert. Er braucht sich nicht darum zu kümmern, welcher der richtige ist, sie müssen nur weit auseinander liegen. In der Enquête-Kommission hatten wir lange über die Risikostudie diskutiert. Es ist natürlich das grundsätzliche Vergehen der Kernenergiekritiker, daß sie uns nicht glauben und dann eine andere Behauptung dagegensetzen. Der Dritte nimmt dann den Mittelwert. Ich glaube, Herr Heuser, wir haben die Ausführungen der Union of Concerned Scientists geprüft. Es sind doch erhebliche Fehler darin enthalten.

F.W. Heuser (GRS):

Es gab eine Reihe von Punkten, in denen die Kritik der Union of Concerned Scientists nicht aufrechterhalten werden konnte. Wenn Sie, Herr Bayer, noch etwas dazu sagen können. Einige Kritikpunkte haben wir ja berücksichtigt, z.B. die Dosis/Risiko-Beziehung für Spätschäden. Es sind aber noch viel weitergehende Vorschläge gemacht worden, als sie jetzt durch ICRP 26 bei uns abgedeckt worden sind.

A. Birkhofer (GRS):

Meines Wissens haben die meisten derartigen Untersuchungen, wie die von Herrn Teufel oder der Union of Concerned Scientists, sich ja nie mit der Anlagentechnik beschäftigt und damit weniger die Kernschmelzhäufigkeit, sondern vielmehr die Schadensauswirkungen kritisiert.

A. Bayer (KfK):

Die entsprechenden Details der Studie der Union of Concerned Scientists sind mir augenblicklich nicht gegenwärtig. Herr Burkart hat sich aber ausführlich mit dem Unfallfolgeanteil dieser Studie befaßt und wird sicher dazu eine Stellungnahme abgeben. Ich möchte jedoch, da es aus zeitlichen Gründen im Rahmen meines Vortrages nicht möglich war und auch im Hauptband der Risikostudie nicht erläutert wird, noch auf die Behandlung der verschiedenen Expositionspfade im Unfallfolgenmodell hinweisen. Bei den Expositionspfaden Bestrahlung aus der Abluftfahne, Bestrahlung vom Boden und Bestrahlung nach Inhalation wurden, wie

in WASH-1400, alle 54 Radioisotope berücksichtigt. Beim Expositionspfad Bestrahlung nach Ingestion wurden, ebenfalls wie in WASH-1400, nur die Radioisotope der Elemente Strontium, Jod und Cäsium berücksichtigt, wobei zur Ermittlung der resultierenden Dosen auch das amerikanische Rechenmodell unverändert in Ansatz gebracht wurde. Auf eine mögliche Diskussion zur Einschränkung auf diese drei Elemente sowie zum möglichen Einfluß neuerer Transferfaktoren auf die Ergebnisse möchte ich hinweisen. Innerhalb der Phase B werden wir uns bezüglich dieses Expositionspfades mehr an den deutschen "Berechnungsgrundlagen" orientieren.

K. Köberlein (GRS):

Ich möchte nur einen kurzen Kommentar zu dieser UCS-Sache geben. Auch in der Rasmussen-Studie gibt es an verschiedenen Punkten das, was wir subjektive Schätzungen, Expertenschätzungen, nennen. Ganz gezielt hat sich die UCS auf solche Stellen konzentriert, bei denen von ihr ein Schätzungsspielraum zur ungünstigen Seite hin vermutet wird. Bei subjektiven Schätzungen ist es natürlich sehr schwierig, definitiv zu beweisen, daß die Annahmen der UCS zu pessimistisch sind. Andererseits gibt es genügend Punkte, an denen die Rasmussen-Studie mit Sicherheit pessimistisch ist. Dies wurde von der UCS überhaupt nicht zur Kenntnis genommen. Sie hat also einseitig und extrem alle die Punkte herausgegriffen, bei denen ihrer Meinung nach Rasmussen zu optimistische Annahmen getroffen hat. Annahmen der Studie, die zu ungünstigen Werten führen, wurden durch die UCS nicht zur Kenntnis genommen.

F.W. Heuser (GRS):

Ich möchte ergänzend sagen, daß hier Risikokoeffizienten von 10^{-3} diskutiert worden sind. Ich weiß nicht, ob speziell von der UCS, aber Vertreter aus diesem Bereich haben vor gut zwei Jahren in einem Hearing zur Reaktorsicherheitsforschung beim BMFT auch diese Meinungen artikuliert. Generell nochmals zu dem Punkt UCS: Herr Birkhofer hat ja auch gesagt, daß im Grunde stets Kritik geübt worden ist an den methodischen Ansätzen und den Konsequenzen, aber die Anlagentechnik hat im allgemeinen gefehlt, abgesehen von speziellen Einzelpunkten, auf die man sich sehr eng fixiert hatte.

K. Burkart (KfK):

Ich würde auch gern zu diesem UCS-Bericht einen kurzen Kommentar abgeben. Herr Hübschmann und ich hatten damals das Vergnügen, auf den Unfallfolgenmodellteil dieses Berichts zu antworten. Es gab ein paar Kritikpunkte der Union, die durchaus von uns aufgegriffen und in der deutschen Risikostudie besser gemacht worden sind. Zum Beispiel ist das Bevölkerungsmodell in der deutschen Risikostudie sehr viel besser ausgearbeitet - was auch von den Amerikanern anerkannt wird - als in der amerikanischen Studie. Ein Mangel des UCS-Reports war, daß an vielen Stellen, an denen man Kritik eigentlich nur durch Rechnung anbringen kann, von der UCS über den Daumen gepeilt Faktoren in der ungünstigen Richtung überschlagsmäßig angegeben worden sind.

Der zweite große Mangel dieses Berichtes war ein schlichter Fehler. Es wurde von der Union damals beschlossen, die Nichtgleichverteilung der Windrichtung in der Weise zu berücksichtigen, daß man die CCDF sowohl nach oben als auch nach rechts verschieben müßte und das jeweils um eine Größenordnung. Das Verschieben nach rechts ist aber nicht richtig, denn wenn eine Windrichtung häufiger vorkommt, vergrößert sich einfach diese Häufigkeit. Das hat aber keinen Einfluß auf den Schadensumfang. Durch diese doch sehr zweifelhaften Manipulationen der Union sind die CCDF ungerechtfertigterweise um 2 bis 3 Größenordnungen verschoben worden.

A. Birkhofer (GRS):

Würden Sie sagen, was CCDF sind?

K. Burkart (KfK):

Die komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung.

R. Hock (KWU Offenbach):

Ich möchte noch eine Bemerkung zum Hinweis von Herrn Prof. Bayer auf die Ingestionskette machen. Wenn ich Sie recht verstanden habe, meinten Sie, daß man vielleicht in der Phase B noch ein paar Zuschläge machen sollte im Sinne von Herrn Teufel. Wir sind uns doch, glaube ich, alle miteinander darüber im klaren, daß die deutschen Berechnungsgrundlagen bewußt mit enormen Konservativitäten behaftet sind. Ich meine, jeder Mediziner sagt einem, daß ein Baby, das jeden Tag 1 Liter Kuhmilch trinkt, wahrscheinlich das 1. Lebensjahr nicht übersteht. Ich halte es für sehr bedenklich, wenn man die Kritiker rechts überholen möchte mit den konservativsten aller Faktoren, die vielleicht bei der allgemeinen Normalbetriebsabgabe noch gerechtfertigt sind als bewußter Sicherheitsfaktor, aber in einer Analyse von Spätschäden, wo es auf Durchschnittswerte ankommt, eigentlich keinen Platz mehr haben. Ich denke besonders an das "teuflische" Spezialfeld, die Transferfaktoren von Cäsium und Strontium. Die NRC-Werte dagegen liegen sehr wohl vernünftig in der Mitte.

E. Hofer (GRS):

Ich möchte zu dem vorher über die Union of Concerned Scientists Angemerkten noch etwas sagen. Wenn Sie die komplementäre Häufigkeitsverteilung nach oben verschieben, dann verschiebt sich natürlich auch zu jeder Häufigkeit der Schadenswert auf der ebenfalls logarithmisch unterteilten Schadensachse nach rechts.

D. Keil (MAGS, Stuttgart):

Ich möchte eine Ergänzungsfrage zu den Ausführungen von Herrn Prof. Bayer und Herrn Dr. Hock stellen zur Problematik Ingestionspfad, bedingt durch das Jod. Es gibt ja erhebliche Probleme im Genehmigungsverfahren bei der Anwendung des § 28.3 und unter Umständen auch § 45 der Strahlenschutzverordnung. Ich wollte fragen: Wo liegen die Hauptunsicherheiten bei der Er-

mittlung dieses Pfades und wie käme man weiter? Liegt es nur an den Transferfaktoren? Könnte man den Faktor Übergang in die Milch, in die Kuh unter Umständen experimentell standortunabhängig bestimmen, oder gibt es weitere große Unsicherheiten bei den Berechnungen?

A. Birkhofer (GRS):

Wir nehmen in dem Bereich echte Mittelwerte. Daß wir nicht irgendwelche Berechnungsgrundlagen verwenden, die extrem auf eine Seite geschoben werden, vertrete ich voll. Wir nehmen die statistischen Mittelwerte für die einzelnen Pfade einschließlich der Transferfaktoren.

A. Bayer (KfK):

Im Rahmen einer Risikostudie für ein Kollektiv von 25 Anlagen ist es sinnvoll, Mittelwerte einzusetzen. Von dem Ausbreitungs- und Ablagerungsvorgang sind ja weitere Strecken betroffen, und im Rahmen des konzipierten Unfallfolgenmodells kann dabei nicht auf örtliche Schwankungen innerhalb der überstrichenen Strecke eingegangen werden. Da Risikostudien in erster Linie die Abschätzung von Kollektivschäden zum Ziele haben, ist die Verwendung von Mittelwerten ausreichend.

W. Ullrich (GRS):

Ich wollte folgendes ergänzen: Zur Richtlinie zum § 28.3 ist ja die Diskussion wieder voll im Gang, und es wird neu überlegt, wie es mit dem Ingestionspfad steht. Zum zweiten kann man sagen, daß nahezu an sämtlichen neueren Standorten Transferfaktoren gemessen werden durch spezifische Bodenuntersuchungen und im Bewuchs und daß diese Transferfaktoren von der Vegetation zur Milch von den verschiedenen landwirtschaftlichen Untersuchungsanstalten ebenfalls gemessen werden. Die Schwierigkeiten, die man in der Vergangenheit meistens hatte, kamen teilweise daher, daß man im Zusammenhang mit § 45 für diese Nachweise stets von Genehmigungswerten ausging, die ja beträchtlich - meist bis zum Faktor 100 - über den Erwartungswerten lagen, und damit an der kritischen Schwelle lag. Wenn man sich bei den Genehmigungswerten an realistischen Ziffern orientiert hätte, hätte man selten Schwierigkeiten gehabt und viele Diskussionen wären überflüssig gewesen. Aber bis in der Phase B der Ingestionspfad gemäß der zu schreibenden Richtlinie zu § 28.3 beschrieben wird, existieren sicher mehr Experimente und man kann dann wirklich Werte im Sinne "best estimate" verwenden, die in der Bundesrepublik gemessen wurden.

A. Birkhofer (GRS):

Es gibt ein gutes Argument dafür, einen Mittelwert zu nehmen. Erinnern Sie sich, daß die langlebigen Radionuklide nach 500 km noch zur Hälfte in der Wolke sind? Das heißt, unser Risiko erstreckt sich über einen sehr weiten Bereich, über 500 bis 700 km. Für diesen Bereich ist es wohl richtig, einen Mittelwert zu nehmen und nicht speziell einen, der an einem bestimmten Standort gemessen wurde.

W. Ullrich (GRS):

Unsere Werte, die wir bislang speziell in Genehmigungsverfahren benutzt haben, sind ja Literaturlauswertungen, und da können Sie bis 2500 km mitteln. In den Daten der Sowjetunion und der USA haben Sie die ganze Spannweite. Daraus können Sie Mittelwerte bilden.

W. Hübschmann (KfK):

Jetzt sind wir immer noch bei der Ingestion, und die Frage zum Jod ist noch nicht genügend ausdiskutiert. Wir haben uns in der Risikostudie schon nicht mehr an die Dosisfaktoren, die in der Strahlenschutzverordnung und in den allgemeinen Berechnungsgrundlagen stehen, gehalten, weil diese überholt sind durch die ICRP-Empfehlungen. Seit der ICRP-Empfehlung 26 hat das Jod einen Faktor 10 an Bedeutung verloren. Bisher durften Joddosen um den Faktor 3 höher sein als Ganzkörperdosen. In der ICRP-Empfehlung 26 bekommt Jod den Wichtungsfaktor 0,03, also eine Zehnerpotenz weniger. Das dürfte schon genügend zeigen, daß das Jod in der Risikostudie zumindest nicht mehr die Bedeutung hat, die es bisher in Genehmigungsverfahren spielte.

A. Birkhofer (GRS):

Sind noch Fragen zum Unfallfolgenmodell? Ein wichtiger Punkt scheint mir zu sein, daß wir ganz klar verdeutlichen müssen, daß wir völlig zu Recht Erwartungswerte nehmen, und zwar sowohl bei den Transferfaktoren als auch bei der Ingestionsgewohnheit. Es wäre falsch, dies nicht so zu tun. Jetzt kommen wir zum 3. Diskussionsabschnitt: Allgemeine Fragen zu Risikostudien.

W. Ullrich (GRS):

Während dieser Fachtagung sind überwiegend wir von der GRS und der KfK befragt worden. Ich möchte eine Frage in entgegengesetzter Richtung an die Behörden stellen. Bei den Störfallfolgen sind die Spätschäden, die man erwartet, sehr klein gegenüber anderen Risiken. Dann wurde gesagt, wie es mit der natürlichen Strahlenbelastung aussieht und was zivilisatorisch hinzukommt, liegen Welten dazwischen. Jetzt müßte man doch sagen, also ist das Risiko, ein Kraftwerk zu betreiben, akzeptabel. Wir haben jedoch offenbar nur Papier gewälzt, es wurde nichts genehmigt und nichts neu betrieben. Dies ist die Frage an die Behörden: Woran liegt es wohl, daß trotz dieser Erkenntnis praktisch keinerlei Nutzeffekt unter dem Strich herauskommt?

K. Bösebeck (MAGS, Düsseldorf):

Die Frage ist, glaube ich, schon beantwortet worden. Sie brauchen nur zu sehen, was bei der Enquête-Kommission passiert ist. Es ist doch anscheinend nicht gelungen, daß man in der Öffentlichkeit und bei den Politikern verstanden hat, welchen Zweck und welche Bedeutung die Risikostudie hat. Sonst hätte man doch schließen können, daß es ziemlich witzlos ist, hier eine risikoorientierte Studie in großem Umfang zu verlangen. Wenn selbst im Mehrheitsbeschuß steht, daß Sie die Einwirkung Dritter un-

tersuchen sollen, dann hat man doch anscheinend den Sinn der deutschen Risikostudie nicht so ganz verstanden. Von daher sehe ich das, was die Behördenseite oder die politische Seite angeht.

A. Birkhofer (GRS):

Das sind, glaube ich, zwei verschiedene Dinge. Was Sie, Herr Bösebeck, meinen, ist als Ergebnis der Enquête-Kommission aufgrund ihrer Zusammensetzung zu verstehen. Das hat wohl letztlich mit dem Verständnis der Risikostudie wenig zu tun. Die Enquête-Kommission hat hier klare Mehrheiten, zwar schwache, aber klare. Aber der Beitrag von Herrn Ullrich ist eigentlich ganz interessant. Etwas ähnliches haben wir auch in Amerika am vergangenen Montag gehört. Die NRC hat bisher auch Anlagen genehmigt mit dem Zusatz: "There is no undue risk to the public", wenn nach den Vorschriften genehmigt wird. Nun werden Zahlen errechnet, und es kommt dann, ähnlich wie auch bei uns, die Forderung, daß eigentlich das Parlament das Sicherheitsniveau festlegen müßte. Es ist ganz interessant, daß bisher auch in der Bundesrepublik die Genehmigungsbehörden Anlagen genehmigen und damit letztlich auch das Sicherheitsniveau durch Anwendung des Regelwerks bei der Genehmigung bestimmen. Niemand fragte nach dem Parlament. Nun stehen Zahlen über Versagenswahrscheinlichkeit und Schadensausmaß zur Verfügung, und dann ist auch der Zeitpunkt gekommen, wo das Parlament gefragt wird. Es war den Politikern völlig klar, daß sie darüber zu befinden haben. Man hat ihnen das öfter gesagt. Sie akzeptierten ja auch bestimmte Sicherheitsfaktoren bei irgendeinem Bauwerk im Rahmen einer allgemeinen Richtlinie im bautechnischen Bereich. Und damit akzeptierten sie auch implizit eine Versagenswahrscheinlichkeit. Aber in dem Augenblick, wo echte Zahlen darüber vorliegen, ist der Politiker sehr rasch der Meinung, daß er darüber zu befinden und damit das Sicherheitsniveau letztlich festzulegen hat. Insofern kann man da den Behörden keinen Vorwurf machen. Ich würde es auch als unzumutbar empfinden, wenn man jetzt sagt, die Kernschmelzhäufigkeit muß per Gesetz oder per Richtlinie kleiner als eine bestimmte Zahl sein.

D. Keil (MAGS, Stuttgart):

Ich möchte eine Bemerkung machen zu den Ausführungen von Herrn Ullrich, warum sich trotz Risikostudie an der Akzeptanz der friedlichen Nutzung der Kernenergie nichts Wesentliches geändert hat. Man könnte die Sache auch von der anderen Seite ansehen, und das wird und wurde auch getan. Was kam als wesentliches Ergebnis heraus? Wir haben eine Gesamthäufigkeit für Kernschmelzen von 10^{-4} pro Anlage und Jahr. Das ist erstaunlich viel. Jetzt muß man genauer hinsehen und das tun die, die dagegen sind. 10^{-4} ist eigentlich sehr hoch, und es wurde schon von verschiedener Seite gefragt, ob das überhaupt noch genehmigungsfähig ist. Wenn man genauer hinschaut, kommt es in 1 % dieser Kernschmelzunfälle, also 2 Größenordnungen weniger, zu Frühschäden, also zu Soforttoten. In Wirklichkeit liegen wir also bei den gefährlichen Fällen bei einer Häufigkeit von 10^{-6} . Das muß man berücksichtigen und das wird häufig nicht getan. Sie können durchaus auch die Risikostudie anders interpretieren. Beides hält sich die Waage. Diese Untersuchungen dienen wahr-

scheinlich weniger dazu, die Akzeptanz zu heben, sondern mehr dazu, solche relativen Schwachstellen herauszufinden. Darf ich ergänzend noch eine Frage stellen? Es kam bei dieser Konferenz nicht so recht zum Tragen. Wir haben in erster Linie das Risiko, bedingt durch anlageninterne Störfälle, diskutiert, nicht das durch Einwirkungen von außen. Hier wird ja sehr viel in der Bundesrepublik Deutschland getan. Vorhin wurde der Flugzeugabsturz - die Referenzanlage Biblis B hat ja diesbezüglich nur einen Teilschutz - diskutiert, aber es gibt noch eine Reihe anderer Dinge. Welchen Beitrag erbringen diese zum Risiko?

A. Birkhofer (GRS):

Bei Einwirkungen von außen, wie z.B. beim Flugzeugabsturz, war der Risikobeitrag vernachlässigbar. Ich muß allerdings sagen, daß es uns bei Einwirkungen durch Brand, und das haben wir auch klar ausgesagt, in der zur Verfügung stehenden Zeit nicht möglich war, ein vernünftiges probabilistisches Brandkonzept aufzustellen und zu untersuchen. Dies scheint mir eine ganz wichtige Aufgabe für die Phase B zu sein. Erdbeben sind aber auch untersucht worden, zumindest der bautechnische Teil recht umfangreich. Auch hier sieht man, daß der Risikobeitrag eigentlich klein ist, wobei allerdings der maschinentechnische Teil noch nicht betrachtet wurde. Aber auch dort sehe ich nicht die Schwachstelle, wie sie in Amerika oft für WASH-1400 angegeben worden ist. Sonst sehe ich augenblicklich keine wesentlichen Einwirkungen von außen, die man im Rahmen einer probabilistischen Betrachtungsweise noch betrachten müßte.

H. Liemersdorf (GRS):

Zur Problematik Flugzeugabsturz vielleicht noch eine Anmerkung. Die Untersuchung hat gezeigt, und das war aufgrund der geringen Eintrittshäufigkeit für das Ereignis des Flugzeugabsturzes auch zu erwarten, daß der Risikobeitrag im Hinblick auf das Gesamtrisiko niedrig ist. Wir haben aber auch überlegt, woran das im einzelnen liegen könnte. Denn die Auswirkungen sind ja so gering gar nicht, weil wir von vornherein beim Flugzeugabsturz auf das Reaktorgebäude damit rechnen müssen, daß wir zu ungünstigen Freisetzungskategorien kommen. Es hat sich gezeigt, daß trotz der geringen Auslegungen, wie sie bei Biblis B gegeben sind, diese Auslegungen ausreichen, den Risikobeitrag entsprechend zu erniedrigen. Bei einer Anlage, die überhaupt nicht gegen Flugzeugabsturz ausgelegt wäre, entstünden durchaus Beiträge, die auch im Rahmen der anlageninternen Störfälle signifikant sein würden.

T. Himmel (BMI):

Ich habe noch zwei Fragen. Meinen Sie, daß es einen Sicherheitsgewinn darstellen könnte, wenn man zu Blöcken geringerer Leistung überginge? Würde sich bei Halbierung der Leistung auch das Risiko bei gleicher systemtechnischer Gegebenheit um den Faktor 2 erniedrigen oder nicht? Die zweite Frage ist heute morgen schon einmal gestellt worden: Wie sieht es bei Mehrblockanlagen aus? Sie haben die Mehrblockanlagen als Einzel-

blöcke betrachtet und keine Rückwirkung auf den zweiten oder dritten Block angenommen. Ergibt das einen erhöhten Risikobeitrag?

A. Birkhofer (GRS):

Eine Leistungsreduktion um den Faktor 2 wird keine großen Änderungen in der Kernschmelzhäufigkeit bewirken, und zwar nicht zuletzt aufgrund der Tatsache, daß wir nicht die realistische Kernschmelzhäufigkeit berechneten, sondern berechnet haben, mit welcher Wahrscheinlichkeit Genehmigungsvoraussetzungen nicht eingehalten werden. Insofern muß man immer wieder klar vor Augen haben, daß es hier tatsächlich nicht um eine realistische Abschätzung der Kernschmelzhäufigkeit ging. Ein Reduktionsfaktor 2 bei den Schadensauswirkungen ist bei derartigen Untersuchungen meiner Meinung nach nicht erheblich. Wenn Sie sich die Schwankungsbreite unserer Ergebnisse ansehen, so liegen die Werte weit innerhalb der Schwankungsbreite. Natürlich ist es rein rechnerisch die Hälfte, weil Sie nur 50 % des Spaltstoffinventars berücksichtigen.

T. Himmel (BMI):

Meine Spekulation geht natürlich in die andere Richtung: nämlich ob bei Reduzierung der Leistung auch das Risiko überproportional zurückgeht und so vielleicht eine Situation entsteht, bei der nicht ein 1300-MW-Block zu genehmigen wäre, sondern vier 300-MW-Blöcke?

A. Birkhofer (GRS):

Das ist eine schwierige Frage, die man nicht ohne weiteres beantworten kann, weil man sich die Freisetzungskategorien näher anschauen muß. Herr Bayer, könnten Sie dazu etwas sagen?

A. Bayer (KfK):

Wenn man einen großen Block einer bestimmten Leistung ersetzt durch vier kleinere Blöcke mit je ein Viertel der Leistung des großen Blocks, dann hat man in einem kleinen Block natürlich auch nur ein Viertel des Aktivitätsinventars des großen Blocks und bei einer Aktivitätsfreisetzung tritt dann auch eine entsprechend geringere Aktivitätsmenge aus. Dafür erhöht man allerdings - gleiche Anlagentechnik vorausgesetzt - die Summenhäufigkeit von Ereignissen mit Aktivitätsfreisetzung, da man jetzt vier Blöcke hat, um den Faktor 4. Wie sich dies auf das Risiko (= Schadensumfang · Eintrittshäufigkeit) auswirkt, hängt von der jeweiligen Schadensart ab. Im Falle von Spätschäden, bei denen der Schadensumfang aufgrund der im Unfallfolgenmodell angewandten linearen Dosis/Wirkungs-Beziehung praktisch proportional der freigesetzten Aktivität ist, dürfte sich durch diese Ersetzung am Risiko wenig ändern. Im Falle von Spätschäden, hier liegt als Dosis/Wirkungs-Beziehung praktisch eine Stufenfunktion vor, kann meines Erachtens die Umstellung zu einer leichten Verminderung des Risikos führen. Dazu müßten jedoch noch Detailuntersuchungen durchgeführt werden.

A. Birkhofer (GRS):

Die zweite Frage betraf die Mehrblockanlagen. Bei den meisten Fällen, die unter den Freisetzungskategorien 4 und 5 laufen, ist bestimmt kein Rückwirkungseffekt auf die Nachbaranlage vorhanden. Die Vorkehrungen sind so getroffen, daß bei dieser Umgebungsbelastung die Anlagen abgefahren werden und in einen sicheren Zustand gebracht werden können. Insofern wirken sich Mehrblockanlagen im allgemeinen nicht risikoerhöhend aus, abgesehen vielleicht von ganz extrem seltenen Fällen, bei denen aber auch Vorteile in Betracht zu ziehen sind. Es steht z.B. eine wesentlich stärkere Schichtmannschaft zur Verfügung, und damit wird die Eintrittswahrscheinlichkeit bestimmter Vorgänge vielleicht erniedrigt. Das Risiko durch Mehrblockanlagen wird oft zu einseitig dargestellt.

F.W. Heuser (GRS):

Die Spätschäden sind proportional dem Aktivitätsinventar. Aber die Frage ist, wie weit gilt dieser Satz? Bezüglich des Erwartungswertes, also Häufigkeit · Schaden, ist natürlich $4 \cdot 300$ MW etwa dasselbe wie eine 1300-MW-Anlage. Ob der Satz auch noch gilt, wenn es um die maximalen Schadensausmaße geht? Mit einer Anlage wird nur $1/4$ des Aktivitätsinventars einer 1300-MW-Anlage freigesetzt. Bei der Frühschadensproblematik ist das sicher auch so. Ich kann mir durchaus, wenn man etwas konservativ überzieht, Unfälle in der 300-MW-Anlage vorstellen, etwa eine Superdampfexplosion, bei der die Dosis über der 100-rem-Grenze liegt, dem Wert, den wir in der Dosis/Wirkungs-Beziehung als Schwellenwert angesetzt haben. Dann entstehen auch erkleckliche Maximalschäden, obwohl sie geringer sind. Sieht man sich die Erwartungswerte bei den Spätschäden an oder das maximal mögliche Schadensausmaß, bin ich mir nicht ganz sicher.

H. Eisele (TÜV Baden):

Es müßte bei den Mehrblockanlagen eigentlich noch der Effekt der Koinzidenzwahrscheinlichkeit, d.h. daß beide Blöcke gleichzeitig zu Schaden kommen, berücksichtigt werden. Diese ist aber praktisch nahezu Null. So besteht ein ganz beträchtlicher Abstand zwischen solchen Fällen. Die eben diskutierte Theorie der Mehrblockanlagen kann deshalb nicht voll linear auf das Spätschadensmodell eingehen, weil eventuell Tage zwischen den Ereignissen liegen können.

D. Keil (MAGS, Stuttgart):

Ich möchte noch eine ergänzende Bemerkung machen zum Risiko von Mehrblockanlagen, weil wir das konkret bei einigen Standorten untersuchen, wo ein weiterer Block genehmigt wird. Die Genehmigungsauffassung ist folgende: Wenn wir einen neuen weiteren Block an einem Standort genehmigen, wo bereits ein Block vorhanden ist - in der Regel ein älterer, der nicht mehr den neuesten Anforderungen genügt -, dann darf es nicht dazu kommen, daß es bei schweren Störfällen im alten Block auch zu unzulässigen Auswirkungen im zweiten Block kommt. Wenn ich einen schweren Störfall in Block 1 unterstelle, hat das nicht automatisch

zur Folge, daß sich der Störfall verdoppelt, weil der zweite Block in dieselbe Situation gerät. Das gilt im wesentlichen für die Störfälle, die vorhin von Prof. Birkhofer genannt wurden, vermutlich mit Ausnahme von Kategorie 1.

H. Liemersdorf (GRS):

Im Zusammenhang mit den Arbeiten zu Einwirkungen von außen hatten wir uns auch Gedanken darüber gemacht, wieweit die Anlage Block A im Sinne einer Einwirkung von außen Einfluß auf die Referenzanlage haben kann. Wir haben uns einzelne Schwerpunkte in den Arbeiten herausgesucht und haben die Systemkopplung und die mechanischen Einwirkungen, z.B. durch Trümmer, untersucht. Wir haben jedoch noch nicht Aktivitätsfreisetzungen betrachtet. Bei den ersten beiden Arbeiten, die in Phase A durchgeführt worden sind, hat sich gezeigt, daß sie keine Beiträge zum Risiko bringen.

T. Himmel (BMI):

Ich möchte noch einmal auf die Frage von Herrn Ullrich zurückkommen, inwiefern es erklärlich ist, daß trotz der eindeutigen Ergebnisse der Risikostudie die Akzeptanz der Kernenergie nach seiner Auffassung nicht verbessert worden ist. Er hat diese Frage an die Behörden gerichtet. Zunächst ist zu sagen, daß die Frage sich auch etwas allgemeiner formulieren läßt, nämlich, inwieweit sich sachliche Aufklärung überhaupt eignet, die Akzeptanz zu verbessern. Ich glaube, sagen zu können, daß auf Behördenseite eine Verbesserung hier nicht erforderlich sein dürfte, denn die Behörden haben sich auch in der Vergangenheit bemüht, im Rahmen ihrer Möglichkeit und ihrer Einsichten nach praktischer ingenieurmäßiger Vernunft zu entscheiden. Es ist bekannt, daß die Schwierigkeiten bzw. die fehlende Akzeptanz in weiten Kreisen der Bevölkerung - zumindest in den Kreisen der Bevölkerung, die sich besonders Gehör zu verschaffen verstehen - und auch zum Teil auf politischer Ebene bestehen. Dorthin müßte die Frage eigentlich gerichtet werden, wieso dort die Akzeptanz nicht verbessert wird. Ich möchte hier keine Antwort geben, möchte auch keine persönliche Meinung darüber verbreiten. Vielleicht nur ein Hinweis. Es dürfte naheliegen, zu vermuten, daß die Widerstände bzw. die fehlende Akzeptanz in den eben skizzierten Kreisen nicht ausschließlich und nicht ursächlich auf fehlende Sachinformation, sondern auf ganz andere Dinge zurückzuführen sind. Aber ich möchte die Gelegenheit wahrnehmen, das Augenmerk auf einen anderen Problemkreis bzw. auf eine andere Gruppe von vermutlich zukünftigen Anwendern der Risikostudie zu richten. Das ist die Gruppe der Richter, der Gerichte. Es klang heute mittag schon einmal kurz die Frage an, wie die Ergebnisse der Risikostudie und auch die Art und Weise ihrer Darstellung auf einen Verwaltungsrichter wirken können. Es ist so, daß die Gerichte auch diese Ergebnisse und einzelne Betrachtungen in ihre Beurteilung mit einbeziehen. Ich habe keinen Zweifel, daß das im Laufe der nächsten Monate und Jahre verstärkt geschehen wird, nicht zuletzt auch, weil Einwender und Kläger auch aus ihrer Sicht schwache Stellen der Risikostudie gegen die Beweisführung im Kernenergiesektor anführen werden. Jetzt scheint es mir unbedingt erforderlich zu sein, daß

sich sowohl die Ersteller der Studie als auch die Sachverständigen, als auch die Behörden darauf einstellen, hierzu vor den Gerichten Stellung zu nehmen. Mir scheint, es ist unbedingt erforderlich, die Ergebnisse der Studie, die Teilargumentationen in eine Sprache zu bringen, daß sie gerichtsmäßig verstanden wird, daß sie gerichtsmäßig die richtige Wirkung hervorruft. Es ist ja nicht ausreichend - und ich erinnere hier an den letzten Vortrag von heute vormittag -, daß die Dinge physikalisch, technisch, sachlich, wissenschaftlich exakt vorgebracht werden, sondern es ist genau so wichtig, daß sie an der Stelle, an der sie nachher wirken sollen, auch genau in der richtigen Weise verstanden werden. Hier möchte ich den generellen Appell an alle Beteiligten richten, sich um eine verständliche Sprache zu bemühen. Ich darf als Beispiel noch einmal das zitieren, was Herr Ritter auch heute vormittag gebracht hat. Wenn in einem wissenschaftlich methodischen Ergebnis Begriffe verwendet werden, die durchaus mathematische Fachbegriffe sind, die aber gleichzeitig mit einer eindeutigen Bedeutung im allgemeinen Sprachgebrauch und auch im rechtlichen Sprachgebrauch belegt sind, wie etwa Fragen des subjektiven Vertrauensbereichs, dann kann man sich jetzt bereits ausmalen, daß die Gerichte mit Sicherheit hier nicht richtige, sondern total falsche Schlüsse ziehen dürften. Alle nachgeschobenen Argumentationen und Erklärungen von wissenschaftlicher Seite werden entstandene falsche Eindrücke und Vorurteile nicht mehr auszuräumen gestatten. In der Risikostudie, auch in diesem grünen Papier, gibt es meiner Meinung nach ein Dutzend durchaus mißverständliche und leider dann auch an maßgeblicher Stelle mißverständlicher Argumentationen und Darlegungen, die es wünschenswert erscheinen lassen, diese Studie mit ihren Ergebnissen und auch die zukünftigen Sprachregelungen daraufhin durchzuforschen.

A. Birkhofer (GRS):

Das ist richtig, Herr Himmel. Aber dieses Dilemma haben wir alle als Ingenieure, wenn wir einen Sachverhalt klar darstellen wollen. Ich bin froh, daß die Studie insoweit auch von den Gegnern akzeptiert wird, denn diese Art von Vorwürfen, nämlich daß wir Verschleierungstaktik getrieben hätten, wäre natürlich sofort gekommen. Aber man wird künftig darauf zu achten haben, daß man die Dinge entsprechend vorbringt. Nur glaube ich nicht, daß anhand des Buches allein ein Richterspruch gefällt wird, sondern es wird immer im Rahmen der Beweisaufnahme ein Hinterfragen stattfinden. Wir hatten bisher nicht den Eindruck, daß die Studie eine große Rolle spielt.

K. Köberlein (GRS):

Es wäre vielleicht nützlich, wenn Herr Himmel oder andere Herren von den Behörden uns solche kritischen Begriffe, die nach Ihrer Meinung zu Mißverständnissen Anlaß geben können, einmal zusammenstellten. Man kann sich dann unterhalten, inwieweit man diese Begriffe vermeiden, oder wenigstens in einer Zusammenstellung zur Verwendung bei Gericht oder anderen Stellen erläutern kann.

F.W. Heuser (GRS):

Ich möchte noch etwas zur Phase B sagen, und zwar dazu, wie wir im Rahmen der Risikostudie die Schwerpunkte der zukünftigen Arbeit sehen. Herr Birkhofer hatte schon gesagt, daß es nicht darum geht, wieder so ein grünes Buch als geschlossenes Papier zu produzieren. Ich hatte auch versucht anzudeuten - in der Einführung zum Seminar -, daß wir mehr schwerpunktmäßig arbeiten werden, und in meinem Einführungsreferat war ich kurz auf einige Aspekte der Anlagentechnik eingegangen, der anlagentechnischen Untersuchungen und der systemtechnischen Untersuchungen. Mir scheinen aus den Diskussionen, die wir gehabt haben, einige Überlegungen zu den Dingen und zu unserem Arbeitsprogramm bestätigt zu sein für die Phase B. Herr Birkhofer hatte etwas gesagt zu der Frage, inwieweit man die Nichteinhaltung der Mindestanforderungen an die Sicherheitssysteme und an Kernschmelzen entkoppeln kann. Als zweiter Aspekt kam die Frage der Integrität des Containments bei möglichen Kernschmelzabläufen auf. Man wird diese Dinge im Rahmen der anlagentechnischen Untersuchungen weiter vertiefen und möglicherweise verbessern. Das wird sicher ein zweiter Schwerpunkt sein, der über die bisherigen systemtechnischen Punkte hinausgeht, wie wir gestern bereits diskutiert hatten. In diesem Bereich der Kernschmelzabläufe hatten wir gestern nachmittag einige Punkte explizit angesprochen. Ich darf noch einmal auf das Problem möglicher Belastungen für den Sicherheitsbehälter aus der Freisetzung des Wasserstoffs hinweisen. Die Frage der Dampfexplosion hatten wir angesprochen. Das wären die Punkte, die wir im Rahmen unserer Studie an der Referenzanlage zu diskutieren hätten. Ein weiterer Punkt, der das Unfallfolgenmodell betrifft, wurde, glaube ich, von Dr. Hübschmann schon angesprochen. Bezüglich der Frühschadensproblematik erwähnten Sie die frühzeitige Freisetzung der Isotopengruppen Jod und Tellur. Es geht um die Reduktion oder um das Ablagerungsverhalten dieser Isotopengruppen. Hier sehe ich ebenfalls einen Schwerpunkt der Arbeiten zur Phase B. Das heißt, die Vorgänge, die mit dem Ablagerungsverhalten im Sicherheitsbehälter zu tun haben, sind gegenüber den bisherigen Arbeiten vertiefend zu untersuchen. Wir haben bisher ein sehr einfaches Modell, den amerikanischen Code CORRAL verwendet. Wir arbeiten aber in der Bundesrepublik Deutschland daran und hoffen, auch hier weitere Anregungen durch den neueren Stand der Sicherheitsforschung auch aus den USA zu erhalten. Ich glaube, wir hatten Sie, Herr Hübschmann, heute direkt zur Problematik im Ausbreitungsmodell gefragt. Auch dort sind von Ihnen bereits in Karlsruhe Überlegungen angestellt worden, wie das Modell insgesamt verbessert werden kann. Selbstverständlich wird der Punkt Schutz- und Gegenmaßnahmen für die Phase B eine Rolle spielen. Herr Bayer, wenn Sie bitte noch etwas zum Thema Dosis/Wirkungs-Beziehung ergänzen möchten?

A. Bayer (KfK):

Bezüglich der Frühschäden wird man, meines Wissens, innerhalb der SSK nochmals die Dosis/Wirkungs-Beziehung diskutieren. Bezüglich der Spätschäden wäre zu entscheiden, ob man innerhalb der Phase B bei der linearen Dosis/Risiko-Beziehung bleibt, oder ob man, aufgrund neuerer Erkenntnisse, den bisherigen Risikoeffizienten für den Bereich kleiner Dosen reduziert. Bei

der Erfassung der genetischen Belastung wird man es wahrscheinlich bei der Berechnung der genetisch signifikanten Kollektive belassen, und zwar aus den bereits im Hauptband der Risikostudie geschilderten Gründen.

L.F. Franzen (GRS):

Meine Herren, ich hatte die Fachkonferenz eröffnet, jetzt stehen wir unmittelbar vor dem Ende. Bevor ich sie aber offiziell beschließe, möchte ich die Gelegenheit nutzen, allen, die zum Gelingen dieser Fachkonferenz beigetragen haben, zu danken. Besonders zu erwähnen in diesem Zusammenhang sind sicherlich die Vortragenden, die - und ich glaube, mit dieser Auffassung nicht allein zu stehen - ganz ausgezeichnete Arbeit geleistet haben. Danken möchte ich aber auch allen, die zur Diskussion gesprochen haben und damit die Themen erweitert, die Fragestellungen vertieft und wesentliche Beiträge zum Verständnis der manchmal doch etwas schwierigen Materie geleistet haben. In den Dank einschließen möchte ich natürlich auch alle die, die hinter den Kulissen tätig waren. Und zum Schluß, aber damit soll nicht etwa eine Reihenfolge festgestellt werden, glaube ich, gilt unser Dank dem Hausherrn hier, der uns diese schönen und äußerst zweckmäßigen Räumlichkeiten zur Verfügung gestellt und damit erst die Umgebungsbedingungen geschaffen hat, diese Konferenz so erfolgreich durchzuführen. Alle, die hier gegessen und geschlafen haben, werden auch aus ihrer Sicht in diesen Dank mit einstimmen. Meine Herren, ich beschließe damit diese Fachkonferenz.

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Telefon (02 21) 20 68-0
Telefax (02 21) 20 68-888

Forschungsgelände
85748 Garching b. München
Telefon (0 89) 3 20 04-0
Telefax (0 89) 3 20 04-599

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin
Telefon (0 30) 8 85 89-0
Telefax (0 30) 8 85 89-111

Theodor-Heuss-Straße 4
38122 Braunschweig
Telefon (0531) 80 12-0
Telefax (0531) 80 12-200