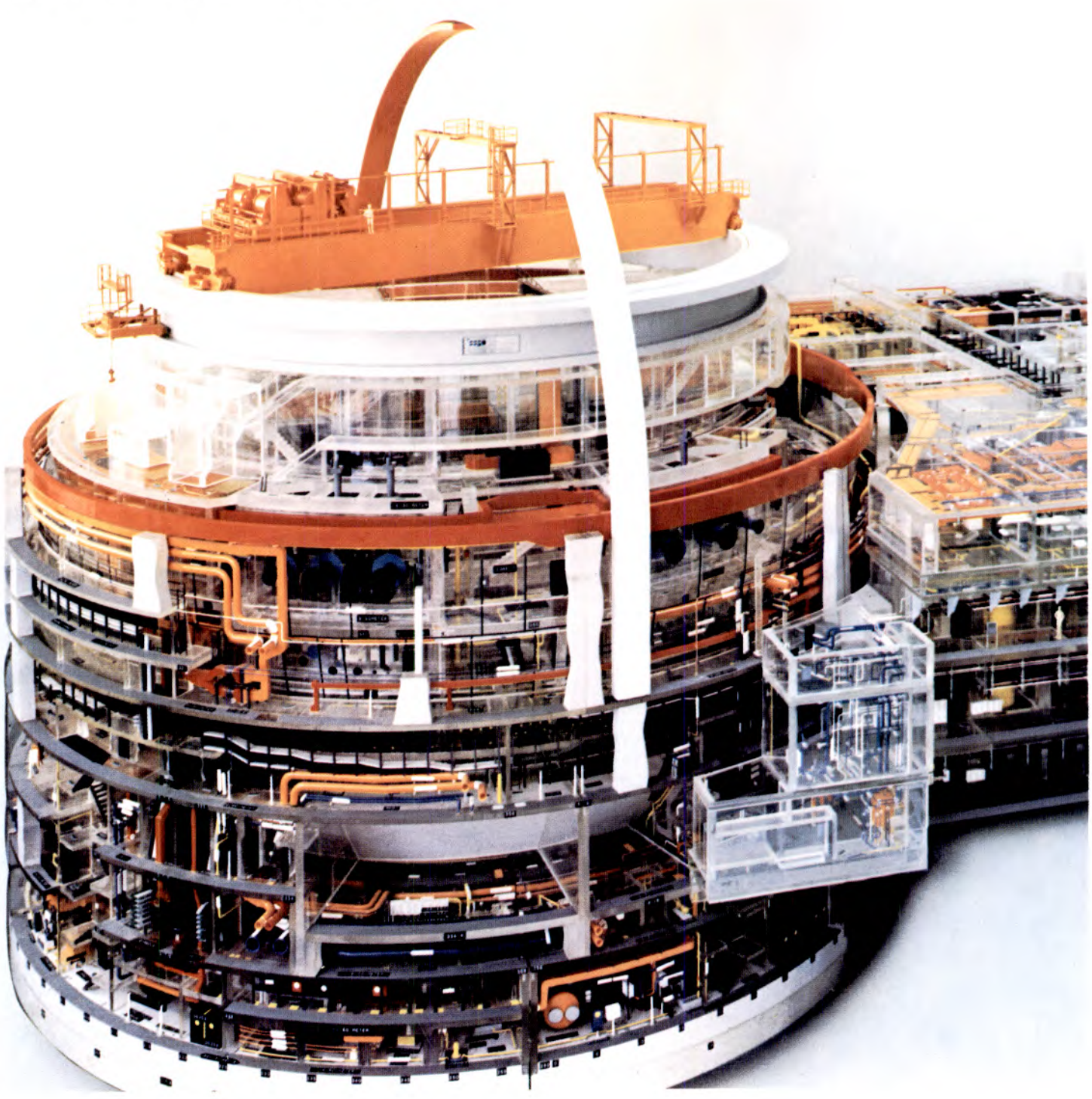
Jahresbericht 1979

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

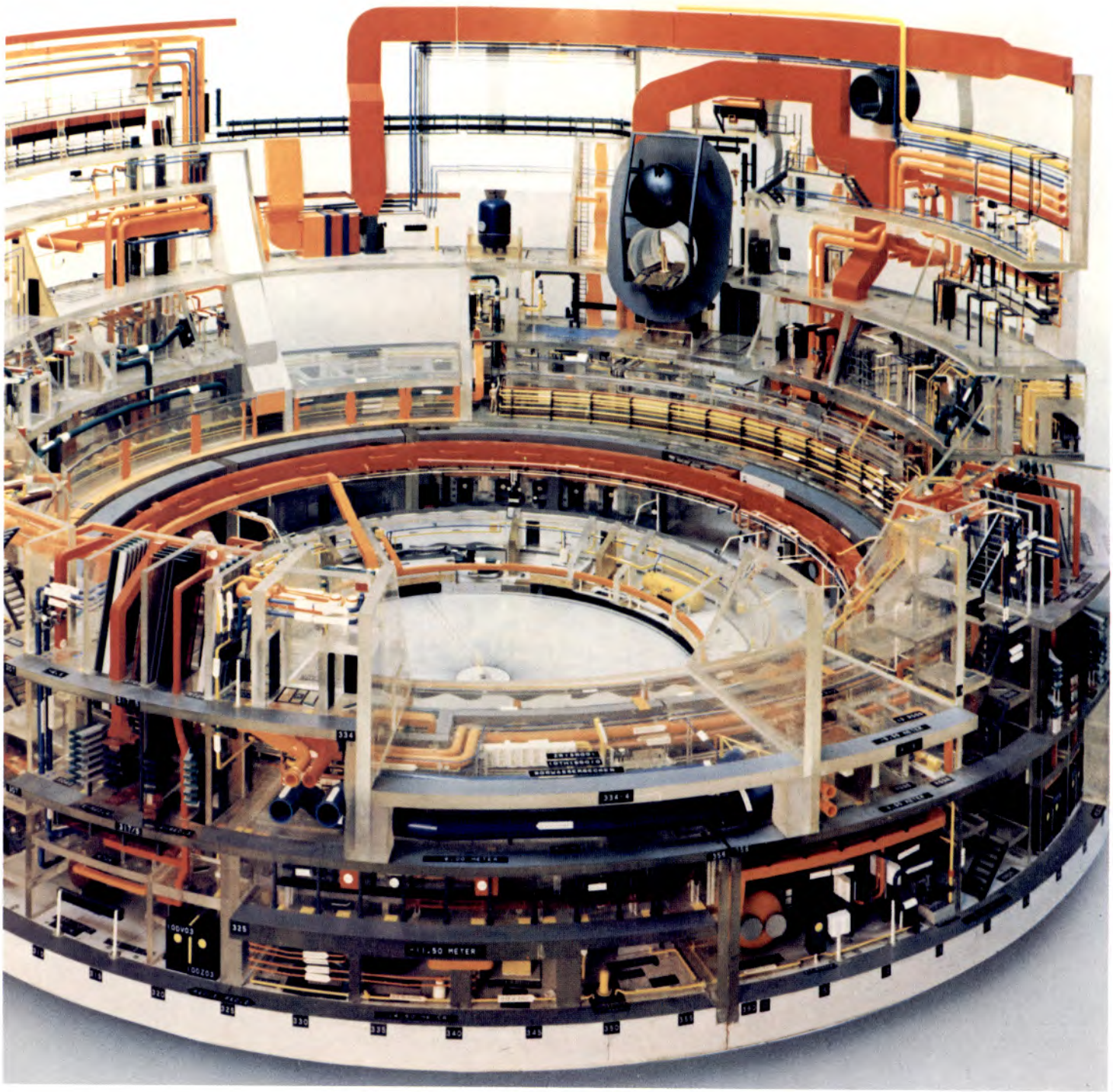
Jahresbericht 1979

Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Glockengasse 2
5000 Köln 1
Telefon (02 21) 2 06 81
Telex 8 881 807 grs d

Modell des Kernkraftwerkes Mülheim-Kärlich



Äußere Ringräume



Nachdruck, auch auszugsweise, nur mit
Genehmigung der Gesellschaft für Reaktor-
Sicherheit (GRS)mbH, Glockengasse 2,
5000 Köln 1

Inhalt

1.	Einführung	9
2.	Projektbetreuung und ihre Aufgaben	11
3.	Die deutsche Risikostudie	15
4.	Arbeitsschwerpunkte	23
4.1	Die Auswertung des Störfalls in Three Mile Island	23
4.2	Strahlenexposition der Arbeitskräfte in deutschen Kernkraftwerken	25
4.3	Qualifikation des Kernkraftwerkpersonals	30
4.4	Auswirkungen einer Drucktransiente ohne Schnellabschaltung auf die Flanschverbindung eines Reaktordruckbehälters	34
4.5	Analyse von hypothetischen Störfällen bei „schnellen Brutreaktoren"	36
4.6	Simulation digitaler elektronischer Schaltungen als Hilfsmittel bei Sicherheitsanalysen und Sicherheitsnachweisen	38
4.7	Einsatz von Transientenmodellen	40
4.8	Stand der Entwicklung und der Verifikation des fortschrittlichen Rechenprogramms DRUFAN	45
4.9	GRS-Analysen zum Verhalten von LWR-Brennstäben bei Kühlmittelverluststörfällen	49
4.10	Datenverarbeitung	54
4.11	Dialog mit der Öffentlichkeit	57
4.12	Forschungsbetreuung	60
5.	Geschäftsstellen	65
5.1	RSK-Geschäftsstelle	65
5.2	SSK-Geschäftsstelle	69
5.3	KTA-Geschäftsstelle	73
6.	Drittes GRS-Fachgespräch	77
7.	Geschäftliche Tätigkeit	81
8.	Berichte, Veröffentlichungen und Vorträge	85
8.1	GRS-Berichtsreihen	85
8.2	GRS-Informationsdienste	86
8.3	Sonstige Schriften	87
8.4	Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften	88
8.5	Vorträge	92

1. Einführung

Im Berichtsjahr ist das „Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren", das deutsche Atomgesetz, 20 Jahre alt geworden. Der in diesem Gesetz verankerten Verpflichtung zur Sicherheitsvorsorge ist es zu verdanken, daß in 18 Jahren Kernkraftwerksbetrieb in der Bundesrepublik Deutschland kein durch ionisierende Strahlung bedingter Unfall auftrat, der zu Krankheiten oder gar zum Tod geführt hätte. Diese positive Erfahrung wird weltweit in bisher 2000 Reaktorbetriebsjahren bestätigt.

Ein Schadensereignis ragt aus den vielen Vorkommnissen, über die die GRS berichtet, heraus, der Störfall im Kernkraftwerk Three Mile Island (TMI 2) am 28. März. Es hat zu Freisetzungen von radioaktiven Stoffen in die Umgebung und zu schweren Schäden in der Anlage geführt. Dieses hat so große Wirkung auf Beteiligte, Fachleute und Öffentlichkeit gehabt, daß es überall in der Welt Anlaß für ein Überdenken der bisherigen Reaktorauslegung und der Sicherheitsmaßnahmen war.

Alle zuständigen Behörden und Gutachter haben sich mit dem Studium der Ereignisse und der Konsequenzen befaßt. Es war zu prüfen, ob die bis zu diesem Zeitpunkt durchgeführten Sicherheitsanalysen, die Vorschriften zur Anlagengestaltung und für die Ausbildung des Kernkraftwerkpersonals ausreichend waren. Es zeigte sich, daß an den in der Bundesrepublik Deutschland in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken Störfälle dieser oder ähnlicher Art viel unwahrscheinlicher gewesen wären und Sofortmaßnahmen nicht ergriffen zu werden brauchten. Langfristig werden aber Verbesserungen vorgesehen, die diese oder ähnliche Ereignisabläufe noch unwahrscheinlicher werden lassen.

Vor diesem Hintergrund gewinnt die unter Federführung der GRS erstellte „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke" besondere Bedeutung. Sie wurde am 16. August 1979 vom Bundesminister für Forschung und Technologie der Öffentlichkeit vorgestellt und ist das Ergebnis des Versuchs, das durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachte Risiko zu quantifizieren.

Die sofortige Überprüfung, ob auch der in TMI 2 aufgetretene Störfallablauf in der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" hinreichend berücksichtigt wurde, ergab: Dem Problemkreis „kleines Leck in der druckführenden Umschließung, verursacht durch eine Transiente", dem der Störfall im Kernkraftwerk TMI 2 zuzuordnen ist, war genügend Aufmerksamkeit gewidmet worden. Die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten eines solchen Störfalls entspricht dem jetzt vorhandenen Erfahrungswert.

Die Risikostudie hat weiterhin gezeigt, daß von Todesfällen, die als Folge von Spätschäden nach einem Kernschmelzunfall eintreten, im statistischen Mittel zur Hälfte Nachbarländer der Bundesrepublik Deutschland betroffen sein können. Der umgekehrte Fall ist natürlich in gleichem Maße möglich. Daraus kann der Schluß gezogen werden, daß bei der Einschätzung von Risiken, die mit der friedlichen Nutzung der Kernenergie verbunden sind, die Verhältnisse in der Bundesrepublik Deutschland nicht isoliert betrachtet werden dürfen. Vielmehr müssen auch unsere Nachbarstaaten mit einbezogen werden.

Hier wird die Notwendigkeit eines zwischenstaatlichen Dialogs über sicherheitstechnische Einrichtungen in Kernkraftwerken, um so eine allgemeine Angleichung des Sicherheitsniveaus zu erreichen, deutlich sichtbar.

Innerhalb der letzten drei Jahre ist in der Bundesrepublik nur ein Kernkraftwerk genehmigt worden, das Kernkraftwerk Philippsburg 2 im Juni 1977. Die mit der Genehmigung, der Aufsicht und der Überprüfung von Kernkraftwerken befaßten Stellen haben dadurch Zeit gewonnen. Sie haben die Sicherheitskriterien straffer gefaßt, das kerntechnische Regelwerk ergänzt, die vorliegenden Erfahrungen ausgewertet und dadurch für eine weitere Optimierung der technischen Sicherheitseinrichtungen gesorgt. – Aktivitäten, die ganz sicher für einen höheren Sicherheitsstandard unerläßlich sind, obwohl man darüber nicht die Bedeutung einer kontinuierlichen Weiterentwicklung auf der Basis praktischer Betriebserfahrungen außer acht lassen darf.

Zum jetzigen Zeitpunkt ist keinesfalls ein Ende derartiger Bemühungen abzusehen. Das Streben nach weiterer Erhöhung der Sicherheit kerntechnischer Anlagen wird die ständige Aufgabe unserer Gesellschaft sein. Ein besonderes Augenmerk gilt dabei künftig der Auswertung betrieblicher Erfahrungen wie Strahlenbelastung des Betriebspersonals, Störfallerfassung und -auswertung, Wiederholungsprüfungen und Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen.

Köln, den 24. März 1980

A. Birkhofer
Geschäftsführer

O. Kellermann
Geschäftsführer

2. Projektbetreuung und ihre Aufgaben

Der Bereich Projekte koordiniert die in unserer Gesellschaft durchzuführenden Aufgaben im Hinblick auf vertragliche, kosten- und terminmäßige Erfüllung und führt bei übergreifenden Vorhaben die interne und externe fachliche Abstimmung durch.

In der umfassenden Diskussion und Entscheidungsfindung um die Kerntechnik war die GRS im Berichtsjahr 1979 durch folgende Sonderaktionen im technischen Bereich beteiligt:

- Vorlage der Risikostudie, Phase A, für deutsche Leichtwasser-Kernkraftwerke im Spätsommer 1979 im Auftrag des BMFT;
- Gutachtenstätigkeit für Verwaltungsgerichte bei der Entscheidung um die Genehmigung von Kernkraftwerken und
- Analyse der Konsequenzen zum Störfall im Kernkraftwerk TMI im Hinblick auf die Sicherheitsrelevanz für deutsche Kernkraftwerke.

Im wesentlichen bestimmt durch diese Aufgaben, hat sich das in Tabelle 1 ausgewiesene Leistungsvolumen der GRS gegenüber dem Vorjahr um mehr als 10% erhöht. Da ein entsprechender Personalzuwachs nicht möglich war, führte das zu einer erheblichen Zusatzbelastung der Mitarbeiter.

Wie bereits in den Vorjahren bestimmten drei Aufgabenfelder die Schwerpunkte unserer Tätigkeit.

Gutachtenstätigkeit

Im Unterauftrag der Technischen Überwachungs-Vereine sowie im Auftrag der Ländergenehmigungsbehörden und als Gutachter in Verwaltungsgerichtsverfahren wurden für nahezu alle kerntechnischen Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland sicherheits- und/oder sicherungsspezifische Untersuchungen durchgeführt.

Diese Analysen konzentrierten sich auf folgende Arbeitsdisziplinen:

- Radiologie und Radioökologie,
- Notkühlwirksamkeit und Kühlmittelverlust,
- transientes Anlagenverhalten,
- Einwirkungen von außen inkl. Einwirkungen Dritter,
- Fluid- und Strukturdynamik,
- Kritikalitätsanalysen,
- Zuverlässigkeitsanalysen.

Um Wertungen zu vermeiden, soll auf eine Aufzählung der etwa 60 Einzelvorhaben an dieser Stelle verzichtet werden. Wir erlauben uns nur zu zwei Themen spezielle Hinweise.

Aufgrund des breiten Spektrums der Gutachtertätigkeit und der nachfolgend noch beschriebenen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten verstärkte sich der Kontakt zu ausländischen Genehmigungsbehörden – sei es im Rahmen der Ausbildung von Mitarbeitern dieser Organisationen oder zum Zweck spezieller fachlicher Beratungen. Zu nennen sind hier sowohl die Verträge mit UKAEA[1]), Brasilien, Griechenland und der Europäischen Gemeinschaft als auch die Aus-

[1]) *UKAEA = United Kingdom Atomic Energy Authority, London*

Aufgabenart	Vorhaben/ Verträge	Einzel- aufgaben	Anteil am Auftragsumfang
Gutachten	50	60	22%
Fachberatung BMI	18	140	32%
Forschungs- und Entwicklungsaufgaben BMFT und BMI	14	45	46%
G e s a m t	82	245	100% ≙ 410 000 h

Tabelle 1: Übersicht zum GRS-Auftragsumfang

Anlage	Sicherheitsdisziplinen: Radio-ökologie	Einwirkungen von außen	Störfall-analyse	Sicherheits-konzept
Brokdorf	●	●	●	●
Wyhl	●			
Unterweser	●	●	●	●
Stade	●			
Krümmel	●			●
Grohnde	●		●	
Brunsbüttel	●		●	●
Mülheim-Kärlich		●		

Tabelle 2: Beratung der Gerichte in Verwaltungsstreitverfahren

Lfd. Nr.	Kennzeichnung	Vorhaben	Laufzeit
1	SR 95	Standorte für kerntechnische Einrichtungen	1977/80
2	SR 115	Sammlung, Auswertung und Verbreitung in- und ausländischer Erkenntnisse über die Sicherheit kerntechnischer Anlagen und über den Strahlenschutz	1977/80
3	SR 116	Betreuung der vom BMI initiierten Untersuchungen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen einschließlich fachlicher Zuarbeit	1977/82
4	SR 117	RSK-Geschäftsstelle	1977/81
5	SR 118	Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen in deutschen und ausländischen Kernkraftwerken	1977/82
6	SR 119	Unterstützung des BMI bei der Regelung technischer Verfahrensangelegenheiten der Sicherheitsbeurteilung von Kernreaktoranlagen; Musteranforderungen von Genehmigungsunterlagen und Gutachten	1977/79
7	SR 120	Unterstützung des BMI in KTA-Angelegenheiten	1977/79
8	SR 121	Unterstützung des BMI bei der Erarbeitung von Sicherheitskriterien und sonstigen sicherheitstechnischen Regelwerken, die nicht vom KTA aufgestellt werden	1977/79
9	SR 122	Unterstützung des BMI im Aufsichts- und Genehmigungsverfahren für kerntechnische Anlagen, in der Auswertung von Sicherheitsforschungsvorhaben und in der Erstellung genehmigungsspezifischer Rechenprogramme	1977/80
10	SR 129	Durchführung und Koordination des Containment-Standard-Problems Nr. 1	1977/79
11	SR 145	Mitarbeit an HTR-Sicherheitsstudie	1978/79
12	SR 157	Durchführung und Koordination des deutschen-Standard-Problems Nr. 2 (PKL)	1979/80
13	SR 177	Fachliche Zuarbeit zur Anlagensicherung von Reaktoren und im Brennstoffkreislauf	1979/80
14	SR 193	Auswertung der Statusberichte Qualitätssicherung	1979/81
15	SR 196	Durchführung des LOBI-Standard-Problems	1979/80
16	SR 211	Deutsches Standard-Problem Nr. 3 (2. Containment-Standard-Problem)	1979/80
17	St. Sch. 667	SSK-Geschäftsstelle	1977/79
18	St. Sch. 670	Fachliche Zuarbeit zur Durchführung von Aufgaben auf dem Gebiet des Strahlenschutzes	1977/79

Tabelle 3: Verträge mit dem Bundesminister des Innern (BMI) in 1979

Lfd. Nr.	Kennzeichnung	Vorhaben	Laufzeit
1	RS 131	Informationsaustausch mit der USAEC bzw. USERDA	1974/82
2	RS 182	GRS-Beteiligung am LOFT-Programm der USNRC	1976/81
3	RS 201 A	Zuverlässigkeitsbeurteilung für den Sicherheitseinschluß am Beispiel eines DWR	1977/79
4	RS 217	Risikostudie zur Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor für einen Standort in der Bundesrepublik Deutschland	1976/80
5	RS 251	Projektbegleitung der Vorhaben des BMFT in der Reaktorsicherheitsforschung	1977/82
6	RS 263	Analytische Tätigkeiten der GRS im Rahmen des BMFT-Sicherheitsprogrammes	1977/80
7	RS 264	Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung im KKW Biblis B	1977/80
8	RS 292	Geräuschmessungen an Kernreaktoren im Frequenzbereich 1 kHz-1 MHz	1977/79
9	RS 311	Best-Estimate-Rechnungen für das erweiterte Arbeitsprogramm des Projekts Kernschmelzen	1977/80
10	RS 314	Flutprogrammentwicklung	1977/82
11	RS 128	Analytische Untersuchungen zum HDR-Forschungsprojekt	1976/80
12	RS 350	Übernahme der Projektträgerschaft zu Sicherheitsforschungsvorhaben	1978/82
13	RS 428	Betreuung des internationalen 2D/3D-Notkühlvorhabens durch Abstellung eines Resident-Engineers nach Japan	1979/82
14	RS 434	Beratungs- und Betreuungsvertrag zu Know-how-Transfer	1979/82

Tabelle 4: Verträge mit dem Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) in 1979

bildung von Fachkräften aus Argentinien, Brasilien und der Türkei.

An den verschiedenen Vorgängen der Verwaltungsgerichtsentscheide für Kernkraftwerke wurde und wird unsere Gesellschaft in zunehmendem Maße als Gutachter oder Berater hinzugezogen. Tabelle 2 gibt hier eine Übersicht über unsere Tätigkeit für verschiedene Sicherheitsdisziplinen.

Genehmigungs- und aufsichtsspezifische Fachberatung für den BMI

Das Aufgabenfeld für den BMI wird durch die in Tabelle 3 aufgeführten Verträge umrissen. Die hier hervorhebbaren Einzelaufgaben sind:

- Mitarbeit bei der HTR-Sicherheitsstudie, die federführend durch die KFA Jülich erstellt wird und die Sicherheitsaspekte dieses Reaktortyps wertend darstellt,
- Auswertungen zu den wiederkehrenden Prüfungen in Forschungsreaktoren und Kernkraftwerken,
- Erstellung eines Konzeptes zur Analyse von Backfitting-Maßnahmen,
- Sammlung und Bewertung von besonderen Ereignissen in Kernkraftwerken, insbesondere die schon erwähnte Auswertung zu TMI,
- Betreuung der Beraterkommissionen RSK und SSK,
- Mitarbeit und Beratung bei der Regelerstellung sowie Erarbeitung von Sicherheits- und Sicherungskriterien für kerntechnische Anlagen,
- verschiedenste Ad-hoc-Beratungen in Fragen des Strahlenschutzes, der Sicherheit und Sicherung von kerntechnischen Anlagen.

Forschungs- und Entwicklungsvorhaben zur Reaktorsicherheit

Über das hier durchgeführte Aufgabenfeld informiert Tabelle 4 zu Vorhaben mit dem BMFT. Neben der Risikostudie liegen die GRS-Entwicklungsschwerpunkte darin,

- die vom BMFT initiierten experimentellen Forschungsvorhaben analytisch auszuwerten,
- Modellansätze zu physikalischen Phänomenen für eine Sicherheitsbewertung zu entwickeln,
- die Modelle in Rechencodes umzusetzen bzw. bestehende Codes anzupassen,
- die entwickelten Codes durch Voraus- und Nachrechnung an Versuchen zu verifizieren,
- Betriebserfahrungen auszuwerten, um Ausfallraten sowie Zuverlässigkeitskenngrößen von Komponenten zu bestimmen und
- Systeme und Methoden zu entwickeln, die entweder als Entscheidungshilfen für den Operateur bei extremen Ereignissen dienen können und/oder den Einfluß des Menschen beim Eingriff in Prozeßabläufe sicherheitsgerichtet unterstützen.

Als wesentliche Vorhaben sind hier zu nennen: Auswertung von LOFT (Notkühlexperimente in USA); Auswertung von 2D/3D (Internationaler Großversuch von USA, Japan, Bundesrepublik Deutschland zur Erprobung des Notkühlverhaltens und Verifikation einer neuen Generation von Notkühl-Codes); Auswertung von HDR (Bewertung von Programmen zu Belastungen bei Kühlmittelverlust); Entwicklung von Anlagendynamikmodellen und Verifikation an Betriebstransienten; Entwicklung von STAR (Störungsanalysesystem in Kernkraftwerken); Entwicklung eines Körperschallanalysesystems zur Schadensfrüherkennung im Primärkreis.

3. Die deutsche Risikostudie

Am 14. August 1979 stellte der Bundesminister für Forschung und Technologie, Volker Hauff, auf einer Pressekonferenz in Bonn die deutsche Risikostudie vor. Eine unmittelbar darauf erschienene 50seitige Kurzfassung gab der Öffentlichkeit Gelegenheit, sich eingehender über Art und Umfang der Arbeiten zu informieren. Im Dezember 1979 erschien dann der Hauptband unter dem Titel „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke – Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachten Risiko"[1]).

In Ergänzung zu dem Hauptband befindet sich z. Z. eine Reihe von Fachbänden in Vorbereitung, in denen die zur Studie durchgeführten Untersuchungen im einzelnen dokumentiert werden.

Die Arbeiten für die Studie wurden im Frühjahr 1976 vom Bundesminister für Forschung und Technologie in Auftrag gegeben. Ebenso wie die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie WASH 1400[2]), der Rasmussen-Bericht, hat die deutsche Risikostudie das Ziel, das aus Störfällen in Kernkraftwerken resultierende Risiko zu ermitteln.

An den Arbeiten zur Studie, die unter der wissenschaftlichen Leitung von Prof. Dr. A. Birkhofer, Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit, durchgeführt werden, sind verschiedene Institutionen beteiligt. Die anlagentechnischen Untersuchungen liegen im wesentlichen bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS). Der zweite große Komplex der Studie, die Ermittlung der Unfallfolgen, ist von dem Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) und der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung (GSF) übernommen worden. Daneben war eine Reihe weiterer Institutionen zu verschiedenen Teilaufgaben und Einzelproblemen an den bisherigen Arbeiten beteiligt.

Die Studie gliedert sich in zwei Phasen. Die veröffentlichten Ergebnisse beziehen sich auf die erste Phase (Phase A), die 1979 abgeschlossen wurde. Für diese Phase sind auftragsgemäß weitgehend die Grundannahmen und Methoden der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie übernommen worden. In einem zweiten Teil der Studie, einer anschließenden Vertiefungsphase (Phase B), sollen in verstärktem Umfang methodische Weiterentwicklungen und neuere Ergebnisse der Reaktorsicherheitsforschung berücksichtigt werden.

Vorgehen und Methoden

Bild 1 gibt einen Überblick über die wichtigsten Schritte der Risikostudie. Die ersten drei Schritte betreffen die anlagentechnische Analyse. Referenzanlage für diese Untersuchungen ist das Kernkraftwerk Biblis B. Diese Anlage besitzt einen typischen Druckwasserreaktor deutscher Bauart mit einer thermischen Leistung von 3750 MW.

Für die Unfallfolgerechnungen und zur anschließenden Risikoermittlung werden alle Standorte in der Bundesrepublik Deutschland berücksichtigt, an denen zum 1. Juli 1977 Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von mindestens 600 MW in Betrieb, in Bau oder im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren waren. Damit werden in der Studie 19 Standorte mit insgesamt 25 Anlagen betrachtet.

Auslösende Ereignisse

Den weitaus größten Teil des Gefährdungspotentials eines Kernkraftwerks stellt das im Reaktorkern angesammelte Spaltproduktinventar dar; es macht im Mittel ca. 95% des gesamten in der Anlage vorhandenen Aktivitätsinventars aus. Die Untersuchungen konzentrieren sich daher wesentlich auf auslösende Ereignisse und daraus mögliche Ereignisabläufe, die zu einer Aktivitätsfreisetzung aus dem Reaktorkern führen können. Eine Freisetzung größerer Aktivitätsanteile kann praktisch jedoch ausgeschlossen werden, solange ein Schmelzen des Reaktorkerns verhindert wird. Man hat daher hauptsächlich Ereignis-

1) *Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke – Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachten Risiko. Eine Studie der Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Köln, 1979*

2) *Reactor Safety Study – An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants, United States Nuclear Regulatory Commission, WASH 1400 (NUREG-75/014), October 1975*

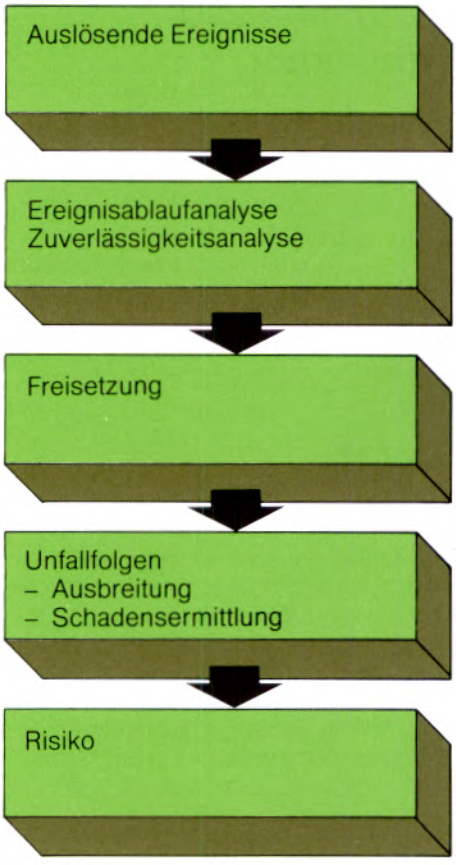


Bild 1: Schnitte der Risikostudie

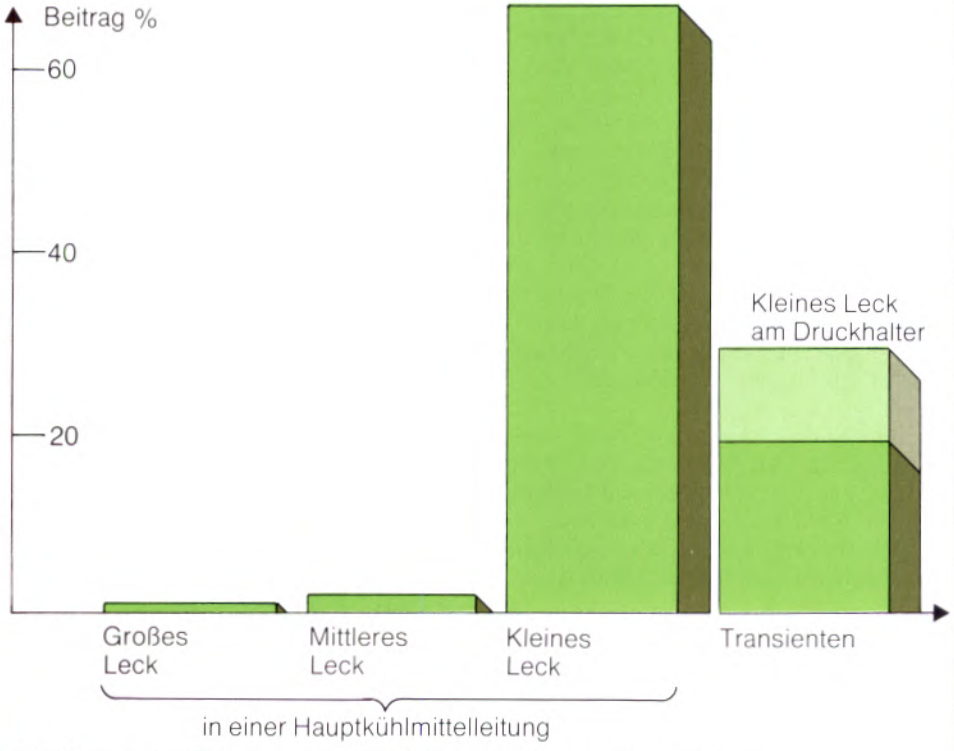


Bild 2: Relative Beiträge verschiedener auslösender Ereignisse zur Kernschmelzhäufigkeit

abläufe zu verfolgen, die nach einem Versagen von Sicherheitssystemen zu einem Überhitzen der Brennstäbe führen können. Anlagenintern betrachtet man hierzu im wesentlichen zwei Gruppen von auslösenden Ereignissen:

- Störfälle, die unmittelbar über ein Leck im Reaktorkühlkreislauf zu einem Kühlmittelverlust führen (Kühlmittelverluststörfälle), und
- Störfälle, die in anderer Weise ohne einen unmittelbaren Kühlmittelverlust die Leistung im Reaktorkern erhöhen oder die Kühlung des Kerns beeinträchtigen können (Transienten).

Neben anlageninternen Störfällen sind des weiteren auch mögliche Einwirkungen von außen und daraus resultierende Störfallabläufe in ihrem Einfluß auf das Gesamtrisiko zu untersuchen.

Ereignisablauf- und Zuverlässigkeitsanalyse

Ausgehend von einem auslösenden Ereignis, ergeben sich, je nachdem, ob die angeforderten Sicherheitssysteme funktionieren oder versagen, unterschiedliche Ereignisabläufe. Um die große Zahl möglicher Abläufe übersichtlich zu erfassen, werden Ereignisablaufdiagramme erstellt.

Zur Bewertung dieser Ereignisabläufe sind neben den Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse in den Verzweigungen der Ablaufdiagramme die Versagenswahrscheinlichkeiten der angeforderten Sicherheitssysteme zu ermitteln. Hierzu sind im allgemeinen umfangreiche Zuverlässigkeitsanalysen, die sich der Fehlerbaummethode bedienen, erforderlich.

Freisetzung

Für die weitere Analyse ist der Ablauf von Kernschmelzunfällen und die damit mögliche Freisetzung von Spaltprodukten zu untersuchen. Im einzelnen werden dabei

Kühlmittelverluststörfall Transiente	Häufigkeit des auslösenden Ereignisses h (Erwartungswert) 1/a	Bedingte Wahrscheinlichkeit des Ausfalls der erforderlichen Systemfunktion 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	$2{,}7 \cdot 10^{-4}$	$2{,}6 \cdot 10^{-2}$	$7 \cdot 10^{-6}$
Kleines Leck am Druckhalter bei anderen Transienten	$1 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-6}$
ATWS*)	$3 \cdot 10^{-5}$	$3 \cdot 10^{-2}$	$1 \cdot 10^{-6}$

*) Anticipated Transients Without Scram = Transienten ohne Schnellabschaltung

Tabelle 5: Zusammenfassung der Ergebnisse der Ereignisablaufanalysen

- die Vorgänge beim Schmelzen des Reaktorkerns,
- das Verhalten des Sicherheitsbehälters und seine möglichen Versagensarten sowie
- der Aktivitätstransport im Sicherheitsbehälter und die Freisetzung in die Umgebung

behandelt.

Die aus den Unfallabläufen resultierenden Freisetzungen (Art, Ausmaß und Häufigkeit) werden dann in einer Reihe von Freisetzungskategorien zusammengefaßt.

Unfallfolgen

Ausgehend von den Freisetzungsdaten, verfolgt man zunächst die wetterabhängige Ausbreitung der Aktivitätsfahne und berechnet die daraus resultierenden Aktivitätskonzentrationen in der Umgebung der Anlage. Als zufallsbedingte Größen gehen in diese Rechnungen die bei einem Unfall vorherrschenden Wetterbedingungen (Ausbreitungskategorie, Niederschlag, Windgeschwindigkeit) ein.

Aus den Aktivitätskonzentrationen ermittelt man die Strahlenbelastungen über die verschiedenen Expositionspfade. Über Dosis-Wirkungs-Beziehungen berechnet man schließlich die Zahl der durch akute oder latente Strahlenschäden betroffenen Personen. Dabei werden folgende Schadensarten betrachtet:

- somatische Frühschäden (Tod durch akute Strahlenkrankheit)
- somatische Spätschäden (Tod durch Leukämie oder Krebs aufgrund latenter Strahlenschäden) sowie
- die genetische Belastung (genetisch signifikante Kollektivdosis).

In diesen Rechnungen werden Schutz- und Gegenmaßnahmen berücksichtigt, die sich weitgehend an vorliegenden behördlichen Rahmenempfehlungen orientieren.

Risiko

Die Ergebnisse der Studie werden in Diagrammen und Tabellen aufgetretener Schadenshöhen und zugehöriger Eintrittshäufigkeiten dargestellt.

Ergebnisse
Anlagentechnische Untersuchungen

Es wurden etwa 100 Störfallabläufe untersucht, die zu einer Freisetzung von Spaltprodukten führen. Die Häufigkeit von Kernschmelzunfällen wurde dabei mit $9 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr und Anlage ermittelt. Tabelle 5 gibt eine Zusammenfassung der Ergebnise zu den durchgeführten Fehlerbaum- und Ereignisablaufanalysen. In Bild 2 sind die verschiedenen Beiträge zur Kernschmelzhäufigkeit noch einmal anschaulich dargestellt.

Der weitaus größte Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit resultiert aus einem nicht beherrschten kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung. Im Vergleich zu größeren Leckquerschnitten ist für kleine Lecks eine relativ große Häufigkeit anzusetzen. Des weiteren sind zur Beherrschung dieses Störfalls auf der Sekundärseite der Dampferzeuger Handmaßnahmen erforderlich, um das Abfahren der Anlage einzuleiten und durchzuführen. Aus der Bewertung dieser Handmaßnahmen ergibt sich eine relativ hohe Versagenswahrscheinlichkeit der geforderten Systeme.

Ein weiterer wichtiger Beitrag ergibt sich aus Transienten. Neben dem Notstromfall sind hier Ereignisabläufe, die zu einem kleinen Leck am Druckhalter führen, von Einfluß. Die Bedeutung dieser Sequenzen, die in etwa dem Störfallablauf in Three Mile Island entsprechen, wurde in der deutschen Studie bereits vor etwa zwei Jahren erkannt.

Freisetzungs-kategorie	Beschreibung	Eintrittshäufigkeit pro Jahr
FK1	Kernschmelzen mit Dampfexplosion	$2 \cdot 10^{-6}$
FK2	Kernschmelzen, großes Leck im Sicherheitsbehälter (∅ 300 mm)	$6 \cdot 10^{-7}$
FK3	Kernschmelzen, mittleres Leck im Sicherheitsbehälter (∅ 80 mm)	$6 \cdot 10^{-7}$
FK4	Kernschmelzen, kleines Leck im Sicherheitsbehälter (∅ 25 mm)	$3 \cdot 10^{-6}$
FK5	Kernschmelzen, Überdruck-versagen, Ausfall der Störfallfilter	$2 \cdot 10^{-5}$
FK6	Kernschmelzen Überdruckversagen	$7 \cdot 10^{-5}$
FK7	Beherrschter Kühlmittelverluststörfall, großes Leck im Sicherheitsbehälter	$1 \cdot 10^{-4}$
FK8	Beherrschter Kühlmittel-verluststörfall	$1 \cdot 10^{-3}$

Tabelle 6: Freisetzungskategorien

Tabelle 6 zeigt die in der Studie ermittelten Freisetzungskategorien mit Angaben zu Art, Höhe und Eintrittshäufigkeit der verschiedenen Freisetzungen. Im folgenden wird die Einordnung der verschiedenen Unfallabläufe in die einzelnen Freisetzungskategorien kurz erläutert.

Erreicht die Kernschmelze nach Durchschmelzen der inneren Betonabschirmung den Reaktorsumpf, so folgt aus der Reaktion der Schmelze mit dem Sumpfwasser ein laufender Druckanstieg im Sicherheitsbehälter. Es muß daher mit einem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters gerechnet werden, bevor es zu einem Durchschmelzen des Gebäudefundaments kommt. Jedoch vergeht wenigstens ein Tag, bis der Sicherheitsbehälter durch Überdruck versagt. Ein Versagen des Sicherheitsbehälters kann zwar nicht verhindert werden, es erfolgt jedoch sehr spät, so daß die aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte bis zum Versagenszeitpunkt in wesentlichen Anteilen an inneren Oberflächen und Einbauten des Sicherheitsbehälters abgelagert wer-

den (Kategorien 5 und 6).

Zu einer wesentlich größeren Freisetzung kann es allerdings kommen, wenn der Sicherheitsbehälter von Anfang an undicht ist (Kategorien 2 bis 4) oder der Sicherheitsbehälter in anderer Weise frühzeitig versagt (Kategorie 1).

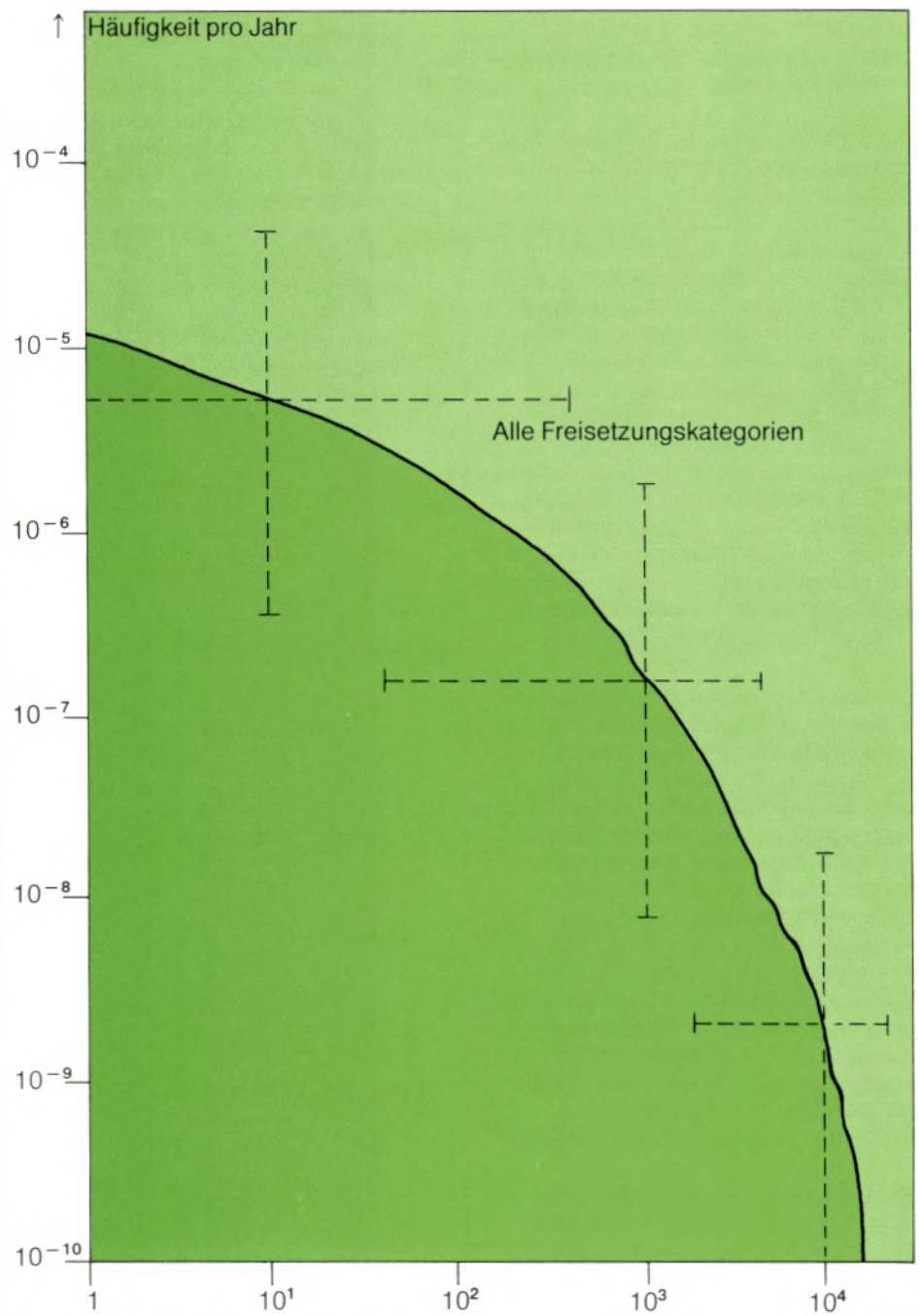
Kategorie 1 enthält Unfallabläufe mit den höchsten Freisetzungen. Diese treten unter der Annahme auf, daß beim Abstürzen geschmolzener Kernmasse in Restwasser im unteren Plenum des Druckbehälters eine Dampfexplosion ausgelöst wird, die den Druckbehälter und in der Folge auch den Sicherheitsbehälter zerstört. Ein solcher Unfallablauf ist äußerst unwahrscheinlich. In den bisherigen Untersuchungen konnte jedoch noch nicht mit Sicherheit nachgewiesen werden, daß eine Dampfexplosion und in deren Folge eine Zerstörung des Sicherheitsbehälters ausgeschlossen werden kann. Im Sinne einer oberen Grenzabschätzung wurde dieser Unfallablauf daher mit derselben Wahrscheinlichkeit wie in der amerikanischen Studie unterstellt und für die Unfallfolgenrechnungen berücksichtigt.

Ergänzend wurden in der Studie Kühlmittelverluststörfälle untersucht, die durch die Notkühlsysteme beherrscht werden und nicht zum Kernschmelzen führen (Kategorien 7 und 8).

Unfallfolgenrechnungen

Bild 3 zeigt für Frühschäden den Zusammenhang von Schadensumfang und Eintrittshäufigkeit für 25 Anlagen*). Die im Bild eingezeichneten

*) *Dargestellt ist hier, ebenso auch in Bild 4, die komplementäre Häufigkeitsverteilung, d. h., angegeben wird die Häufigkeit h, mit der ein Schaden vom Umfang größer oder gleich X eintreten kann.*



Die gestrichelten Balken geben 90-%-Vertrauensbereiche an.

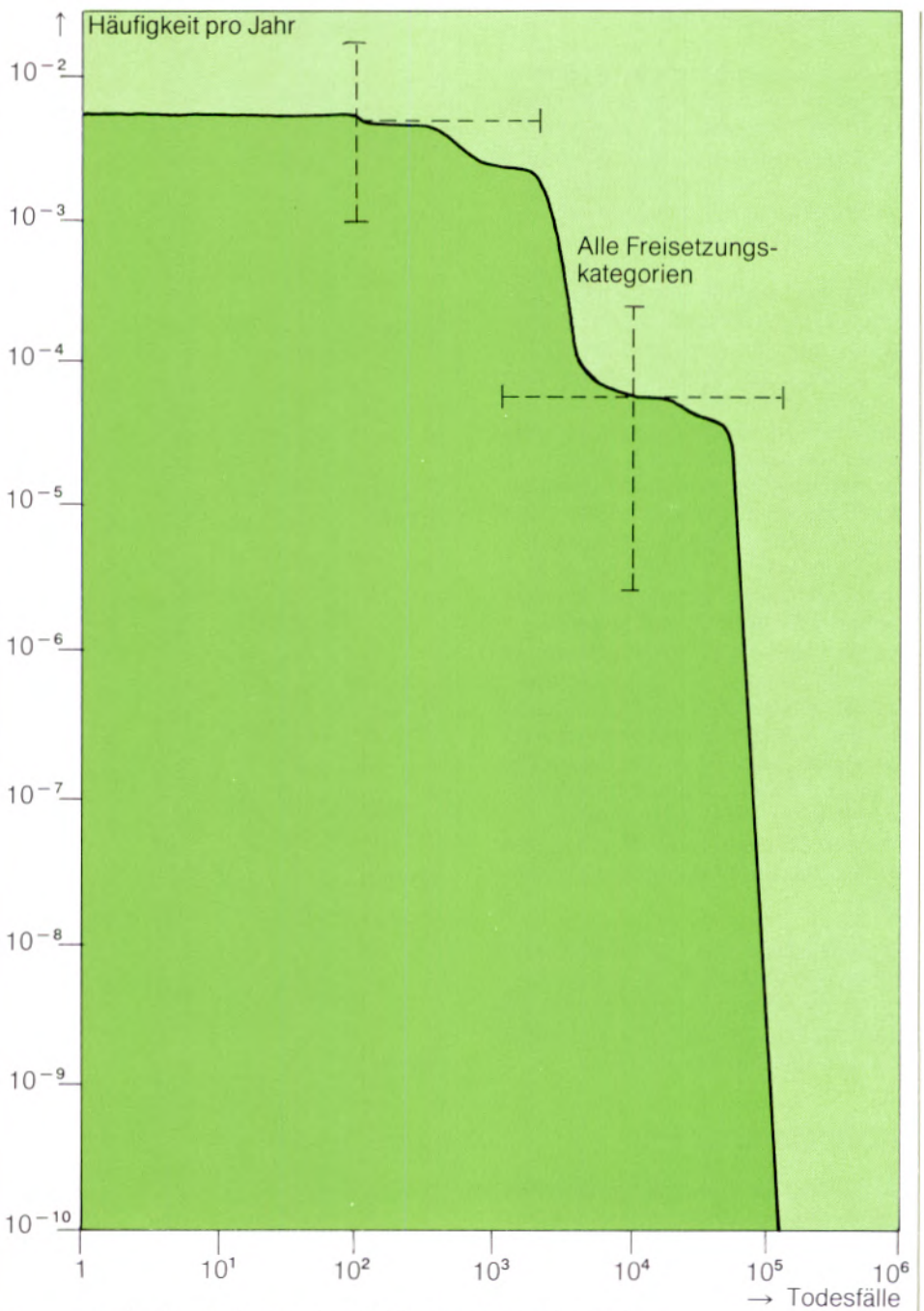
Bild 3: Komplementäre Häufigkeitsverteilung der frühen Todesfälle pro Jahr bei 25 Anlagen

Balken kennzeichnen die zu den Ergebnissen berechneten 90-%-Vertrauensbereiche.

Die Ergebnisse lassen den Schluß zu, daß durch den Sicherheitsbehälter das Schadensausmaß erheblich verringert wird. In 93% aller Kernschmelzunfälle wird die Freisetzung durch den Sicherheitsbehälter so begrenzt, daß Frühschäden auch bei ungünstigsten Umgebungsbedingungen nicht verursacht werden. Frühe Todesfälle werden nur für Kernschmelzunfälle berechnet, bei denen ein frühzeitiges Versagen des Sicherheitsbehälters angenommen wird (Kategorien 1 bis 4). Jedoch ergeben sich selbst dann frühe Todesfälle nur für bestimmte Wettersituationen und Bevölkerungsverteilungen. Letztlich sind in über 99% aller Kernschmelzunfälle keine Frühschäden zu erwarten.

Unfallabläufe, die mit einem großen Schadensumfang verbunden sind, treten äußerst selten auf. So ergeben sich für Unfallabläufe, die zu 1 000 oder mehr akuten Todesfällen führen, Eintrittshäufigkeiten von weniger als 1:1 000 000 pro Jahr. Im Maximalfall werden 14 500 akute Todesfälle errechnet. Frühschäden im großen Ausmaß werden nur dann ermittelt, wenn große Aktivitätsfreisetzungen mit ungünstigen Wetterbedingungen über Gebieten hoher Bevölkerungszahlen zusammentreffen. Allgemein werden akute Todesfälle nur für den Nahbereich, d. h. bis zu einer Entfernung von rund 20 km, ermittelt.

Den Empfehlungen der Internationalen Strahlenschutzkommission[1] folgend, wurde zur Berechnung der somatischen Spätschäden eine lineare Dosis-Risiko-Beziehung ohne



Die gestrichelten Balken geben 90-%-Vertrauensbereiche an.

Bild 4: Komplementäre Häufigkeitsverteilung der späten Todesfälle pro Jahr bei 25 Anlagen

[1] *International Commission on Radiological Protection, Recommendation, ICRP Publication No. 26, 1977*

Schwellendosis verwendet. Damit wird auch für kleinste Strahlenbelastungen eine Erhöhung des Krebsrisikos angenommen. Ein nicht unerheblicher Teil der Spätschäden wird daher auch für Strahlenbelastungen berechnet, die etwa der natürlichen Strahlenbelastung entsprechen, die jeder im Laufe seines Lebens akkumuliert.

Bild 4 zeigt die entsprechenden Ergebnisse. Spätschäden treten praktisch bei jedem Unfallablauf auf. Selbst für einen beherrschten Kühlmittelverluststörfall, bei dem aber der Lüftungsabschluß des Sicherheitsbehälters versagt, ergeben sich solche Schäden, und zwar unabhängig von der Wetterlage. Als Maximalschaden wurden etwa 100000 Todesfälle berechnet.

Die Schäden würden sich über einen Zeitraum von mehreren Jahrzehnten verteilen, etwa die Hälfte davon würde in Gebieten außerhalb der Bundesrepublik Deutschland auftreten. Aus diesem Ergebnis läßt sich folgern, daß umgekehrt die deutsche Bevölkerung vergleichbaren Risiken durch ausländische Kernkraftwerke ausgesetzt wäre.

Wendet man die Rechenverfahren, die in der Studie verwendet wurden, auf mögliche Schäden durch die natürliche Strahlenbelastung an, so ergeben sich für die Bevölkerung der Bundesrepublik jährlich über 700 Fälle von Krebs und Leukämie. Für die Bevölkerung Europas, wie sie in der Studie berücksichtigt wurde, ergeben sich pro Jahr über 8000 Fälle. Im Vergleich dazu beträgt der statistische Erwartungswert für somatische Spätschäden, die aus Kernkraftwerksunfällen in 25 Anlagen resultieren, 10 pro Jahr.

Die für genetische Strahlenschäden ermittelten Ergebnisse zeigen einen ähnlichen Verlauf. Um möglichen Fehlinterpretationen vorzubeugen, wurde auf eine unmittelbare zahlenmäßige Berechnung von Schadensfällen allerdings verzichtet. In der Studie wurde hierzu lediglich die für das Ausmaß aller Erbschäden bestimmende genetisch signifikante Kollektivdosis ermittelt.

Nach den Ergebnissen der Studie liegt z. B. der Erwartungswert der genetisch signifikanten Kollektivdosis aufgrund von Kernkraftwerksunfällen in 25 Anlagen um etwa einen Faktor 1000 niedriger als der Erwartungswert für die genetisch signifikante Kollektivdosis aufgrund der natürlichen Strahlenexposition.

In der Studie wurden auch Personenzahl und Flächengröße der Gebiete abgeschätzt, die von Evakuierungs- und Umsiedlungsmaßnahmen betroffen werden können. Das Gebiet für die Evakuierung in unmittelbarer Nähe der Anlage ist aufgrund behördlicher Richtlinien mit rund 30 km² festgelegt. Für etwa notwendige Umsiedlungsmaßnahmen ergeben sich je nach Unfallablauf und Wetterbedingungen stark unterschiedliche Flächengrößen. Die betroffenen Flächen können zum Teil erhebliche Ausmaße annehmen. Die für diese Rechnungen verfügbaren Modelle sind allerdings noch sehr vereinfacht. Die ermittelten Ergebnisse können daher vorerst nur Anhaltspunkte für genauere Untersuchungen geben.

Zusammenfassende Beurteilung

Die Ergebnisse der Studie entsprechen trotz unterschiedlicher Anlagentechnik und Standortverhältnisse in etwa den Ergebnissen der amerikanischen Reaktorsicherheitsstudie. Dies gilt sowohl für die Frühschäden als auch für die somatischen Spätschäden.

Bei einer Wertung der Ergebnisse dürfen die Begrenzungen der Studie jedoch nicht außer acht gelassen werden. Sie ergeben sich zum einen aus den Zielsetzungen des Auftrags, zum anderen sind sie durch die Grenzen des fachlichen Kenntnisstandes und der verfügbaren Methoden bedingt. So befaßt sich die Studie nur mit dem Risiko durch Störfälle in Kernkraftwerken. Risiken durch den bestimmungsgemäßen Betrieb oder durch den übrigen Brennstoffkreislauf wurden nicht behandelt. Ebenso wurden Risikobeiträge aus Einwirkungen durch Krieg und Sabotage nicht untersucht.

Auf dem gegenwärtigen Stand der Kenntnisse und der verfügbaren Methoden sind Risikoanalysen noch mit erheblichen Unsicherheiten behaftet. Die Studie liefert daher keine exakte Risikoberechnung, sondern lediglich eine Risikoabschätzung. Soweit möglich, z. B. für die aus Betriebserfahrungen ermittelten Zuverlässigkeitskenndaten, wurde versucht, diese Unsicherheiten zu quantifizieren. Daneben verbleiben aber weitere, unter Umständen erhebliche Aussageunsicherheiten, die nicht ohne weiteres quantitativ erfaßt werden können. Um derartige Aussageunsicherheiten abzudecken, ist vielfach ein pessimistisches Vorgehen notwendig, d. h., es werden vereinfachende Annahmen gemacht, die allgemein von ungünstigeren Voraussetzungen ausgehen als tatsächlich zutreffend.

Andererseits aber geben Risikoanalysen ein wertvolles Instrumentarium zur quantitativen Sicherheitsbeurteilung an die Hand. Die anlagentechni-

schen Untersuchungen erlauben eine weitgehende Analyse von Schwachstellen und eine vergleichende Beurteilung verschiedener Ereignisabläufe. Die Erfahrungen zeigen, daß hier Probleme bevorzugt an Schnittstellen zwischen verschiedenen Systemen und zwischen verschiedenen Fachdisziplinen auftreten. In Risikountersuchungen, vor allem in der systematischen Ereignisablauf- und Zuverlässigkeitsanalyse, werden solche Punkte mit größerer Sicherheit identifiziert als bei der herkömmlichen Sicherheitsbeurteilung.

Die in der Studie vorgenommenen Unfallfolgenrechnungen ermöglichen eine differenzierte Beurteilung verschiedener Unfallparameter, die maßgeblich die Schadensausmaße von Unfällen beeinflussen können. So können aus den Rechnungen gewonnene Kenntnisse für die weitere Planung von Notfallschutzmaßnahmen herangezogen werden. Sie vermitteln z. B. Vorstellungen über Zeiträume, in denen Schutzmaßnahmen notwendig und möglich sind.

Allgemein können Ergebnisse von Risikoanalysen dazu herangezogen werden, Ansatzpunkte und Maßstäbe zu finden, nach denen weitere Forschungs- und Entwicklungsarbeiten beurteilt werden.

4. Arbeitsschwerpunkte

4.1 Die Auswertung des Störfalls in Three Mile Island

Der Störfall vom 28. 3. 1979 im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island führte auch in der Bundesrepublik zu einer breit angelegten Überprüfung der bisherigen Reaktorsicherheitspraxis. Praktisch alle mit Reaktorsicherheit befaßten Institutionen waren daran beteiligt: Bundes- und Länderbehörden, Reaktor-Sicherheitskommission, Gutachterorganisationen, Betreiber und Hersteller. Die GRS leistete zur Auswertung dieses Störfalls wesentliche Beiträge. Sie lassen sich nach den Gesichtspunkten

- Informationsbeschaffung,
- Analyse der Ereignisse und Vergleich mit der deutschen Praxis,
- längerfristige Forschungs- und Entwicklungsarbeiten

unterteilen.

Die Frage der Beschaffung von Informationen war insbesondere in den ersten Wochen nach dem Störfall, als noch keine detaillierten und gesicherten Berichte aus den USA vorlagen, von großer Bedeutung. Der BMI entsandte bereits wenige Tage nach dem Störfall einen seiner Beamten und einen GRS-Mitarbeiter in die USA. Damit sollte frühzeitig der bestmögliche Informationsstand sichergestellt sein. Auch in der Folgezeit wurden unmittelbare Kontakte zu verschiedenen amerikanischen Institutionen gehalten. Mit zunehmendem zeitlichen Abstand zum Störfall verschob sich der Schwerpunkt jedoch weg von der Informationsbeschaffung und hin zur Diskussion der Folgerungen, die aus dem Störfall zu ziehen seien.

Die Auswertung des Störfalls übernahm in der GRS eine speziell eingerichtete Ad-hoc-Gruppe. Sie setzte sich aus Vertretern unterschiedlicher Fachgebiete zusammen. Die Arbeiten konzentrierten sich zunächst auf die ersten Stunden des Störfallablaufs, denn dies ist der Zeitraum, in dem Maßnahmen zur Störfallvermeidung bzw. -beherrschung greifen müssen. Ausgehend von einer Bewertung der Einzelereignisse, die für den Störfallablauf von Bedeutung waren, wurde ein Vergleich mit den in Betrieb befindlichen deutschen Anlagen vorgenommen. Ergebnis war, daß ein entsprechender Ereignisablauf in diesen Anlagen weniger wahrscheinlich ist und zu weniger schweren Schäden führen würde. Dessenungeachtet ergab sich eine Reihe von Punkten, bei denen eine weitere detaillierte Prüfung geeignet schien, Verbesserungsmöglichkeiten aufzuzeigen. Den gleichen Zweck, nämlich das Aufzeigen von Verbesserungsmöglichkeiten, verfolgte auch eine kritische Darstellung der Begutachtungspraxis im Genehmigungsverfahren im Hinblick auf Transienten- und Kühlmittelverluststörfälle. Weiter wurden die durch den Störfall aufgeworfenen Fragen des Strahlenschutzes untersucht und mit den Gegebenheiten in deutschen Anlagen verglichen.

Ergebnis der Untersuchungen war eine Reihe von Empfehlungen. Sie betrafen nur zu einem geringen Teil konkret durchzuführende Maßnahmen. Zum größten Teil enthielten sie Anregungen für weitere detaillierte Untersuchungen. Ein solches Vorgehen ist deshalb zwingend, weil allgemein anzuwendende Maßnahmen aus der Betrachtung eines einzelnen Störfallablaufs nicht abgeleitet werden können, vielmehr sind sämtliche Aspekte sorgfältig zu prüfen.

Die Ergebnisse der GRS werden den zuständigen Gremien zugeleitet. So stehen sie der RSK als Beratungsunterlagen zur Verfügung. Ebenso hat die GRS wesentlich an der Arbeit der TÜV-Leitstelle Kerntechnik mitgewirkt, die sich damit befaßt, Folgerungen für die Begutachtung neuer Anlagen zu ziehen.

Der Störfall in Three Mile Island wurde auch auf die Konsequenzen hin untersucht, die sich aus ihm für die Durchführung von Risikostudien ergeben. Phase A der deutschen Risikostudie war bei Eintritt des Störfalls praktisch abgeschlossen. Die Untersuchung ist im Anhang der Risikostudie dargestellt. Wichtige Ergebnisse sind:

- Die Methodik der Studie wurde nicht in Frage gestellt.
- Die Studie untersuchte ähnliche Ereignisabläufe.
- Die im Rahmen der Studie durchgeführten Arbeiten haben einen konkreten Beitrag zur Verhinderung ähnlicher Störfälle geleistet.

Unterstrichen wurde durch den Störfall die Notwendigkeit einer weitergehenden Differenzierung der Störfallfolgen. Die Studie unterstellt für Abläufe, bei denen die Kernkühlung nicht eindeutig gesichert ist, in allen Fällen Kernschmelzen. Vertiefende Untersuchungen des Zwischenbereiches sind für Phase B vorgesehen.

Die vom Präsidenten der USA eingesetzte Kemeny-Kommission sowie die von der NRC eingesetzte Special Inquiry Group haben in ihren Berichten Fragestellungen aufgegriffen, die weit über den rein technischen Bereich hinausgehen. Wichtige Punkte sind dabei die Organisationsform der Nuclear Regulatory Commission, ihre Verfahrensweisen bei der Genehmigung und Überwachung von Anlagen, die Nutzung von Betriebserfahrungen; Fragen der Qualitätssicherung beim Betreiber, der Ausbil-

dung des Betriebspersonals, der Notfallschutzplanung usw. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen lassen sich nicht unmittelbar auf die andersartigen Verhältnisse in der Bundesrepublik übertragen. Die entsprechenden Berichte werden jedoch im Auftrag des BMI sorgfältig ausgewertet und darin abgeleitete Empfehlungen der deutschen Praxis gegenübergestellt, um zu prüfen, ob sich aus ihnen auch für Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland Verbesserungsmöglichkeiten ergeben.

Eine längerfristige Reaktion auf den Störfall in Three Mile Island ist darin zu sehen, daß durch dieses Ereignis aufgeworfene Fragestellungen in Forschungs- und Entwicklungsvorhaben aufgearbeitet werden. Zum großen Teil handelt es sich dabei um eine Intensivierung, Beschleunigung oder Ausweitung bestehender Vorhaben. Von daher kann hier keine vollständige Auflistung der Konsequenzen des Störfalls gegeben werden, es werden nur Beispiele aufgeführt. Ein Vorhaben, dessen Aktualität durch den Störfall in Three Mile Island unterstrichen wurde, ist etwa das Projekt des Störfallanalyserechners. Dabei soll ein Prozeßrechner im Störfall mittels voranalysierter Ereignisabläufe aus aktuellen Anlagenmeßwerten den Anlagenzustand diagnostizieren und eine Ereignisablauf-Prognose erstellen. Eine derartige Auswahl und Verdichtung der verfügbaren Informationen kann eine ganz wesentliche Unterstützung der Betriebsmannschaft in Störfallsituationen darstellen.

Die Problematik kleiner Lecks spielte bereits vor dem Störfall in Three Mile Island eine wichtige Rolle. Auch die Arbeiten hierzu werden wesentlich ausgeweitet, sowohl was theoretische und programmtechnische Aspekte angeht als auch die experimentelle Verifikation. Entsprechendes gilt für die erweiterte Untersuchung von Transienten. Sowohl für Kühlmittelverluste als auch für Transienten ist dabei von Bedeutung, daß neben Untersuchungen mit konservativen Randbedingungen verstärkt Analysen unter Best-Estimate-Annahmen durchgeführt werden. Sie liefern eine möglichst realistische Beschreibung der zu erwartenden Abläufe. Ein anderes wichtiges Gebiet ist die Weiterentwicklung von Simulatoren, einmal im Hinblick auf die Personalausbildung, zum anderen für die Analyse von Störfallabläufen. Ein sehr wesentlicher Aspekt des Störfalls in Three Mile Island war das Zusammenwirken Mensch-Maschine. Auf diesem Gebiet ist eine starke Ausweitung der Forschungsaktivitäten vorgesehen.

Bild 5: Block 2 im Kernkraftwerk Three Mile Island

4.2 Strahlenexposition der Arbeitskräfte in deutschen Kernkraftwerken

Der Strahlenschutz der Arbeitskräfte in kerntechnischen Anlagen – insbesondere in Kernkraftwerken – hat in den vergangenen Jahren ein wachsendes Interesse in aller Welt gefunden. Die Ursache war zum einen ein in dieser Höhe nicht immer vorhergesehener Anstieg der für Instandhaltungsarbeiten in den Anlagen aufgenommenen Kollektivdosen. Zum anderen hat die Diskussion um die jüngsten Empfehlungen der ICRP[1]) die Frage neu belebt, welche Bedeutung den empfohlenen Dosisgrenzwerten für die langfristige Strahlenexposition der Arbeitskräfte zukommt.

Diese Überlegungen führten in der Bundesrepublik Deutschland – wie auch in anderen Ländern – zu der Einsicht, daß eine systematischere und eingehendere Erfassung und Auswertung der in Kernkraftwerken aufgenommenen Dosen erforderlich ist. Einige Ergebnisse dieser Bemühungen sollen nachfolgend dargestellt werden.

Einen Anhaltspunkt für die globale Entwicklung der Strahlenexposition in Kernkraftwerken liefern die Jahreskollektivdosen der einzelnen Anlagen. Langfristige Tendenzen lassen sich dabei am ehesten bei den älteren, am längsten in Betrieb befindlichen Anlagen ablesen. Als Beispiel zeigt Bild 6 die Entwicklung der Jahreskollektivdosis in den drei ältesten kommerziell genutzten Kernkraftwerken der Bundesrepublik. Der Siedewasserreaktor (Gundremmin-

[1]) *International Commission on Radiological Protection*

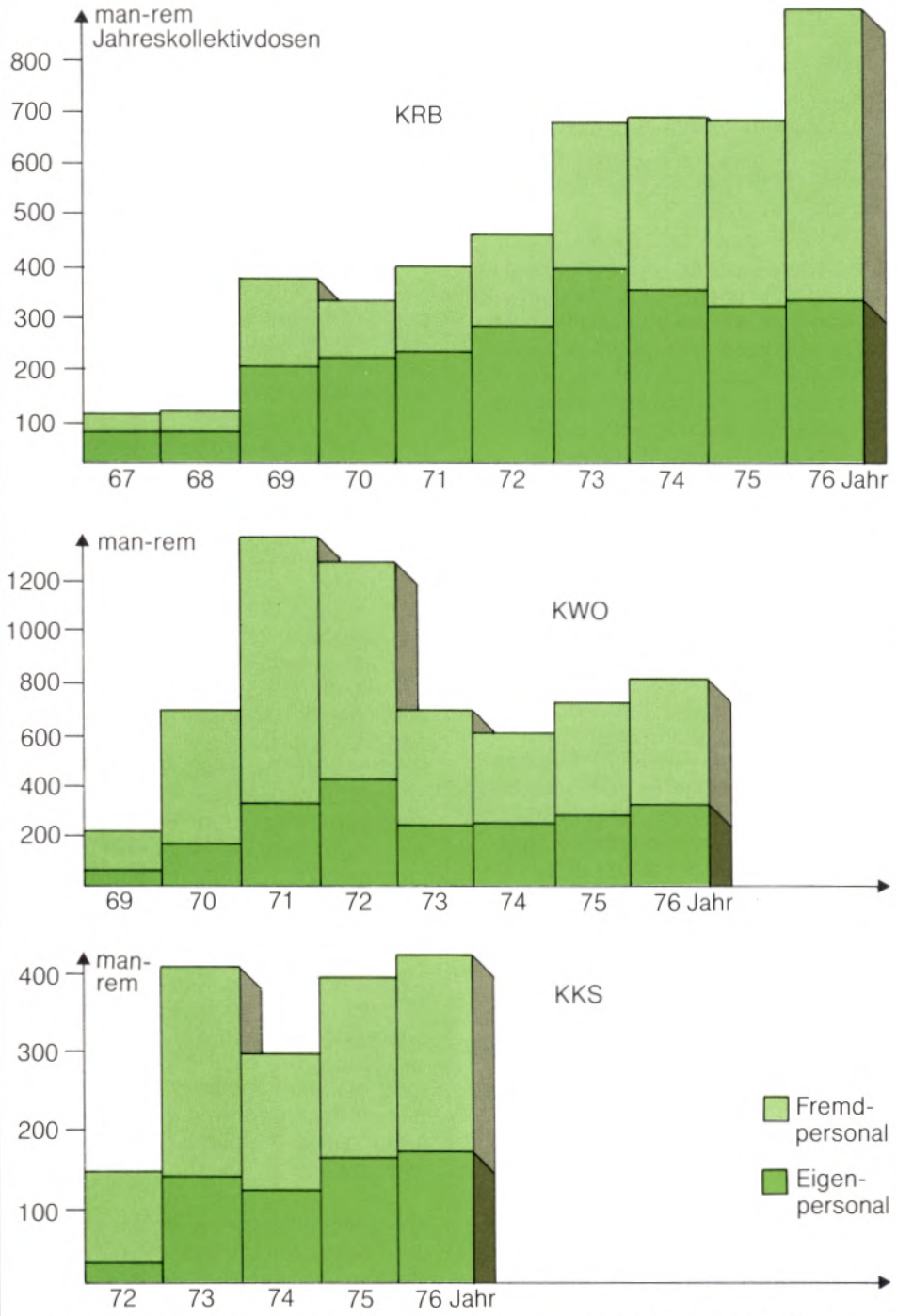


Bild 6: Jahreskollektivdosen in den Kernkraftwerken Gundremmingen (KRB), Obrigheim (KWO) und Stade (KKS)

gen, KRB) läßt hier einen mehr oder weniger stetigen Anstieg der Jahreskollektivdosis über die ersten 10 Betriebsjahre erkennen. Die Druckwasserreaktoren (Obrigheim, KWO, Stade, KKS) dagegen zeigen nach etwa vier bis fünf Jahren einen relativ konstanten Verlauf.

Ein wesentlicher Grund hierfür liegt in der Entwicklung der Ortsdosisleistung an den Primärkreiskomponenten. Arbeiten an diesen Anlageteilen tragen maßgeblich zur Strahlenbelastung des Personals bei, so daß bei zunehmender Ortsdosisleistung auch ein Anstieg der Jahreskollektivdosen zu erwarten ist.

Charakteristisch für die Entwicklung der Ortsdosisleistung ist in den entsprechenden Bereichen von KRB eine Steigerung, die nach etwa 10 Jahren ihre Sättigung erreicht. Der Vergleich mit der Jahreskollektivdosis läßt die enge Korrelation mit dem Verlauf der Ortsdosisleistung erkennen. Der gleiche Zusammenhang ist bei den Druckwasserreaktoren zu beobachten. Die Ortsdosisleistung am Primärkreis der beiden erwähnten Anlagen liegt hier nach etwa vier bis fünf Betriebsjahren auf einem annähernd konstanten Niveau.

Diese Beobachtungen sollten jedoch nicht zu dem voreiligen Schluß verführen, allein die Ortsdosisleistung sei bestimmend für Höhe und Verlauf der jährlichen Strahlenexposition des Betriebspersonals. So deuten Unregelmäßigkeiten in den abgebildeten Kurvenverläufen bereits darauf hin, daß Einzelergebnisse erhebliche Abweichungen von der allgemeinen Tendenz bewirken können. Ein anschauliches Beispiel hierfür ist die Jahreskollektivdosis im Kernkraftwerk Obrigheim. Hier haben umfangreiche Dampferzeugerheizrohrschäden zu einem sprunghaften Anstieg der Dosis in den Jahren 1971 und 1972 geführt. In den folgenden Jahren wurden zwar mehrfach gleichartige Reparaturarbeiten erforderlich. Eine weitere Steigerung der Kollektivdosis konnte aber durch verbesserte Arbeitsvorbereitung und Arbeitsgeräte aufgefangen werden. Daran wird deutlich, daß sowohl Reparaturaufwand als auch Erfahrungsauswertung und deren Berücksichtigung bei neuen Planungen zwei weitere bedeutsame Einflußfaktoren für die Strahlenexposition der Arbeitskräfte darstellen.

Diese Tatsache wird noch deutlicher, wenn man im Bild 6 die Unterteilung zwischen Eigen- und Fremdpersonal betrachtet. Die Kollektivdosis des Eigenpersonals folgt nur sehr gedämpft der Unregelmäßigkeit im Dosisverlauf, die des Fremdpersonals wird praktisch von einzelnen, dosisintensiven Arbeiten bestimmt. Die Kollektivdosis hängt daher neben anderem direkt vom Vorsorgeaufwand und dem Umfang der anfallenden Schäden ab. Die gleiche Abhängigkeit gilt für die Zahl des eingesetzten Fremdpersonals, denn Fremdpersonal wird in größerer Zahl vor allem dann herangezogen, wenn umfangreiche Arbeiten im Bereich hoher Ortsdosisleistungen erforderlich werden. Da dieser Personenkreis während eines Jahres in mehreren Kernkraftwerken tätig sein kann, kommt hier der Dosiserfassung und -auswertung aus Strahlenschutzgründen besondere Bedeutung zu. Ein erster wichtiger Schritt in dieser Richtung wurde durch die Einführung des Strahlenpasses verwirklicht.

Anlagespezifische Unterschiede in der Dosisaufnahme werden dann sichtbar, wenn man die Verteilung der Kollektivdosen auf Betriebs- und Stillstandszeiten betrachtet. Bei Siedewasserreaktoren liegt der Anteil der bei abgeschaltetem Reaktor aufgenommenen Dosis bei knapp 60%. Dieser Wert ist nahezu identisch mit einem amerikanischen Erfahrungswert aus dem Jahre 1974 von 58%. Dagegen beträgt die in Stillstandszeiten aufgenommene Kollektivdosis bei Druckwasserreaktoren annähernd 70%. Diese Unterschiede dürften in erster Linie typbedingt sein. Der Grund liegt wohl darin, daß beim Siedewasserreaktor die Anzahl der über das Kühlmedium kontaminierten Komponenten größer ist als beim anders konzipierten Druckwasserreaktor. Dagegen ist der Kontaminationsgrad z.T. erheblich geringer. Dies macht, falls erforderlich, Instandhaltungsarbeiten im Bereich kontaminierter Komponenten während des Betriebes möglich, die beim Druckwasserreaktor nur im abgeschalteten Zustand durchführbar sind.

Unterstrichen wird diese Beobachtung durch einen Vergleich der mittleren Aufenthaltszeiten des Eigenpersonals im Kontrollbereich der Kernkraftwerke Stade und Gundremmingen. Bei dem Siedewasserreaktor liegen sie bei 75–80 Tagen/Person × Jahr, in Stade bei etwa 60 Tagen/Person × Jahr. Dagegen beträgt die mittlere Aufenthaltszeit des Fremdpersonals in beiden Anlagen einheitlich 10–15 Tage/Person x Jahr. Diese Zahlenwerte kommen dadurch zustande, daß Fremdpersonal überwiegend in den normalerweise kurzen jährlichen Revisionsphasen eingesetzt wird. Entsprechend umgekehrt dazu verhält sich die Dosisaufnahme pro Tag im Kontrollbereich. Sie beträgt beim Eigenpersonal 20–30 mrem/Person × Tag, beim Fremdpersonal 30–80 mrem/Person × Tag.

Die angegebenen Zahlenwerte sollten allerdings nicht darüber hinwegtäuschen, daß die Dosisaufnahme durchaus nicht gleichmäßig auf das

gesamte Personal verteilt ist. In den beiden genannten Anlagen wurde eine Untergliederung der Dosisaufnahme nach Tätigkeitsbereichen vorgenommen. Sie macht deutlich, daß die mittleren Personendosen in weiten Bereichen schwanken können (Tabelle 7). Am höchsten belastet ist in der Regel die Arbeitsgruppe „Maschinentechnik". Sie arbeitet am häufigsten in dosisintensiven Bereichen. Dieser Gruppe sowie ähnlich stark belasteten Gruppen, z.B. „Schicht", „Labor" und „Strahlenschutz", muß daher verstärkte Aufmerksamkeit bei der Planung und Durchführung von Arbeiten im Kontrollbereich gelten.

Einen direkten Bezug zu den Ursachen der Strahlenexposition liefert die Betrachtung tätigkeitsbezogener Dosen. Sie gibt am schnellsten konkrete Anhaltspunkte für mögliche Verbesserungen. Aus diesem Grunde sollen im folgenden einige entsprechende Beispiele dargestellt werden. Man kann im wesentlichen unterscheiden zwischen Dosisaufnahmen bei regelmäßigen Routinearbeiten (z.B. Brennelementwechsel) und solchen, die durch seltene oder einmalige Reparaturarbeiten verursacht werden.

In der ersten Gruppe zeigt sich, daß unerwartete Strahlenbelastungen selten sind, denn Änderungen in der Dosisaufnahme ergeben sich zum einen durch die Entwicklung des Strahlenpegels, zum anderen als Ergebnis konsequenter Erfahrungsauswertung. Sie sind daher in der Regel gut vorausschaubar.

Als Beispiel hierfür sind in Bild 7 Kollektivdosen bei verschiedenen Arbeiten des Brennelementwechsels im Kernkraftwerk Gundremmingen dargestellt. Die deutliche Senkung der Strahlenexposition im Jahre 1972 geht vor allem auf den Einsatz verbesserter Werkzeuge, auf intensive Arbeitsvorbereitung und verbesserte Arbeitstechniken zurück. Eine zusätzliche Verbesserung konnte bereits 1971 beim Lösen der Dampftrocknerschrauben durch eine Anhebung des Reaktorwasserstandes erzielt werden.

Beispiele für die zweite Gruppe von Arbeiten zeigt Bild 8 an einigen Sonderarbeiten im Kernkraftwerk Stade.

Personengruppe		Mittlere Personendosis (rem/a)	Mittlere Tagesdosis (mrem/d)	Mittlere Aufenthaltszeit im Kontrollbereich (d)
Strahlenschutz	KKS	1,8	18	101
	KRB	2,2	27	82
Meß- und Regeltechnik	KKS	0,5	12	44
	KRB	1,9	32	61
Elektrotechnik	KKS	0,4	14	28
	KRB	1,5	24	60
Schicht	KKS	0,7	14	53
	KRB	2,4	27	90
Maschinentechnik	KKS	1,5	26	58
	KRB	3,6	44	80
Labor	KKS	1,1	8	136
	KRB	1,6	15	106
Betriebsleitung	KKS	0,8	27	34
	KRB	0,9	33	25

Tabelle 7: Mittlere Personendosis, mittlere Tagesdosis und mittlere Aufenthaltszeit im Kontrollbereich für die verschiedenen Gruppen des Eigenpersonals im Kernkraftwerk Stade KKS (1973-76) und im Kernkraftwerk Gundremmingen KRB (1969-76)

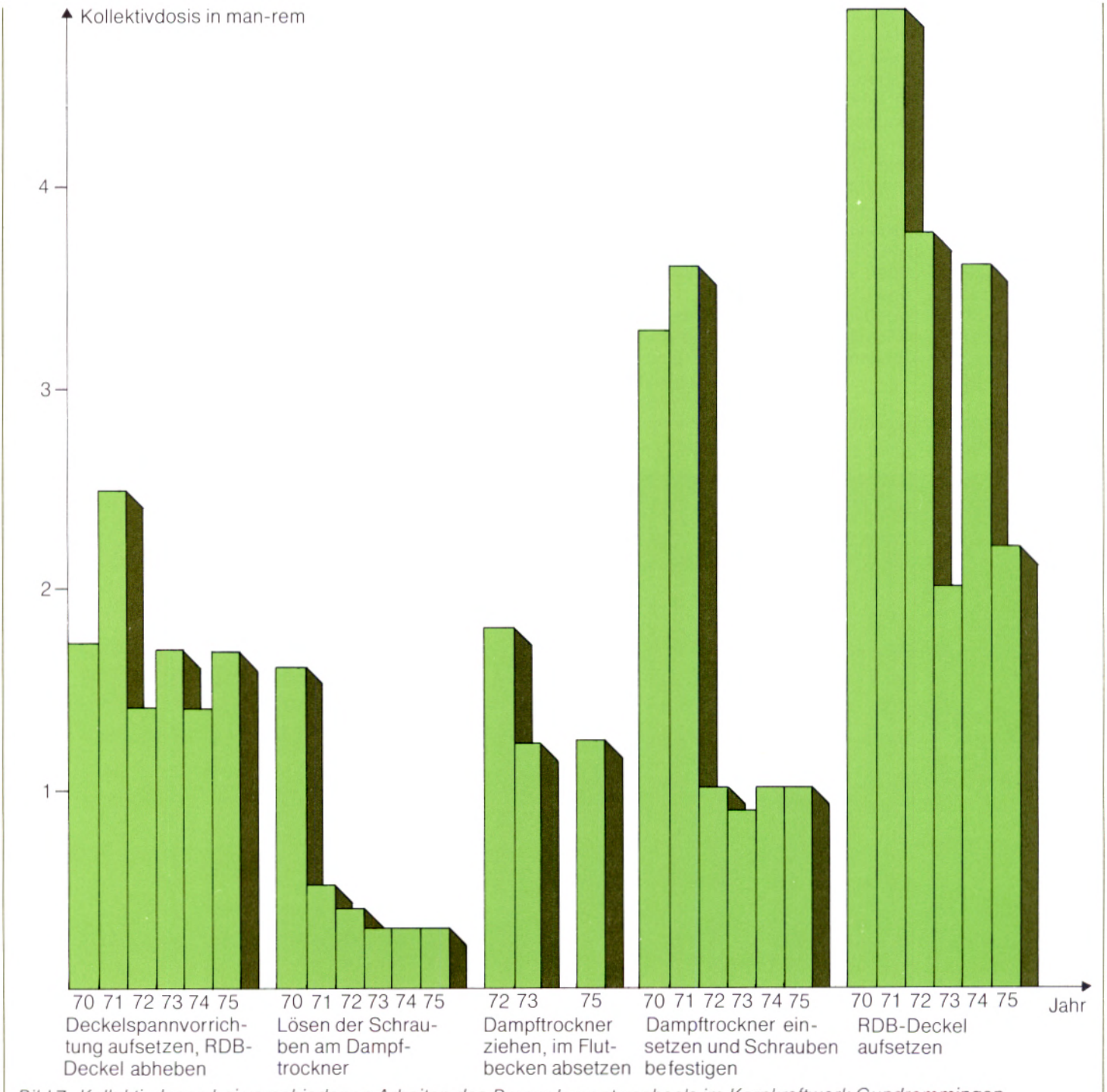


Bild 7: Kollektivdosen bei verschiedenen Arbeiten des Brennelementwechsels im Kernkraftwerk Gundremmingen

Die höchsten Belastungen wurden durch Arbeiten an den Isolierungen der Dampferzeuger und der Primärkreislaufschleifen verursacht. Dabei wurde u.a. die feste Isolierung der jeweiligen Reaktorschleife entfernt und durch eine abnehmbare Kassettenisolierung ersetzt. Diese speziellen, einmaligen Arbeiten tragen zwar in dem betreffenden Jahr noch zu erhöhten komponentenbezogenen Kollektivdosen bei. Sie lassen dafür aber eine Verringerung der Strahlenexposition in späteren Jahren erwarten.

Wegen der großen Bedeutung der tätigkeitsbezogenen Dosen für eine Reduktion der Strahlenexposition des Betriebspersonals hat unsere Gesellschaft Erfahrungs- und Erwartungswerte sowohl für typische als auch für bisher seltener angefallene Instandhaltungsarbeiten zusammengestellt. Diese Datensammlung soll in Zukunft weitergeführt und ergänzt werden.

Die bislang vorliegenden Daten stammen zum großen Teil aus Anlagen, die seit vielen Jahren in Betrieb sind. Die Ergebnisse in diesen Anlagen können naturgemäß nicht für neuere Anlagen repräsentativ sein, bei denen Betriebserfahrungen aus den älteren Kernkraftwerken bereits in die Planung eingeflossen sind. Wie sich dieser Erfahrungsrückfluß auf die aufgenommenen Dosen des Betriebspersonals auswirkt, ist von entscheidender Bedeutung in Anbetracht der bei wachsendem Kernenergieeinsatz in Kernkraftwerken zu erwartenden Kollektivdosen. Im folgenden soll daher an einigen Beispielen erläutert werden, welche Entwicklungstendenzen der Strahlenexposition von älteren zu neueren Anlagen bisher beobachtet wurden.

Der Ausbau und die Revision von Steuerstabantrieben gehören bei Siedewasserreaktoren zu den Routinear-

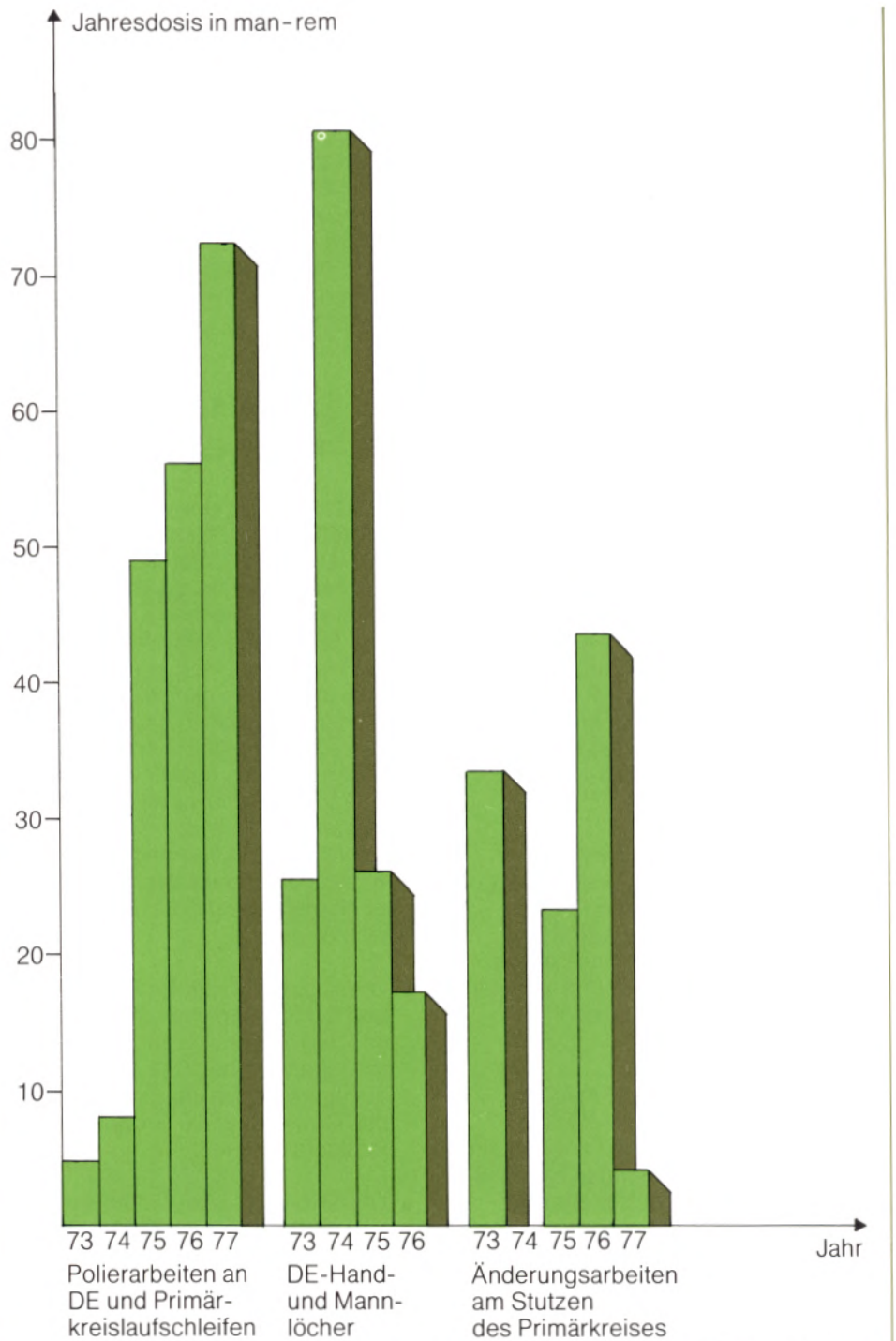


Bild 8: Kollektivdosen bei verschiedenen Sonderarbeiten im Kernkraftwerk Stade

beiten. Sie erbringen einen wesentlichen Beitrag zur Jahreskollektivdosis. Im Kernkraftwerk Gundremmingen wurden hierfür 1976 etwa 1,5 man-rem/Stab aufgenommen. Im jüngeren Kernkraftwerk Würgassen ergab sich 1976 für die gleiche Arbeit eine Kollektivdosis von etwa 1 man-rem/Stab. Wachsende Routine und Übung des Personals haben diesen Wert im Jahre 1977 sogar auf 0,8 man-rem/Stab sinken lassen.

Ähnlich dosisintensiv war bei Siedewasserreaktoren in der Vergangenheit die Revision der Gleitringdichtungen der Kühlmittelumwälzpumpen. Diese Pumpen sind bei älteren Anlagen in einer externen Umwälzschleife angeordnet. Ihre Revision erfordert in Gundremmingen relativ konstant etwa 5 man-rem/Pumpe. In Würgassen lag dieser Wert nach 4 Betriebsjahren bei 4,3 man-rem/Pumpe. Im noch jüngeren Kernkraftwerk Brunsbüttel schließlich waren für die Revision einer nunmehr internen, im Reaktordruckbehälter integrierten Umwälzpumpe nur noch 1,8 man-rem erforderlich.

Ein typisches Beispiel für die Dosisentwicklung bei Druckwasserreaktoren ist die Wirbelstromprüfung der Dampferzeuger. Sie erforderte in Obrigheim anfangs 32 man-rem, in Stade etwa 20 man-rem und im Kernkraftwerk Biblis im Mittel noch 11 man-rem.

Die genannten Beispiele machen deutlich, daß ein intensiver Erfahrungsrückfluß, wie er in diesen Fällen offensichtlich stattgefunden hat, maßgeblich zur Reduktion der Strahlenexposition des Betriebspersonals beiträgt. Dies gilt sowohl innerhalb einzelner Anlagen als auch für den Vergleich zwischen Kernkraftwerken unterschiedlichen Alters.
Jedoch darf dabei eine mögliche Entwicklung, deren Bedeutung heute noch nicht endgültig zu beurteilen ist, nicht aus dem Auge verloren werden. Mit wachsendem Anlagenalter nimmt nämlich u. U. die Reparaturanfälligkeit wieder zu. Dies führt, wenn keine entsprechenden Gegenmaßnahmen getroffen werden, zu einem erneuten Anstieg der Kollektivdosen. Derartigen Entwicklungen muß in Zukunft mit wachsender Aufmerksamkeit begegnet werden.

4.3 Qualifikation des Kernkraftwerkpersonals

John G. Kemeny, der Vorsitzende der von US-Präsident Carter eingesetzten Kommission zur Untersuchung der Ursachen und Hintergründe des Störfalls im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island, äußerte anläßlich eines Hearings: „Kernkraftwerke sind zwar sicher, doch nicht die Leute, die mit ihnen umzugehen haben." Diese Feststellung spiegelt in knapper Form das Ergebnis des Kemeny-Berichts zum Aspekt „Ausbildung des Betriebspersonals" wider. Zwei grundsätzliche Schlußfolgerungen in diesem von der amerikanischen Genehmigungsbehörde (NRC) bestätigten Bericht lauten:

- Die Ausbildung der Reaktorfahrer und Schichtleiter war unzureichend und trug wesentlich zur Schwere des Störfalles bei. Das Ausbildungsprogramm legte ungenügendes Gewicht auf die Grundsätze der Reaktorsicherheit.

- Die NRC-Standards ließen ein niedriges Niveau der Reaktorfahrerausbildung zu.

Speziell die zweite Feststellung sei Anlaß, die diesbezügliche Situation in der Bundesrepublik zu erläutern.

Als wichtige Voraussetzung für die Sicherheit von Kernkraftwerken – und damit als Genehmigungsvoraussetzung – nennt das Atomgesetz neben der nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge gegen durch die Errichtung und den Betrieb der Anlagen mögliche Schäden (§ 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG) die Qualifikation der beteiligten Personen. Die für Errichtung, Leitung und Beaufsichtigung des Betriebes der Anlage verantwortlichen Personen müssen die hierfür erforderliche Fachkunde besitzen (§ 7 Abs. 2 Nr. 1 AtG). Bei dem Betrieb der Anlage sonst tätige Personen müssen die notwendigen Kenntnisse über einen sicheren Betrieb, die möglichen Gefahren und die anzuwendenden Schutzmaßnahmen nachweisen (§ 7 Abs. 2 Nr. 2 AtG). Entsprechende Angaben bzw. Belege werden demgemäß als beizufügende Unterlagen für einen Genehmigungsantrag nach § 3 Abs. 1 Nr. 4 und 5 der Atomrechtlichen Verfahrensverordnung (AtVfV) gefordert.

Welche Bedeutung einer guten Auswahl, Schulung und Weiterbildung des Betriebspersonals in Kernkraftwerken zukommt, war bereits frühzeitig erkannt und bei der Festlegung der entsprechenden Anforderungen und Maßnahmen berücksichtigt worden (vgl. z. B. Rechenschaftsbericht „Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen und Strahlenschutz", Dezember 1974, S. 47). Die Ergebnisse einer „Studie über den derzeitigen Stand und die zukünftig anzustrebende Ausbildung der mit der Leitung beauftragten Angestellten und von Operateuren für Kernkraftwerke" (Sept. 1973) bildeten eine Grundlage für die einheitliche Festlegung der Qualifikationsanforderungen an Betriebspersonal im Rahmen der „Richtlinie für den Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal". Diese Richtlinie wurde auf

Veranlassung des BMI unter Mitwirkung der Hersteller, Betreiber, Sachverständigen und Behörden erarbeitet. Ursprünglich war vorgesehen, sie 1974 im Länderausschuß für Atomkernenergie zu verabschieden. Sie spezifizierte die für das Betriebspersonal (Führungskräfte, Schichtpersonal, Strahlenschutzbeauftragte) erforderliche fachliche Ausbildung, kerntechnische Schulung und praktische Erfahrung in Kernkraftwerken. Darüber hinaus wurden darin das Verfahren für den Nachweis der Fachkunde gegenüber der zuständigen Genehmigungs- oder Aufsichtsbehörde und der Rahmen für die Durchführung der Fachkundeprüfung für Schichtarbeiter und Reaktorfahrer festgelegt. Später fand die Richtlinie auch Anwendung auf das Inbetriebnahmepersonal des Herstellers.

Forschungsreaktoren unterscheiden sich hinsichtlich der Anlagentechnik, des Schichtbetriebes und der Personalausstattung wesentlich von Kernkraftwerken. Um die Richtlinie auch auf dort tätiges Personal übertragen zu können, erwies sich eine Überarbeitung als notwendig. Dies geschah mit Unterstützung der Arbeitsgemeinschaft für Betriebs- und Sicherheitsfragen an Forschungsreaktoren beim Deutschen Atomforum e.V. (AFR). Nach einer weiteren Prüfung im Sachverständigenkreis wurde die „Richtlinie für den Fachkundenachweis von Forschungsreaktorpersonal" am 18. März 1976 vom Länderausschuß für Atomkernenergie verabschiedet. Aufbauend auf den gesammelten Erfahrungen und besonders beeinflußt durch die umfangreichen Diskussionen nach dem Störfall im Kernkraftwerk Brunsbüttel (18. 6. 78), wurde die o.a. „Richtlinie für den Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal" mit erhöhten Anforderungen versehen und durch Beschluß des Länderausschusses für Atomkernenergie am 17. Mai 1979 vollzugswirksam. Das Hauptaugenmerk konzentriert sich dabei u.a. auf die

- kernkraftwerkspezifische praktische Erfahrung des Fach- oder Teilbereichsleiters Betrieb und
- die berufliche Eingangsqualifikation für Schichtleiter.

Die Vorgabe der beruflichen Eingangsqualifikation für Schichtleiter und Reaktorfahrer ist im übrigen ein wesentlicher Aspekt, in dem sich die deutschen Richtlinien von den amerikanischen Vorschriften unterscheiden. Minimale schulische Voraussetzungen für Reaktorfahrer sind nämlich in den amerikanischen Vorschriften nicht fixiert.

Die „Richtlinie für den Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal" gab Schwerpunkte, wie kerntechnische Fachausbildung, Inhalt der Fachkundeprüfung und Erhaltung der Fachkunde, vor. Sie waren weitergehend zu untersuchen und zu spezifizieren.

- Die kerntechnische Fachausbildung, die nur z.T. von den Betreibern des Kernkraftwerks selbst durchgeführt wird, findet zur Vermittlung der kerntechnischen Grundlagen an bestehenden kerntechnischen Ausbildungseinrichtungen statt. Der BMI hat zur Vereinheitlichung der Ausbildungsinhalte aller kerntechnischen Lehrstätten für verantwortliches Schichtpersonal in fachlicher und pädagogischer Hinsicht eine Untersuchung durchführen lassen. In ihr sollte geprüft werden, inwieweit das Lehrangebot der verschiedenen Einrichtungen die geforderten Grundlagenkenntnisse abdeckt und auch den Erfordernissen der späteren Praxis gerecht wird. Anhand eines Kataloges von Bewertungskriterien wurden die Anforderungen an die Lehrveranstaltungen konkretisiert. Beispiele sind die Vollständigkeit der behandelten Themenkreise, der Praxisbezug der Lehrinhalte, die Qualifikation des Lehrpersonals, speziell der Anteil praxiserfahrener Dozenten, Verfügbarkeit und Qualität von Lehrmaterial, Aussagekraft der durchgeführten Prüfungen. In der Zwischenzeit haben die Schulen Maßnahmen ergriffen, diese Anforderungen zu berücksichtigen. Nach einer Überprüfung, ob die Voraussetzungen im erforderlichen Umfang realisiert sind, können Lehrveranstaltungen auch die formale Anerkennung erhalten.

- Die Fachkundeprüfung des verantwortlichen Schichtpersonals besteht aus einem schriftlichen und mündlichen Teil. Der Inhalt beider Teile der Fachkundeprüfung ist nach Maßgabe der „Richtlinie für den Inhalt der Fachkundeprüfung des verantwortlichen Schichtpersonals in Kernkraftwerken" vom 10. Mai 1978 festzulegen. Diese Richtlinie enthält eine Auswahl von Prüfungsthemen sowohl für kerntechnische Grundlagen als auch für anlagenspezifische Gebiete und darüber hinaus eine Sammlung von Beispielen entsprechender Prüfungsfragen und -antworten. Eine analoge „Richtlinie für den Inhalt der Fachkundeprüfung des verantwortlichen Schichtpersonals in Forschungsreaktoren" wurde am 28. 11. 1979 verabschiedet.

- Um die Kenntnisse des verantwortlichen Schichtpersonals z.B. über den Aufbau und das Betriebs- und Störfallverhalten der Anlage sowie erforderliche Sicherheitsmaßnahmen, über die Betriebsvorschriften sowie die behördlichen Auflagen und Anordnungen auf dem jeweils

aktuellen Stand zu halten, sind regelmäßige Fortbildungsmaßnahmen vorzusehen. Detaillierte Anforderungen an diese Maßnahmen „zur Erhaltung der Fachkunde", die Themenschwerpunkte und praktischen Übungen sowie die vorzulegenden Nachweise sind in der „Richtlinie für Programme zur Erhaltung der Fachkunde des verantwortlichen Schichtpersonals in Kernkraftwerken (Stand 17. Mai 1979)" vorgegeben.

Die in der Bundesrepublik Deutschland im Rahmen der o. a. Richtlinien erhobenen Forderungen zur Fortbildung des verantwortlichen Schichtpersonals decken sich weitgehend mit den Empfehlungen, die von der Kemeny-Kommission besonders herausgestellt wurden. Dort heißt es im einzelnen:

- Die Ausbildung sollte nicht enden, wenn den Reaktorfahrern ihre Zulassung übergeben ist.
- Umfassende Fortbildung muß auf regelmäßiger Basis vermittelt werden, um den Wissensstand der Reaktorfahrer aufrechtzuerhalten.
- Derartige Fortbildung muß kontinuierlich mit den Betriebserfahrungen integriert werden.
- Schwergewicht muß auf der Untersuchung und Kontrolle komplexer Transienten und auf grundlegendem Verständnis der Reaktorsicherheit liegen.
- Jedes Elektrizitäts-Versorgungsunternehmen sollte raschen Zugriff auf einen Schaltwartensimulator haben. Reaktorfahrer und Schichtleiter sollten aufgefordert werden, regelmäßig am Simulator zu üben.

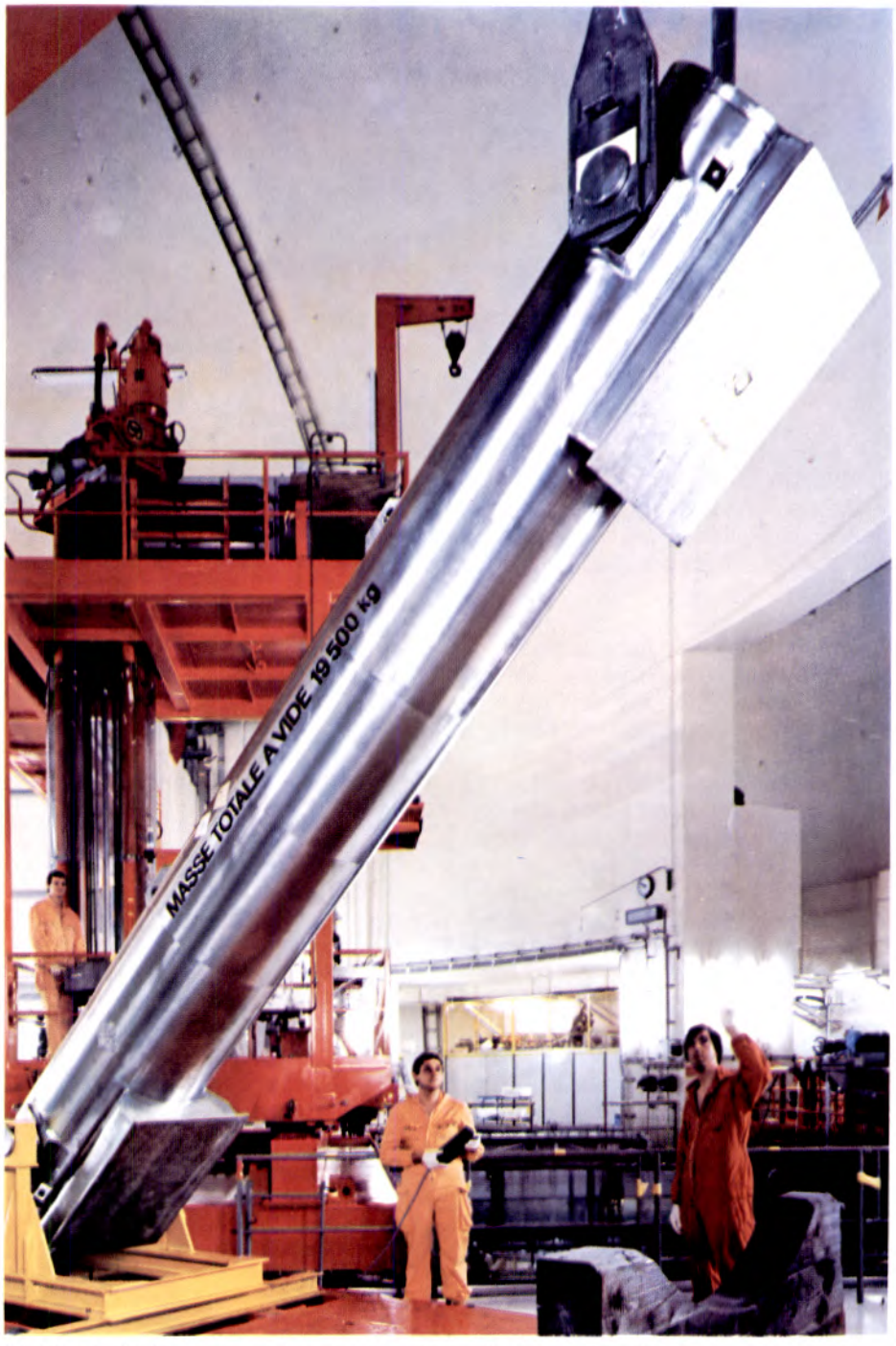


Bild 9: Aufrichten eines Transportbehälters für bestrahlte Brennelemente zum Beladen

- Der Besitz von Zulassungen als Reaktorfahrer sollte abhängen vom Verhalten am Simulator.

Bis auf den letzten Punkt werden die bei uns gültigen Richtlinien diesen Forderungen bereits gerecht.

Zusätzlich zu den genannten bisher erschienenen Richtlinien ist weiterhin auf folgende Aktivitäten hinzuweisen:

Anforderungen an die notwendigen Kenntnisse der beim Betrieb von Kernkraftwerken sonst tätigen Personen sind in einem entsprechenden Richtlinienentwurf bereits niedergelegt. Darin werden die erforderlichen Kenntnisse für anlagenbezogenes und nicht anlagenbezogenes Personal aufgeführt. Sie sind nach den jeweiligen Tätigkeitsgebieten und dem Tätigkeitsniveau geordnet.

Bild 10: Schleuse zum Sicherheitsbehälter

Der Feststellung im Kemeny-Bericht, daß eine Prüfung der psychologischen Eignung oder des Leumunds der Kandidaten nicht gefordert war, kann auf deutscher Seite der Beschluß des Länderausschusses für Atomkernenergie vom 11. Oktober 1977 gegenübergestellt werden. Danach hat der Betreiber eines Kernkraftwerks bei der zuständigen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde für Schichtleiter und Reaktorfahrer eine schriftliche Erklärung darüber abzugeben, daß arbeitsmedizinische Vorsorgeuntersuchungen durchgeführt werden und Eignungsbeurteilungen durch Vorgesetzte vorliegen. Ein Richtlinienentwurf, der die Beurteilung und Zuverlässigkeit des verantwortlichen Schichtpersonals in physischer und psychischer Hinsicht regelt, wird z. Z. diskutiert.

Die GRS ist mehrfach in Aktivitäten eingebunden, die der Personalqualifikation gelten. Dazu gehören die Vorbereitung und Entwicklung einer Reihe der genannten Richtlinien bzw. Richtlinienentwürfe und die Bemühungen um eine Vereinheitlichung der Lehrinhalte kerntechnischer Ausbildungsstätten. Darüber hinaus ist die GRS an den Fachkundeprüfungen beteiligt (gemäß Abschnitt 3.1 der „Richtlinie für den Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal").

Es ist vorgesehen, über Erfahrungen, Praktiken und Tendenzen zum Thema Personalqualifikation auf einem „Symposium über Personalorganisation und -qualifikation bei Errichtung und Betrieb von Kernkraftwerken" zu berichten. Dieses Symposium wird von der GRS im Einvernehmen mit dem BMI vom 10. bis 12. Juni 1980 veranstaltet.

4.4 Auswirkungen einer Drucktransiente ohne Schnellabschaltung auf die Flanschverbindung eines Reaktordruckbehälters

Bei der Betrachtung von Transienten ohne Schnellabschaltung (ATWS) steht das Verhalten der Reaktorkomponenten unter maximalen Drücken im Vordergrund. In der vorliegenden Analyse ist ein zeitabhängiger Druckverlauf unterstellt (Bild 12).

Im nachfolgenden wird das dynamische Verhalten der Flanschverbindung des Reaktordruckbehälters (RDB) für den Belastungsfall Notstrom mit Versagen der Schnellabschaltung dargestellt, und zwar bei einem Druckwasserreaktor (DWR) mit einer Leistung von 1300 MWe. Insbesondere ist dabei die Beanspruchung der Stiftschrauben im Zusammenhang mit der transienten Überdruckbeanspruchung bei ATWS-Störfällen von Interesse.

Die rechnerische Analyse wurde mit dem linear-elastischen Computer-Programm ASHSD 2 in Zusammenarbeit mit dem Franklin Research Center durchgeführt. Das mathematische Modell des RDB wurde mit Hilfe rotationssymmetrischer zylindrischer und konischer Elemente abgebildet (Bild 13). Äquivalente rotationssymmetrische Elemente mit isotropen oder orthotropen Materialeigenschaften ersetzen die Ausschnitte bzw. Bohrungen im RDB.

Die Werkstoffe des RDB sind: RDB-Werkstoff 22 NiMo Cr 37 Stiftschraubenwerkstoff 26 NiCr Mo 14.6

Für die Rechnung wurden die üblichen spezifizierten Kennwerte verwendet.

Drei Grundlastfälle waren zu unterscheiden:

- die RDB-Beanspruchung unter dem stationären Druck von 160 bar (Ausgangspunkt des ATWS-Ereignisses);
- die dynamische Reaktion des RDB auf die ATWS-Drucktransiente. Die für einen vollständigen Druckzyklus benötigte Zeit (vgl. Bild 12) beträgt etwa 240 Sekunden;
- Ermittlung der Schraubenvorspannkraft und deren Auswirkung zur Beherrschung der Drucktransiente. Das in dieser Analyse gewählte Vorgehen beruhte darauf, daß – ausgehend von einem Druckkräftepaar auf dem Ober- und Unterteil des Schraubenringes – die resultierende Gesamtbeanspruchung des Flansches so zu ermitteln war, daß

Bild 11: Reaktordruckbehälter für ein 1300-MWe-Kernkraftwerk, Druckwasserreaktor

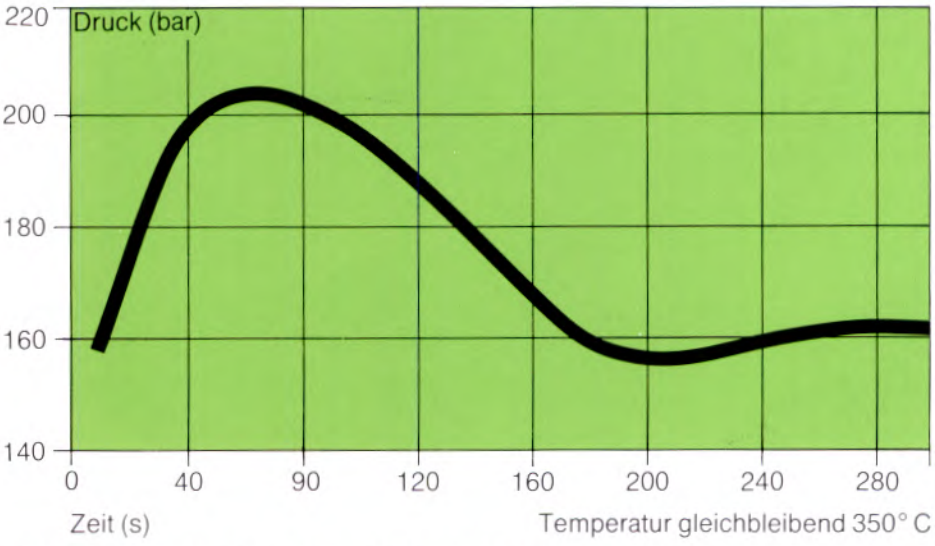


Bild 12: Druck-Zeit-Verlauf im RDB beim ATWS-Störfall

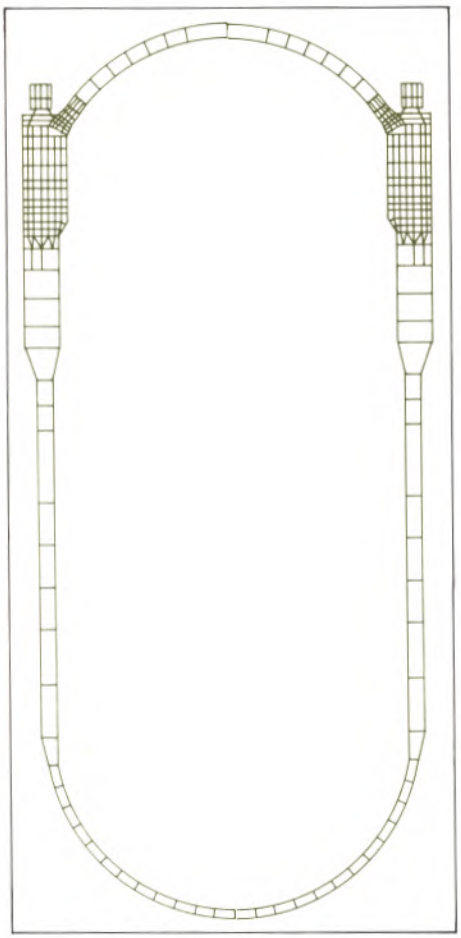


Bild 13: Geometrie und Modellabbildung des RDB

- die Dichtigkeit der Flanschverbindung abgefragt werden konnte und
- die auftretenden Spannungen in den Dehnschrauben die zulässigen Grenzen der ASME-Vorschriften für diesen Fall nicht überschritten.

Darüber hinaus wurde eine Variation der angenommenen Schraubenkraft durchgeführt.

Die dynamische Antwort des RDB auf den ATWS-Druck-Zeitverlauf wurde mit folgendem Ergebnis ermittelt:

- Die Grundeigenperiode des RDB ist wesentlich kleiner als die von der Drucktransiente beanspruchte Zeit, was zu kleinen dynamischen Lasterhöhungsfaktoren führt.

- Die sich anschließende Analyse der Flanschverbindung einschließlich der Dehnschrauben zeigt einen qualitativ gleichen Verlauf der Spannungen wie die Belastungskurve in Bild 12. Das heißt, auch die Spannungen treten etwa 50 Sekunden nach dem höchsten Störfalleintritt auf.

- Dabei wurde die spezifizierte Vorspannkraft der Dehnschrauben von $7{,}7 \cdot 10^6$N überschritten. Bei einer Erhöhung der Vorspannkraft auf $10{,}7 \cdot 10^6$N bleibt eine Druckvorspannung über der gesamten Verbindungsfläche zwischen Ober- und Unterflansch erhalten, d. h., bei dieser Bedingung kann Dichtheit des RDB unterstellt werden.

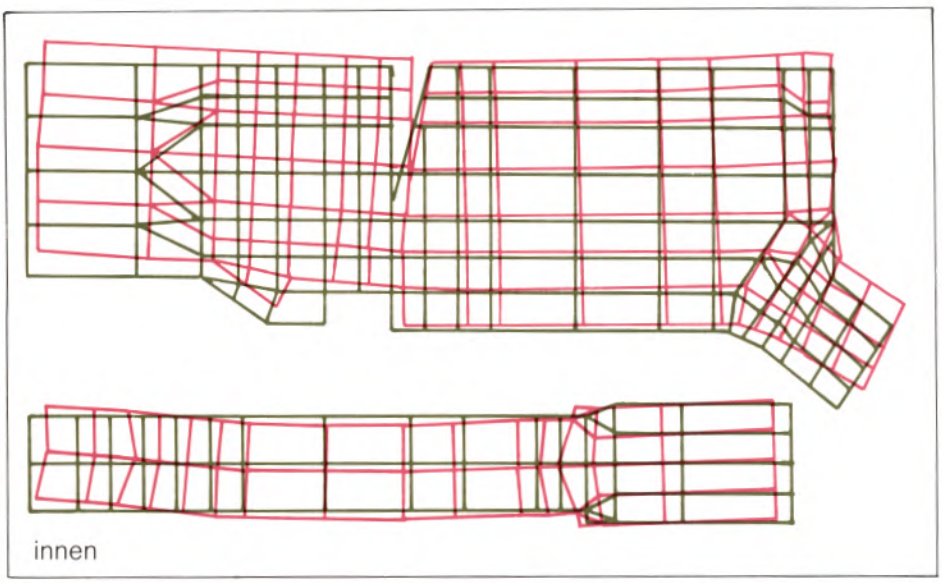


Bild 14: Verformung (Vergrößerungsfaktor 75) der Stiftschrauben und des Flanschbereiches zur Zeit des Maximaldruckes

In Bild 14 sind die undeformierten und deformierten Partien der Flanschverbindung und der Stiftschrauben zum Zeitpunkt des Maximaldruckes dargestellt. Die Verbindungsstelle zeigt wegen der Schraubenvorspannung die Tendenz, sich nach außen zu verbiegen. Bei der Deformation einer Dehnschraube ist die gleiche Verbiegungstendenz festzustellen.

Die Analyse der Flanschverbindung bei einer Transiente ohne Schnellabschaltung zeigt also, daß die spezifizierte Schraubenvorspannung überschritten werden und damit eine Druckentlastung des RDB über die Flanschverbindung stattfinden kann. Dabei überschreiten die auftretenden Spannungen die für diesen Lastfall zulässigen Grenzen nicht.

4.5 Analyse von hypothetischen Störfällen bei „schnellen Brutreaktoren"

Im Rahmen des Reaktorsicherheitsforschungsprogramms des Bundesministers für Forschung und Technologie „Sicherheitsanalyse bei schnellen Brutreaktoren" werden in der GRS Analysen über hypothetische Störfälle durchgeführt. Im folgenden werden erste Ergebnisse für den Kühlmitteldurchsatzstörfall (Loss-of-Flow-Accident: LOF) des SNR-300-Mark-1A-Kernes vorgestellt. Sie wurden mit dem Rechenprogramm SAS3D ermittelt, das für die Analyse der sogenannten Einleitungsphase im ANL[1]) entwickelt wurde.

Die sehr komplexen physikalischen Vorgänge, wie Kühlmittelsieden, Brennstabversagen und Bewegung geschmolzener Materialien in intakten Brennelementkästen, werden in SAS3D mit Modellen simuliert, die überwiegend parametrischen Charakter haben. Abhängig von den gewählten Modellparametern kann der Störfall unterschiedlich ablaufen. Ein einziger Störfallablauf allein kann nach heutigem Verständnis nicht Gegenstand der Untersuchungen sein. Es ist daher notwendig und sinnvoll, Parametervariationen durchzuführen, verschiedene Störfallabläufe miteinander zu vergleichen und den Einfluß wichtiger Effekte bzw. Modellparameter abzuschätzen.

Um die Zahl der Rechnungen auf ein vertretbares Maß zu verringern, wurden für die in Frage kommenden Kernzustände – frischer und abgebrannter Kern – Basisfälle und dann weitere Fälle so definiert, daß die wichtigsten Größen innerhalb eines vorher als plausibel erkannten Bereichs variiert werden. Zu den Einflüssen, die den Störfallablauf wesentlich beeinflussen, zählen:

- die Reaktivitätsrückwirkung durch axiale Brennstoffexpansion,
- die Kriterien für das Brennstabaufbrechen in gevoideten und für das Brennstabversagen in ungevoideten Kanälen,
- die Dispersion des Brennstoffes infolge der Spaltgase, des Natrium- und des Stahldampfes sowie
- die Reaktivitätsrückwirkung durch die Brennstoffbewegung innerhalb der Brennstäbe von nicht gevoideten Kanälen.

Die Parameter wurden vorwiegend für den abgebrannten Kern variiert, denn bekannte Analysen hatten ergeben, daß damit die Störfallauswirkungen für den frischen Kern abgedeckt sind.

Zum Einfluß einzelner Effekte auf den Störfallablauf kann folgendes festgestellt werden:

- Bei Berücksichtigung der axialen Brennstoffexpansion verzögert sich der Zeitpunkt des Brennstabaufbrechens. Die Leistung erreicht bis dahin nur relativ niedrige Werte. Der Reaktor wird stärker gevoidet. Dadurch treten Ereignisse weniger wahrscheinlich auf, bei denen die Voidrückwirkungen des Durchsatzstörfalles in anderen Kernbereichen einen Leistungsstörfall mit Brennstabversagen und anschließender BNR[1]) induzieren. Grundsätzlich wird der Störfall bei Berücksichtigung der axialen Brennstoffexpansion sehr gemildert. Allerdings wird er bei extrem konservativer Wahl der übrigen Parameter nur wenig beeinflußt.
- Die Dispersion des Brennstoffes durch sich aufbauende Brennstoffdampfdrücke allein ist ausreichend, um den Reaktor neutronisch abzu-

[1])BNR = Brennstoff-Natrium-Reaktion

Bild 15: Kernkraftwerk Kalkar, 300 MWe, Bauzustand Oktober 1979
(Freigabe-Nr.: 950/79 Reg. Präs. Darmstadt)

[1])ANL = Argonne National Laboratory, USA

schalten. Dies erfolgt aber erst bei entsprechend hohen Temperaturen, so daß auch die im Brennstoff gespeicherte Energie sehr groß ist. Zusammenfassend kann zu den Dispersionseffekten als Folge der Spaltgase, des Natrium- und Stahldampfes festgestellt werden: Für den frischen und abgebrannten Kern kann allein die Dispersion durch Natriumdampf die Energetik des Störfalles wesentlich mildern. Die Dispersion durch Stahldampf dagegen ist von untergeordneter Bedeutung. Beim abgebrannten Kern sind auch die Spaltgase allein in der Lage, durch die Dispersion des Brennstoffes eine deutliche Milderung der Energetik herbeizuführen.

- Eine wichtige Rolle für die Energetik des Störfalles spielt die Reaktivitätsrückwirkung der Brennstoffbewegung in BNR-Kanälen. Sie wird in SAS3D nicht mechanistisch beschrieben und kann je nach Versagensposition und Störfallsituation unter- oder überschätzt werden. Die instantane (sofortige) Brennstoffkonzentrierung um die Versagensposition in Kernmitte führt sicher zu einer zu hohen positiven Reaktivitätsrückwirkung. Die Vernachlässigung dieser Rückwirkung ist jedoch auch nicht zu rechtfertigen, da Brennstoffkompaktionen an der Versagensstelle zumindest in abgeschwächter Form durchaus zu erwarten sind. Dieser Effekt muß im Einzelfall im Zusammenhang mit den übrigen gewählten Parametern beurteilt werden.

In der Tabelle 8 sind die Annahmen und Ergebnisse für ausgewählte Rechenfälle zusammengestellt. Durch die integralen Ergebnisse der verschiedenen Rechenfälle wird zum einen bestätigt, daß die Auswirkungen beim abgebrannten Kern die des

	Abgebranntes Core				Frisches Core
Wichtige Annahmen	LE1	LE2	LE6	LE8	LB1
Anteil der axialen Brennstoff-Expansion	0,0	0,5	0,5	0,0	0,0
Brennstoffschmelzanteil für das Brennstabaufbrechen	0,5	0,5	0,5	0,5	0,95
Brennstoffdispersion infolge					
• Stahldampf	Nein	Nein	Ja	Nein	Nein
• Natriumdampf	Nein	Nein	Ja	Nein	Nein
• Spaltgase	Nein	Nein	Ja	Nein	Nein
Brennstabversagen beim Brennstoffschmelzanteil oder beim Bruchspannungsanteil	0,5	0,5	0,5	0,75	0,95
Thermische Brennstoff-Natrium-Reaktion:					
• Brennstoffpartikelradius, cm	0,01				
• Wärmeübertragung	instantan				
Ergebnisse					
Maximale normierte Leistung	1416	1962	59	560	258
Maximale Brennstofftemperatur, °C	4959	4971	2704	4357	4342
Brennstoffschmelzanteil, %	95	95	Schmelzp.	90	76
Thermische Energie im geschmolzenen Brennstoff, MJ	6022	6081	nicht	4348	2947
Mechanische Energie bei Brennstoffdampf-Expansion auf 70 m³, Mj	75	75	über-schritten	28	15

Tabelle 8: Annahmen und Ergebnisse für ausgewählte Rechenfälle

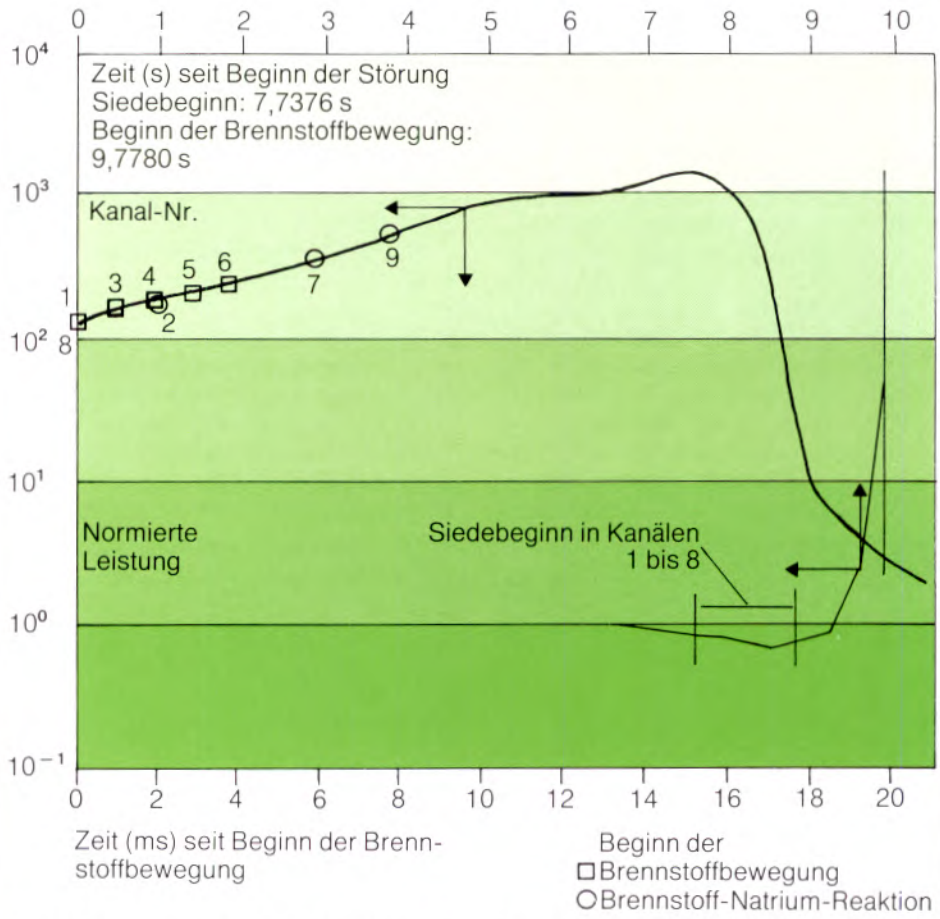


Bild 16: Normierte Leistung in Abhängigkeit von der Zeit für Fall LE1

frischen Kerns abdecken. Zum anderen folgt daraus, daß das Spektrum der möglichen Störfälle durch einen sehr energetischen und einen sehr milden Störfallablauf eingegrenzt werden kann.

Im Bild 16 ist für den energetischen Fall die normierte Leistung in Abhängigkeit von der Zeit dargestellt. Es ist zu erkennen, daß einer Phase nahezu konstanter Leistung die Kühlmittelexpulsionsphase durch das Voiden des Kerns (positive Reaktivitätsrückwirkung) folgt. Es kommt dann zur Leistungsexkursion und anschließend, als Folge der Brennstoffdispersion, innerhalb von 20 ms zur neutronischen Abschaltung des Kerns.

Im energetisch milden Fall wird der Schmelzpunkt des Brennstoffs nicht überschritten. Es kommt daher nicht zur Freisetzung mechanischer Energie durch Brennstoffdampfexpansion. Die Wahl konservativer Parameter ermöglicht es, einen die Energetik eingrenzenden Störfallablauf zu simulieren. Er stellt gegenüber den wahrscheinlicheren Fällen mit einer freigesetzten mechanischen Energie von weniger als 100 MJ eine plausible obere Grenze für die Auswirkungen der Einleitungsphase des Kühlmitteldurchsatzstörfalles dar.

4.6 Simulation digitaler elektronischer Schaltungen als Hilfsmittel bei Sicherheitsanalysen und Sicherheitsnachweisen

Bei Steuerungen von Prozessen in der Industrie, dem Verkehrswesen oder der Energieerzeugung werden in zunehmendem Maße digitale elektronische Schaltungen, in jüngerer Zeit auch Prozeß- und Mikrorechner eingesetzt. Dabei geht der unmittelbare Einfluß, den der Mensch auf die Prozeßführung hat, immer mehr zurück. Daher muß die Sicherheit während des Betriebs mehr und mehr, in vielen Fällen sogar schon alleine, durch das elektronische Steuerungssystem gewährleistet werden. Die Automatisierung der Sicherheitsüberwachung bedeutet normalerweise einen Gewinn an Sicherheit, da in vielen Prozessen der Mensch die unzuverlässigste Komponente darstellt. Das gilt insbesondere dann, wenn komplizierte, selten auftretende Anlagenzustände schnelles Handeln erfordern. Trotz dieses, mit der Automatisierung verbundenen Gewinns müssen auch an automatisierte Systeme mit Sicherheitsverantwortung höchste Anforderungen gestellt und das mögliche Fehlverhalten der Geräte bei Bauteildefekten genau analysiert werden.

Tatsache ist, daß sich elektronische Bauteildefekte nicht verhindern lassen. Deshalb werden Geräte und Systeme konstruiert, bei denen sich diese Defekte entweder gar nicht auf ihre Funktion auswirken oder aber nur in vorgeschriebener Weise zur sogenannten sicheren Seite. Die letztgenannte Eigenschaft von Geräten

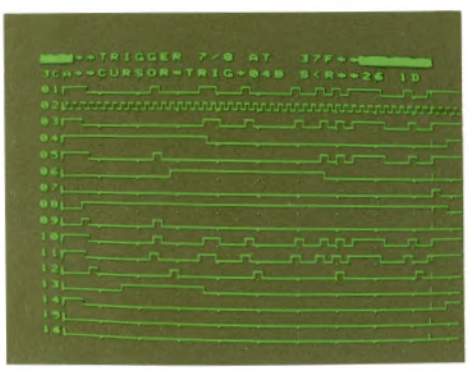


Bild 17: Impulsdiagramm auf dem Bildschirm des Logikanalysators

oder Systemen nennt man „fail-safe"-Verhalten; es setzt die Existenz einer sicheren Prozeßseite voraus. Eine solche ist bei einem Verkehrsprozeß z.B. der stehende Verkehr (rote Signalleuchten) oder bei Reaktoren der abgeschaltete Reaktor.

Vor dem Einsatz eines Gerätes mit Fail-safe-Verhalten zur Steuerung eines sicherheitsrelevanten Prozesses muß die Fail-safe-Eigenschaft nachgewiesen sein. In Anbetracht der Komplexität der heute verwendeten logischen Schaltungen ist es meist nicht möglich, die Änderung der Gerätefunktion bei Anwesenheit aller einzelnen anzunehmenden Bauteildefekte durch Studium der Schaltpläne vorherzubestimmen. Wenn der praktische Fehleinbau ebenfalls nicht durchführbar ist, bleibt nur die Möglichkeit der Simulation mit Hilfe eines Rechners.

Aus diesem Grunde wurde in der GRS ein Programmpaket entwickelt, das es gestattet, eine beliebige digitale Logik auf einer Großrechneranlage zu simulieren[1]). Normalerweise enthält jede elektronische Schaltung unterschiedliche mehr oder weniger hoch integrierte Schaltkreise (IC's). Es wurde daher die Möglichkeit vorgesehen, das Simulationsprogramm in unkom-

LFD. ANAL. NUM.	F. EINB. IN: SIG.NAM.	F.TYP: S.-A.BZW. TOT.AUSF.	ANR. MELD.	TELEGR.FORMAL FEHLER ERK.?	IN ORD. ANR.MELD. UNTERDR.?	TEL. FORMAL FALSCH
476	DG 16-01 E 1	T	JA	--	--	MELD
477	DG 16-01 E 1	F	JA	--	NEIN	--
478	DG 16-01 E 2	T	JA	--	--	MELD
479	DG 16-01 E 2	F	JA	--	--	MELD
480	DG 16-01 E 3	T	JA	--	--	MELD
481	DG 16-01 E 3	F	JA	--	--	MELD
482	DG 16-01 E 4	T	JA	--	--	MELD
483	DG 16-01 E 4	F	JA	--	NEIN	--
484	DG 16-13	T	NEIN	--	--	MELD
485	DG 16-13	F	NEIN	NEIN	--	--
486	DG 16-12	T	NEIN	--	--	ADR
487	DG 16-12	F	NEIN	--	--	ADR
488	DG 16-12 E 1	T	NEIN	--	--	ADR
489	DG 16-12 E.1	F	NEIN	--	--	ADR

Bild 18: Tabellierter Ergebnisausdruck einer Fehleranalyse des Simulationsprogramms

[1]) *Schwaiger R., D. Nußbächer und H. Schüller: Standardprogramm zur Simulation der Wirkung von Hardwarefehlern in einer frei programmierbaren Rechnerlogik. KFK-PDV-Bericht Nr. 149, Juni 1978*

plizierter Weise für neue IC-Modelle zu erweitern. Damit ist eine Anwendbarkeit des Simulationsprogramms auch auf solche logische Schaltungen gewährleistet, in denen heute noch nicht bekannte IC's verwendet werden[1]).

Vor dem simulierten Fehlereinbau ist natürlich die Identität des logischen Verhaltens zwischen dem Modell und der realen Schaltung nachzuweisen. Dabei bilden die heute im Handel erhältlichen Logikanalysatoren eine große Hilfe. An bestimmten Meßpunkten der Schaltung wird dazu jeweils der zeitliche Signalverlauf festgestellt und auf einem Bildschirm dargestellt (Bild 17). Das logische Modell muß einen identischen Signalverlauf erbringen.

Nachdem die Identität des logischen Verhaltens des Modells mit dem der fehlerfreien logischen Schaltung nachgewiesen ist, kann die Simulation der fehlerbehafteten Schaltung beginnen. Dabei können die Fehler wahlweise nur in Ausgänge, nur in Eingänge oder in Ausgänge und Eingänge von Bauteilen „eingebaut" werden. Auch Totalausfälle aller auf einem IC liegenden Funktionen sind simulierbar. Der Einbau der einzelnen Fehler erfolgt fortlaufend automatisch. Jedes einzelne Bauteil wird sukzessive einer Fehlerbehandlung unterzogen.

Die Simulation der Fehlereffekte des Geräts muß normalerweise für alle möglichen Eingangskombinationen durchgeführt werden. Wenn das Gerät mehr als 3–4 Eingänge hat, bedeutet dies oft einen zu großen Aufwand an Rechenzeit. Es ist dann zu analysieren, welche Eingangskombinationen für die verschiedenen Gerätefunktionszustände wirklich relevant sind, damit sich die Fehlersimulation auf diese beschränken kann.

Nach jedem Fehlereinbau wird automatisch die Reaktion (das Ausgangsverhalten) des Geräts überprüft. Je nach Spezifikation der elektronischen Schaltung ergibt sich, ob die Fehler vom Gerät erkannt werden oder unerkannt bleiben. Außerdem ist so festzustellen, ob sie ungefährlich oder gefährlich sind.

Werden im Laufe der Simulation gefährliche Fehler entdeckt, so ergibt sich damit die Notwendigkeit konstruktiver Änderungen. Auch hierbei ist das Simulationsprogramm hilfreich, da die Änderung zunächst im Simulationsmodell eingebaut werden kann. Danach ist bereits feststellbar, welche Auswirkungen sich hinsichtlich des Sicherheitsverhaltens ergeben. Erst wenn diese Untersuchung erfolgreich abgeschlossen ist, wird die Konstruktionsänderung auch im realen Gerät durchgeführt.

In vielen Sicherheitsvorschriften wird gefordert[1]), das Fehlerverhalten eines Geräts für alle anzunehmenden Bauteildefekte in Form von Listen darzustellen. Auch dabei ist das Simulationsprogramm sehr hilfreich. Die Ergebnisse der einzelnen Simulationsabläufe können in Form solcher Listen ausgegeben werden (Bild 18).

Das Simulationsprogramm ist in der GRS bisher in drei größeren Anwendungsfällen zum Tragen gekommen. Der erste betraf die Simulation eines kompletten Prozeßrechners der dritten Generation, der zweite einige Bausteine, die in einem Reaktorschutzsystem zur Anwendung kommen sollen. Der dritte bezog sich schließlich auf ein komplettes im Verkehrswesen eingesetztes Warngerät, das mit zahlreichen modernen MSI-Schaltkreisen bestückt ist.

4.7 Einsatz von Transientenmodellen

Unter Transienten sind Störungen zu verstehen, die – ohne daß es zu einem Kühlmittelverlust kommt – Ungleichgewichte zwischen Wärmeerzeugung und -abfuhr bewirken. Seit mehreren Jahren werden in der GRS Rechenmodelle für die Analyse von Transienten in Leichtwasserreaktoren entwickelt. Ziel dieser Entwicklung ist es, Rechenprogramme bereitzustellen, die bei intakter Kühlmittelumschließung auftretende Betriebsstörungen und Störfälle (also keine Kühlmittelverluststörfälle) beschreiben. Der Einsatzbereich dieser Modelle umfaßt Störfallanalysen im Rahmen von Begutachtungsverfahren, Berechnungen zur Risikobewertung von Kernkraftwerksanlagen (Risikostudie) sowie weiterführende Studien zur Vertiefung des Kenntnisstandes.

In Bild 19 ist ein Überblick über die vorhandenen Rechenprogramme gegeben. Es wird zwischen Kernmodellen und Anlagenmodellen unterschieden. Kernmodelle beschreiben mehrdimensional die neutronenphysikalischen und thermohydraulischen Vorgänge, während Anlagenmodelle das Verhalten des gesamten Kühlsystems und aller wichtigen Komponenten des Regel- und Sicherheitssystems berücksichtigen.

Die sicherheitstechnische Bedeutung

[1]) *Schüller H., K. Plögert und W. Güldner: Anwendungsmöglichkeiten für das Standardprogramm zur Simulation von Hardwarefehlern in frei programmierbaren Schaltwerken. Vortrag am Status Seminar Betriebsleittechnik, Bad Kreuznach, 2.–3. 10. 1979*

[1]) *Deutsche Bundesbahn, Bundesbahn-Zentral-Amt München: Allgemeine Richtlinien für signaltechnisch sichere Schaltungen und Einrichtungen der Elektronik. Grundsätze zur technischen Zulassung in der Signal- und Nachrichtentechnik*

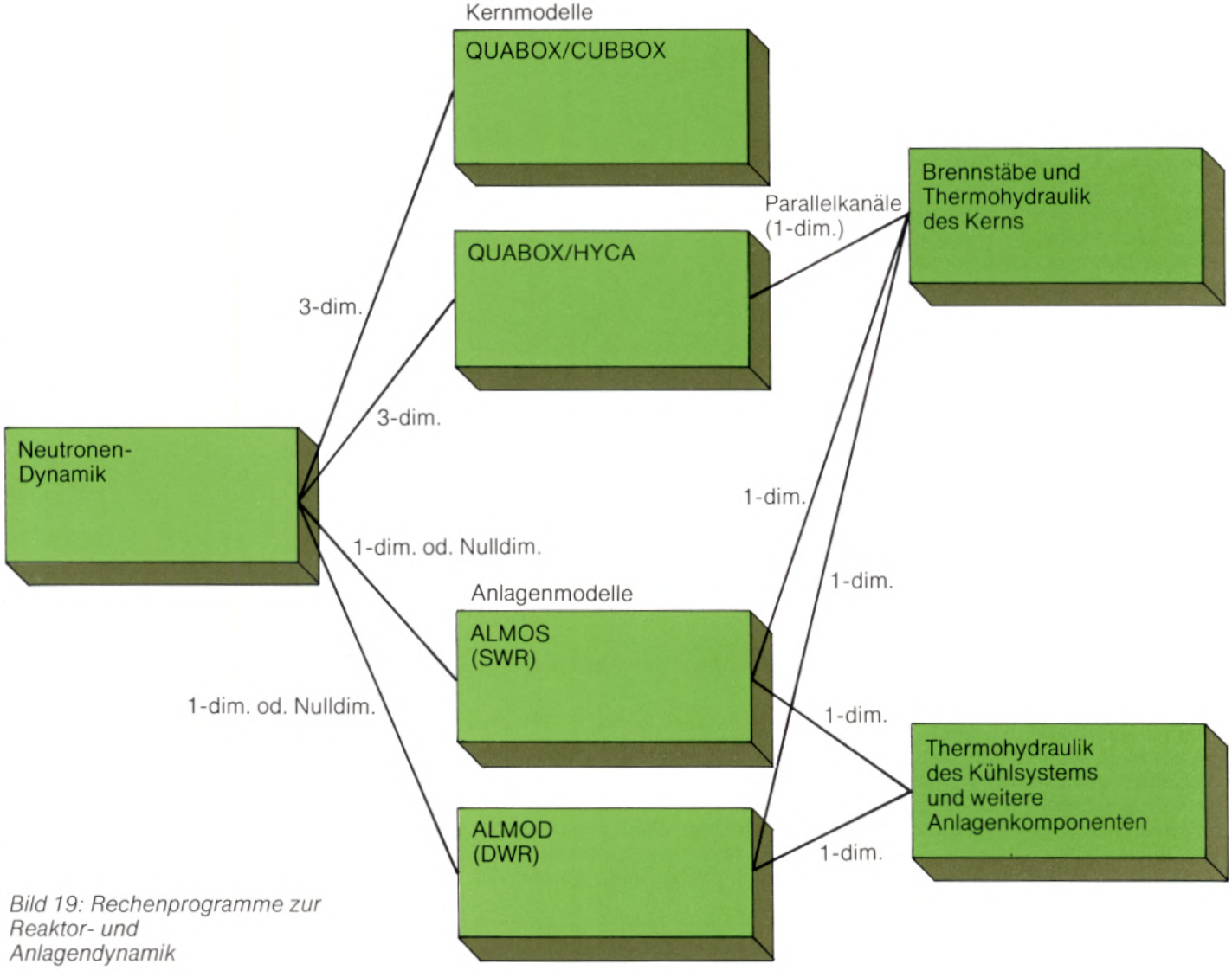


Bild 19: Rechenprogramme zur Reaktor- und Anlagendynamik

von Transientenstörfällen ist in letzter Zeit immer deutlicher geworden; auch die deutsche Risikostudie bestätigt das. Diese Entwicklung und die Tatsache, daß die oben erwähnten Rechenprogramme mittlerweile einen fortgeschrittenen Standard erreichten, führten zu einem intensiven Einsatz der Programme mit unterschiedlicher Zielsetzung, nicht nur von der GRS selbst, sondern auch von externen deutschen und ausländischen Organisationen.

In diesem Zusammenhang ist die enge Kooperation mit verschiedenen Technischen Überwachungs-Vereinen zu erwähnen. Den Schwerpunkt dieser Zusammenarbeit stellt die Analyse besonderer Fälle (Frischdampfleitungsbruch, Ausfall der Schnellabschaltung, Anfahrverhalten) im Genehmigungsverfahren für verschiedene deutsche Reaktoranlagen dar. So wurde ALMOD vom Nuclear Installation Inspectorate (NII) in Großbritannien erstmals erfolgreich in einer ATWS-Studie (Anticipated Transients Without Scram) für eine Westinghouse-Anlage eingesetzt.

Für Empfindlichkeitsstudien größeren Umfangs läuft zur Zeit bei Euratom in Ispra ein Forschungsprogramm, in dem die Anwendung der Response-Surface-Methode (RSM) erprobt wird. Dabei steht insbesondere die praxisnahe Anwendung im Vordergrund. Als Anwendungsbeispiel wurde das Druckverhalten einer DWR-Referenzanlage beim Ausfall der Hauptwärmesenke herangezogen. Voraussetzung für den Entwurf der Response-Surface-Matrix waren die Ergebnisse einer großen Zahl von Transientenrechnungen (ca. 100 Fälle) mit ALMOD. Die hohe Rechengeschwindigkeit der Anlagenmodelle ermöglicht es, umfangreiche Parameterstudien unter vertretbarem Rechenaufwand durchzuführen. Dieser Vorteil zeigte sich im vorliegenden Anwendungsfall besonders deutlich.

Ausgehend von dem 3D-Neutronendynamik-Programm QUABOX/CUBBOX, wurden Ansätze entwickelt, um die Parameter für ein vereinfachtes Modell zur Kernsimulation zu bestimmen. Diese Arbeiten führten zum Rechenprogramm GARLIC. Es wird zur Simulation im Rahmen der Leistungsüberwachung eingesetzt. Diese Entwicklungen und Anwendungen erfolgen in engem Kontakt mit dem OECD-Halden-Projekt.

Eine weitere in der GRS durchgeführte Studie behandelt die Frage der Drücke, die bei Transienten in Druckwasserreaktoren maximal auftreten, wenn zusätzlicher Ausfall von Komponenten des Sicherheitssystems unterstellt wird. Auf die Ergebnisse dieser Studie soll im folgenden näher eingegangen werden.

Für einen typischen Druckwasserreaktor (DWR) wurden Transienten analysiert, die zu hohen Kühlmitteldrücken im Reaktor (unter Umständen sogar oberhalb des Auslegungsdrukkes) führen können. Hierbei wurden insbesondere solche Ereignisabläufe betrachtet, die zwar eine relativ geringe Eintrittshäufigkeit haben, jedoch relativ große Druckbehälterbelastungen bewirken können.

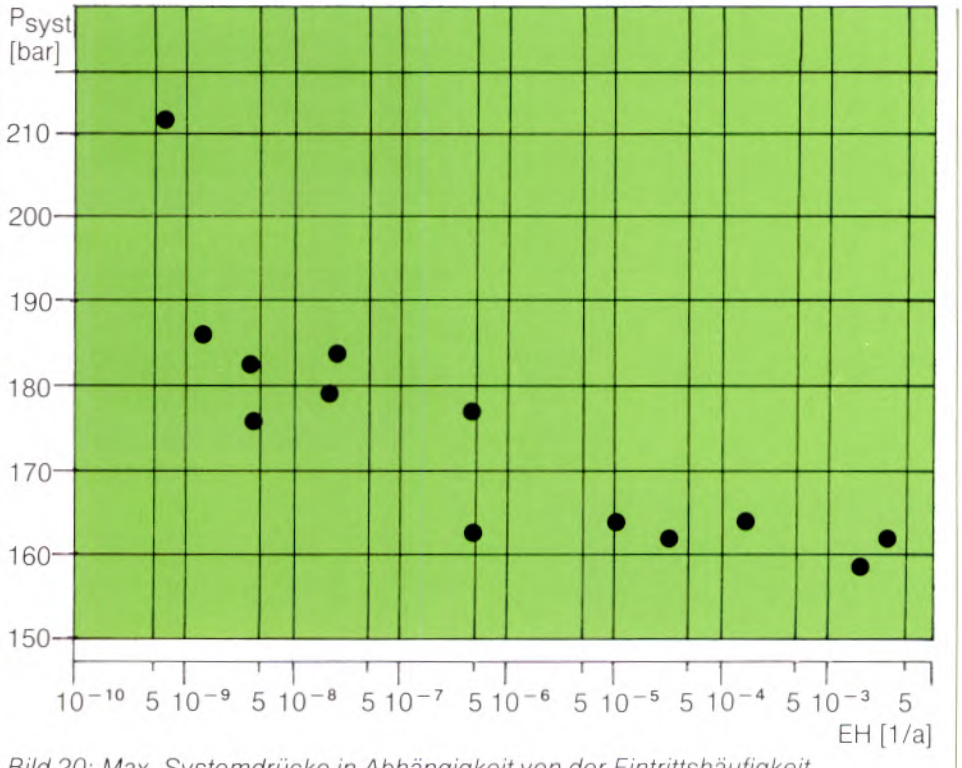


Bild 20: Max. Systemdrücke in Abhängigkeit von der Eintrittshäufigkeit

Ein Ziel dieser Arbeit war, Ergebnisse zu liefern, die sich dazu eignen, die Druckbehälterauslegung zu überprüfen. Die Belastung einer Komponente ergibt sich bekanntlich aus dem Zusammenwirken verschiedener Einflüsse. Dazu zählen Druckänderungen, Temperatur- und Durchsatzverläufe und auch Druckwellenausbreitungseffekte, die durch das Öffnen und Schließen von Ventilen hervorgerufen werden können. Die Transientenrechnungen wurden mit dem DWR-Anlagenmodell ALMOD durchgeführt.

Das Schwergewicht der Untersuchung lag bei Fällen mit relativ hoher Eintrittswahrscheinlichkeit des auslösenden Ereignisses und zusätzlichem Ausfall angeforderter Komponenten oder Systeme. Als auslösende Ereignisse waren folgende ausgewählt worden:

- Notstromfall,
- Turbinenschnellabschaltung infolge Verlustes des Kondensatorvakuums,
- maximale Reaktivitätszufuhr durch Ausfahren von Steuerelementen,
- Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe.

Mittels einer Systemanalyse wurde anschließend festgelegt, welche Kom-

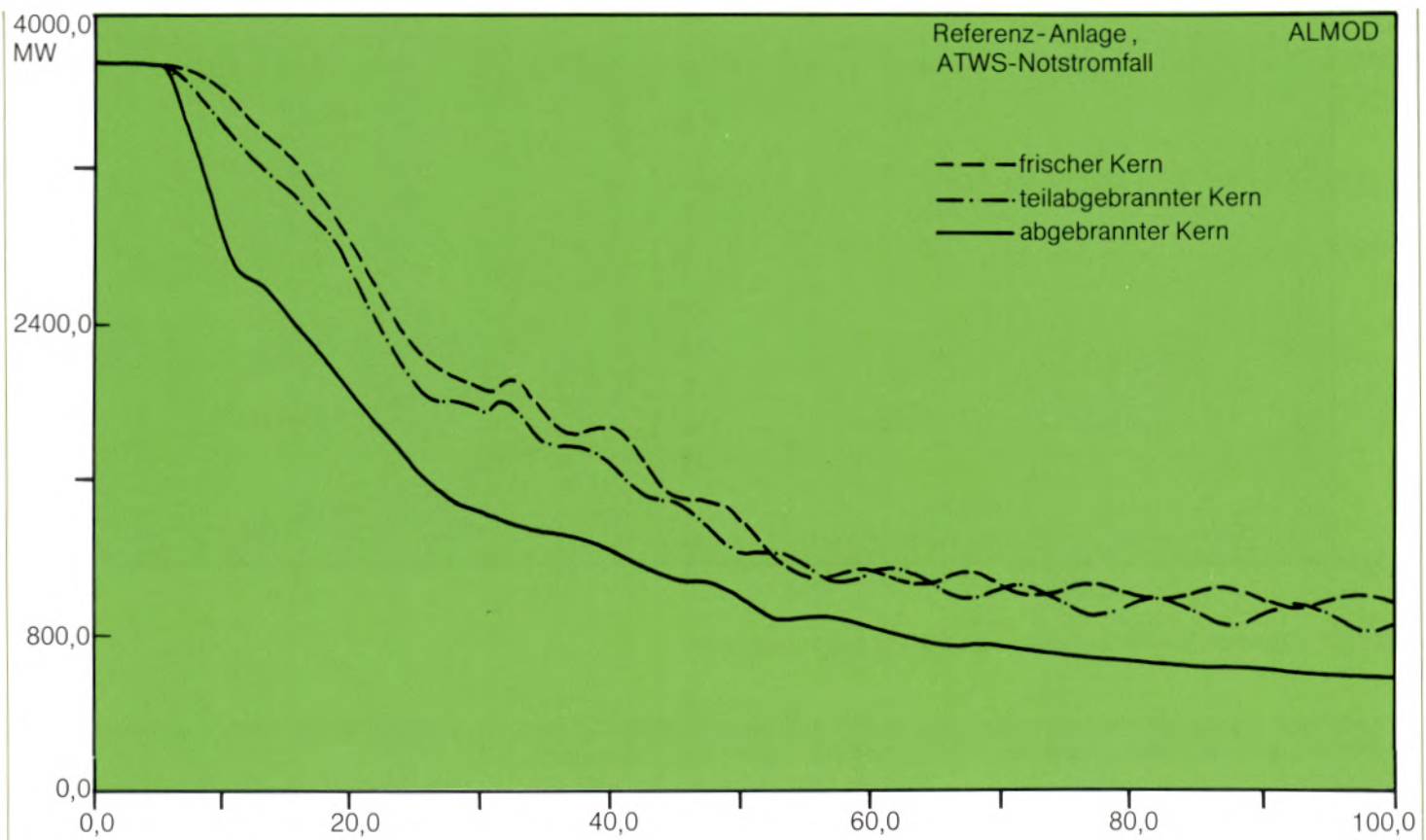


Bild 21: Leistungsverlauf bei verschiedenen Abbrandzuständen

ponenten in den einzelnen Fällen zusätzlich als ausgefallen angenommen wurden. Die Auswahl wurde stark vom auslösenden Ereignis bestimmt. Natürlich spielten die Druckhalterventile und die Reaktorschnellabschaltung eine wichtige Rolle. Deshalb wurde ihr Ausfall bzw. Teilausfall unterstellt. Vor allem das Versagen einzelner Schnellabschaltsignale oder gar das totale Versagen der Schnellabschaltung bewirkte beim jeweils untersuchten Ereignisablauf einen hohen Druckanstieg. Druckanstiege bis zum Auslegungsdruck (176 bar bei der für die Studie ausgewählten Anlage) und etwas darüber sind aber nur bei ATWS-Transienten erreicht worden.

Die durchgeführten Rechnungen und deren Analyse haben ergeben, daß Transienten, die zu hohen Drücken ($>$ 170 bar) im Primärkreislauf führen, nur eine niedrige Eintrittshäufigkeit haben. Dabei wurden für die Referenzanlage erhältliche Daten zur Zuverlässigkeit von Systemen und Komponenten mit einbezogen. Ebenso fand die Eintrittswahrscheinlichkeit auslösender Ereignisse Berücksichtigung. Bild 20 zeigt, daß vor allem jene Transienten, deren Kühlmitteldruckmaximum oberhalb des Auslegungsdrucks liegt, nur mit einer Eintrittshäufigkeit, die kleiner als $1 \cdot 10^{-7}$ ist, zu erwarten sind.

Dieses Bild zeigt auch, daß Transienten mit einem Druckmaximum um 160–163 bar schon eine relativ hohe Eintrittswahrscheinlichkeit haben. Dabei handelt es sich häufig um Fälle mit funktionierender Reaktorschnellabschaltung, wobei sich jedoch einer nicht sehr starken Drucktransiente eine Temperaturtransiente überlagert.

In der Mehrzahl aller gerechneten Fälle konnte der Druckanstieg schon mit Hilfe der Druckhalter-Abblaseventile (Ansprechdruck 161 und 163 bar) begrenzt werden. Dazu trug vor allem die große Abblasekapazität des 2. Druckhalter-Abblaseventils bei.

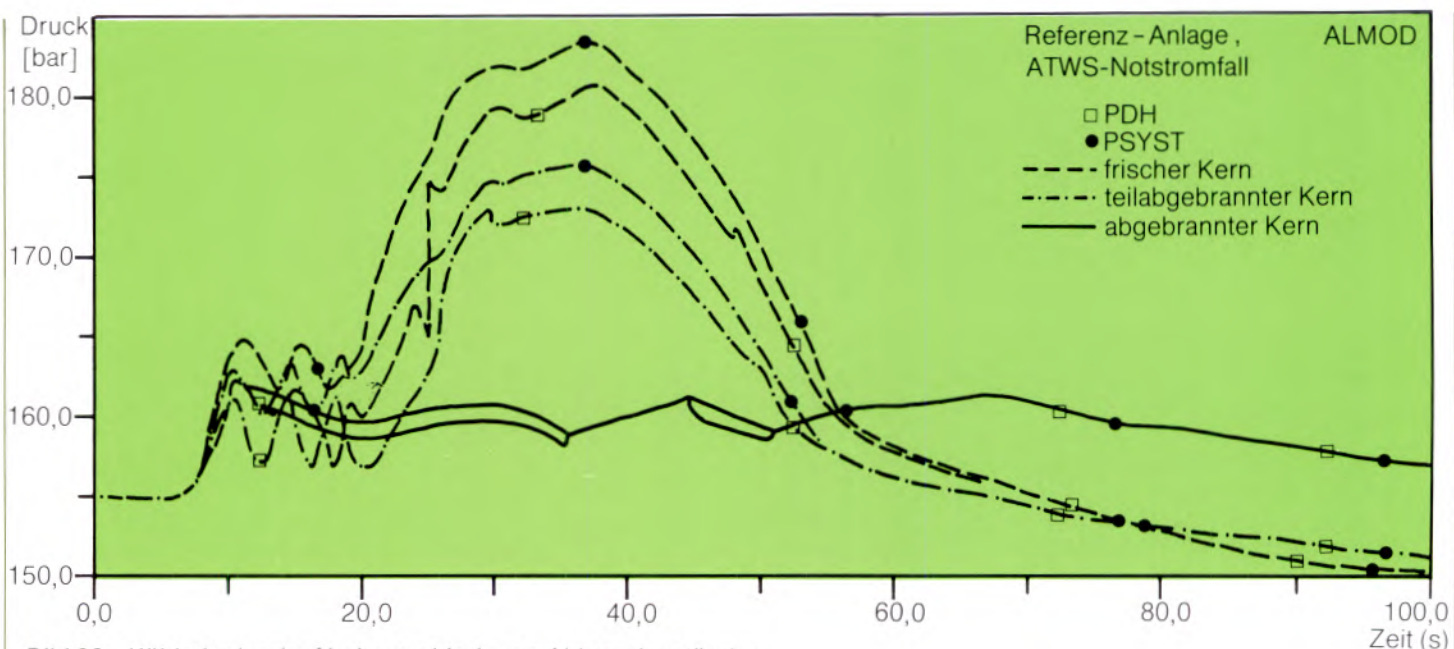


Bild 22: Kühlmittelverlauf bei verschiedenen Abbrandzuständen

Es soll auch festgehalten werden, daß in keinem der gerechneten Fälle mit Reaktorschnellabschaltung ein Druckhalter-Sicherheitsventil angefordert wurde. War die Anforderung eines Druckhalter-Abblaseventils erforderlich, so reichte stets ein einmaliges Öffnen und Schließen aus. Bei ATWS-Fällen dagegen werden die verschiedenen Druckhalterventile in der Regel mehrfach hintereinander angefordert. In einigen Fällen müssen sie auch der Belastung durch Abblasen von Wasser standhalten.

Die anläßlich dieser Studie für die einzelnen Fälle aufgezeichneten Druck- und Temperaturverläufe sollen im Rahmen einer weitergehenden Strukturanalyse als Basis für die Berechnung der auf die Primärseite wirkenden Strukturbelastungen dienen. Die Untersuchung zahlreicher Parameterkombinationen ermöglichte im Vergleich zu bisherigen Studien eine Erweiterung der quantitativen Bewertung des Anlagenverhaltens. Ein interessantes Beispiel hierfür ist der Einfluß des Abbrandes auf den Maximaldruck beim ATWS-Notstromfall aus 100% Leistung. In bisherigen ATWS-Analysen zum Genehmigungsverfahren wurde aus Gründen der Konservativität die Moderatorrückwirkung für einen frischen Kern angenommen. Dieses Rückwirkungsverhalten tritt jedoch nur nach der Erstbeladung und auch nur für wenige Wochen auf. Dabei ist außerdem zu beachten, daß während dieser Zeit (Inbetriebnahmephase) keine volle Leistung erreicht wird. Mit zunehmendem Abbrand nimmt die Moderatorrückwirkung zu. Das führt zu einer größeren Leistungsreduzierung und damit zu einem günstigeren Transientenverlauf. Der Einfluß wird für drei Abbrandzustände gezeigt:

- frischer Kern,
- teilabgebrannter Kern (≈ Zyklusanfang nach Wiederbeladung),
- abgebrannter Kern (≈ Zyklusende).

Die Bilder 21 und 22 zeigen die Leistungs- und Kühlmitteldruckverläufe für die drei oben genannten Abbrandzustände. Es ist zu erkennen, daß die Leistung mit zunehmendem Abbrandgrad schneller absinkt. Infolgedessen reduziert sich damit auch die Volumenausdehnung des Kühlmittels. Das wiederum hat einen geringeren Druckanstieg in den entsprechenden Fällen zur Folge. Bild 22 ist zu entnehmen, daß beim ATWS-Notstromfall mit abgebranntem Kern schon das 1. Druckhalter-Abblaseventil zur Begrenzung des Druckanstiegs ausreicht. Diese Ergebnisse zeigen deutlich den Grad der Konservativität bei der bisherigen Analyse des ATWS-Notstromfalls mit der Annahme eines frischen Kerns.

Dieser kurze Einblick in das Gebiet der Transientenanalysen läßt erkennen, daß hier noch kein Abschluß der

Aktivitäten erkennbar ist. Weitere Studien sind erforderlich, um den Kenntnisstand über das Anlagenverhalten zu vertiefen. Außerdem wird untersucht, ob Transientenmodelle auch dazu beitragen können, Teilaspekte in anderen Bereichen zu bearbeiten. Erste Ansätze dazu zeigte ein Vortrag zur Analyse kleiner Lecks im Rahmen des diesjährigen Fachgespräches auf.

4.8 Stand der Entwicklung und der Verifikation des fortschrittlichen Rechenprogramms DRUFAN

Ziel der DRUFAN-Entwicklung

Zur Untersuchung der Druckabsenkungsphase bei Kühlmittelverluststörfällen von Leichtwasserreaktoren wird bei der GRS das fortschrittliche Rechenprogramm DRUFAN entwickelt. Entwicklungsziel ist die Bereitstellung eines Programmes zur Analyse des gesamten Bruchspektrums vom großen bis hin zum kleinen Leck. Ein wichtiges Zwischenziel, die Bereitstellung eines Programmes zur Analyse großer Leckquerschnitte, konnte mit der Programmversion DRUFAN-Ø1/MOD2 bereits erreicht werden.

Beschreibung der Programmversion DRUFAN-Ø1/MOD2

Die Programmversion DRUFAN-Ø1/MOD2 ist sowohl zur Voraus- und Nachrechnung von Blowdownversuchen als auch zur Analyse von Kühlmittelverluststörfällen bei Druckwasserreaktoren geeignet.

Das Programm verwendet zur Darstellung des zu untersuchenden physikalischen Systems das Lumped-Parameter-Konzept und zur Beschreibung der kritischen Ausströmung die Finite-Differenzen-Methode. Wichtige programmtechnische Merkmale sind die Startrechnung, die flexible Anordnung der Kontrollvolumina und die variable Dimensionierung der COMMON-Bereiche.

Das in DRUFAN-Ø1/MOD2 enthaltene Thermo- und Fluiddynamikmodell zur Beschreibung des Kühlmittelverhaltens ermöglicht die Simulation des thermodynamischen Nichtgleichgewichts. Es wird dabei angenommen, daß die Dampf- und Wasserphase homogen vermischt sind und beide Phasen gleiche Geschwindigkeiten haben. Der Bereich möglicher Kühlmittelzustände reicht vom unterkühlten Wasser bis zum überhitzten Dampf.

Zur Simulation von Reaktorbrennstäben, elektrischen Heizleitern und Strukturen ist ein Wärmeleitmodell vorhanden. Die Wärmeerzeugung in den Reaktorbrennstäben wird durch ein Neutronenkinetikmodell berechnet.

DRUFAN enthält einen speziellen Modul zur Bestimmung der Wärmeübergangszahlen für den Wärmeübergang zwischen festen Strukturen und dem Kühlmittel im gesamten Blowdownbereich. Das Überschreiten der kritischen Heizflächenbelastung wird mit Hilfe von Korrelationen berechnet.

Zur Simulation von Komponenten sind ein Ventil-, Pumpen-, Druckhalter-, Akkumulator- und Dampferzeugermodell vorhanden. Anstelle der Modelle können auch vorgegebene Zeitfunktionen angesprochen werden.

Die Integration des Systems gewöhnlicher Differentialgleichungen wird durch ein explizit-implizites Integrationsverfahren mit automatischer Zeitschritt- und Genauigkeitskontrolle wahrgenommen.

Diskussion ausgewählter Versuchsnachrechnungen

Die Verifikation der Version DRUFAN-Ø1/MOD2 ist bereits in einem weit fortgeschrittenen Stadium (Tabelle 9). Die Verifikationstabelle reicht vom Einzeleffektversuch bis zum komplizierten Systemversuch mit Wärmezufuhr im Kern und Komponentensimulation. Als nächster Schritt ist geplant, das Programm an nuklearen LOFT-Versuchen zu verifizieren.

Eine umfangreiche Programmverifikation (Voraus- bzw. Nachrechnung von Versuchen) ist notwendig, um die Richtigkeit und Genauigkeit der ana-

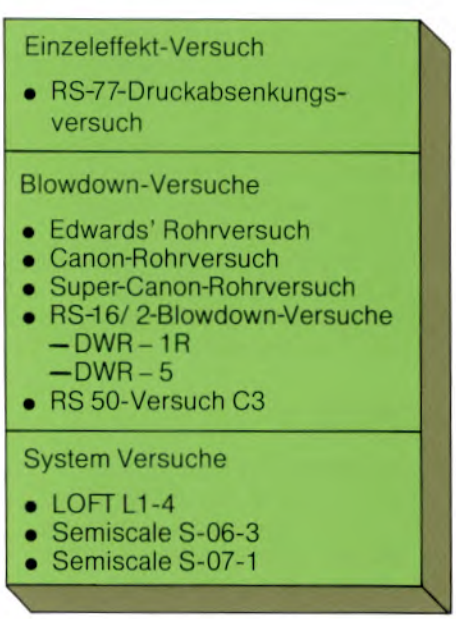


Tabelle 9: DRUFAN Ø1/MOD2, Verifikationsmatrix

lytischen Beschreibung zu überprüfen und die Ergebnisse für Reaktoranlagen abzusichern.

Der Stand der Verifikation von DRUFAN-Ø1/MOD2 soll nun am Beispiel einiger Versuchsnachrechnungen aufgezeigt werden.

Einzeleffektversuch RS-77

Der Versuch RS-77 wurde zur Überprüfung des Modells für die Bestimmung des Massenaustausches an der Phasengrenze Wasser–Dampf ausgewertet und nachgerechnet. Er zeigt sehr deutlich den typischen Nichtgleichgewichtseffekt in der Anfangsphase des Blowdown, das Abfallen des Druckes unter den Sättigungswert.

Einer Durchführung diente die in Bild 23 skizzierte Versuchsapparatur. Die Untersuchungen fanden in der gemeinsamen Forschungsstelle der Europäischen Gemeinschaften (GFS) in Ispra, Italien, statt. Zur Einleitung schneller Drucktransienten wurde das Innenvolumen des Druckbehälters mit Hilfe eines Kolbens gesteuert variiert.

Bei Versuchsbeginn war der Druckbehälter ($V_0 = 2{,}2 \cdot 10^{-3} m^3$) vollständig mit unterkühltem Wasser ($p_0 = 93{,}7$ bar, $T_0 = 301^0 K$) gefüllt. Die Drucktransiente wurde durch eine relative Vergrößerung des Druckbehälterinnenvolumens um $V/V_0 = 2{,}8 \cdot 10^{-3}$ ausgelöst.

Rechnungen

Zur Simulation des Druckabsenkungsvorgangs wurde der Druckbehälter durch ein Kontrollvolumen dargestellt. Bei den Rechnungen ließ sich eine im Massenaustauschmodell wichtige Größe, die pro Volumeneinheit vorhandene Zahl von Dampfblasen n_B ermitteln. Die beste Übereinstimmung zwischen dem experimentellen und dem errechneten Druckverlauf ergab sich bei $n_B = 10^9 m^{-3}$. Die Rechnungen zeigen, daß der für das Massenaustauschmodell gewählte Gleichungsansatz richtig ist.

Rohrversuch von Edwards und O'Brien

Dieser Versuch wurde im Rahmen von Vergleichsstudien (USAEC und OECD-Standardproblems No. 1) nachgerechnet. Er diente vor allem der Überprüfung, inwieweit mit dem theoretischen Modell der im Experiment ermittelte Druckabfall unter den korrespondierenden Sättigungsdruck am geschlossenen Rohrende simuliert werden kann.

Experiment

Der Druckabsenkungsversuch erfolgte mit einem horizontal angeordneten geraden Rohr von 4,09 m Länge und $7{,}31 \cdot 10^{-2}$ m Innendurchmesser. Bei Versuchsbeginn war das Rohr vollständig mit unterkühltem Wasser (Druck = 70 bar, mittlere Temperatur 230° C) gefüllt. Längs des Rohres befanden sich 7 Meßpositionen zur Bestimmung von Druck und Temperatur (GS-1 bis GS-7 in Bild 24).

Rechnung

Zur Erfassung der Druckwellenausbreitungsvorgänge wurde das Rohr durch 27 Kontrollvolumina dargestellt. In Bild 24 sind der experimentell bestimmte und der errechnete Druckver-

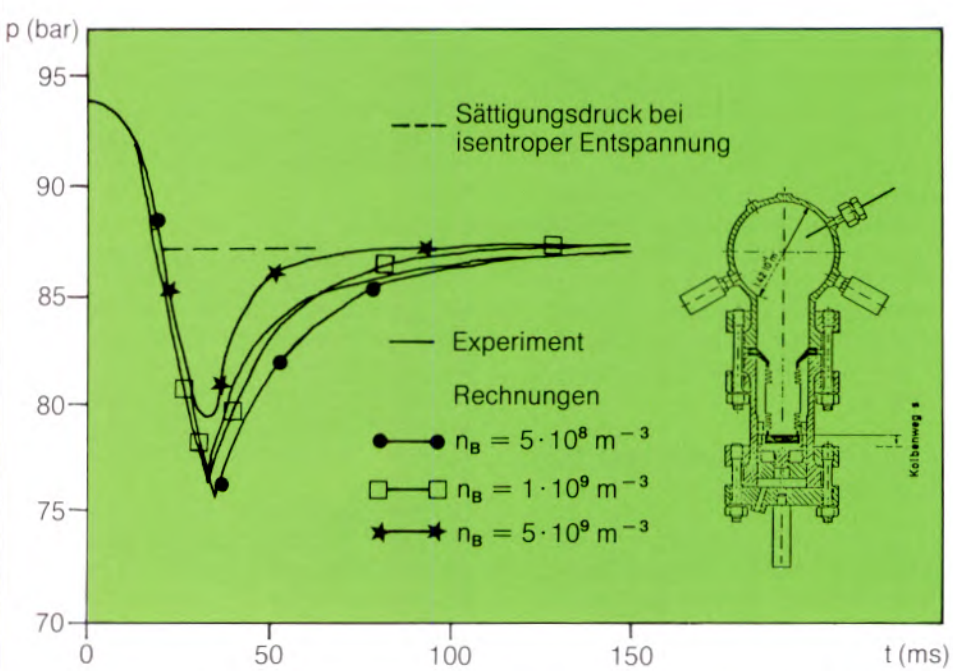


Bild 23: RS77-Druckabsenkungsversuch: Einfluß der Dampfblasenzahl n_B auf den gerechneten Druckverlauf

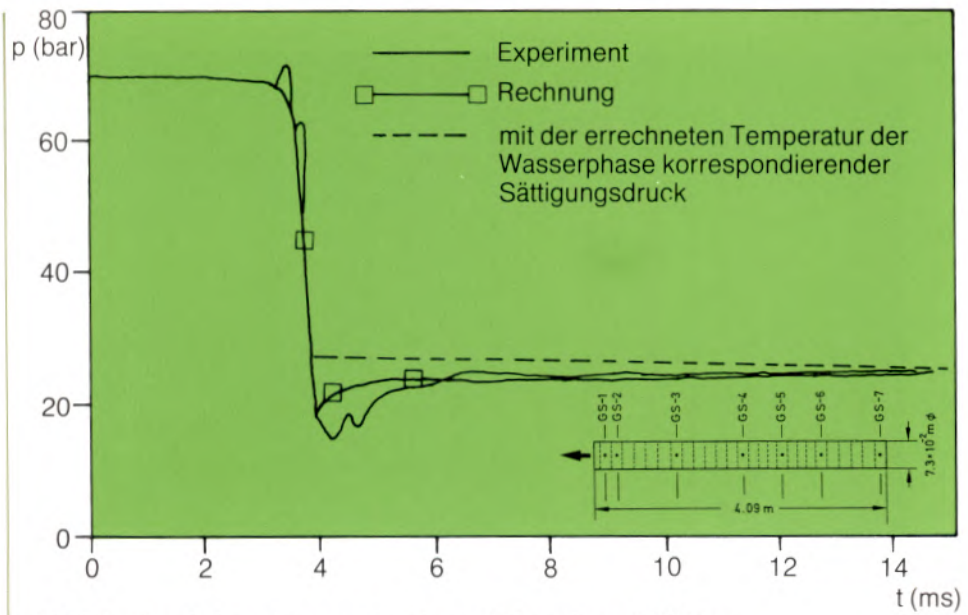


Bild 24: Druckabsenkungsversuch von Edwards und O'Brien
Experimentell ermittelter und errechneter Druckverlauf für die Meßposition GS-7

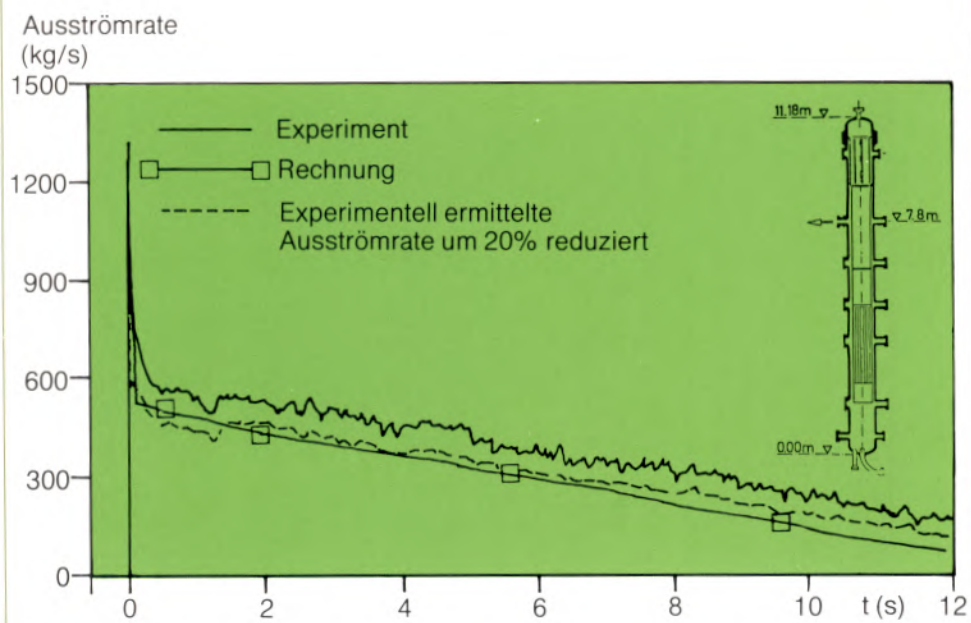


Bild 25: Battelle-RS-16/2-Druckabsenkungsversuch DWR-5
Experimentell ermittelte (Originalmeßwerte und um 20% reduzierte Meßwerte) und errechnete Ausströmrate

lauf nahe am geschlossenen Rohrende (Meßposition GS-7) aufgetragen. Die Druckabsenkung unter den mit der Fluidtemperatur korrespondierenden Sättigungsdruck und der nachfolgende Druckanstieg konnten sehr gut simuliert werden.

Druckabsenkungsversuch RS 16/2 DWR 5 von Battelle

Der Versuch RS 16/2 DWR 5 von Battelle, Frankfurt, wurde nachgerechnet, um das in DRUFAN verwendete Ausströmmodell im Langzeitbereich zu überprüfen.

Experiment

Die Battelle-RS-16/2-Druckabsenkungsversuche wurden mit einem Druckbehälter von 11,2 m Höhe und 0,77 m Innendurchmesser durchgeführt. Die Behälterhöhe entspricht etwa der Originalhöhe eines Druckwasserreaktor-Druckbehälters heutiger Bauart. Der Ausströmstutzen hatte eine Länge von 0,35 m und einen Innendurchmesser von 0,145 m.

Der Versuchsbehälter war mit Einbauten, bestehend aus der Rohrbündelheizung, dem Kernmantel, der Kernmantelhalterung und zusätzlichen Siebplatten, ausgerüstet (Bild 25). Bei Versuchsbeginn war der Druckbehälter vollständig mit unterkühltem Wasser (Druck = 143 bar, mittlere Temperatur = 295° C) gefüllt.

Der Erfassung des transienten Ausströmvorganges während des Druckabsenkungsvorganges diente neben Druck- und Temperaturmessungen eine Kombination zweier Meßverfahren zur Ermittlung der Ausströmrate. Mit Hilfe eines Gammastrahlen-Absorptionsmeßverfahrens war es möglich, die Fluiddichte mit Hilfe

eines Drag-body-Meßverfahrens die Impulsflußdichte im Ausströmstutzen zu ermitteln.

Durch Kombination der Meßgrößen ergibt sich der Massenstrom im Ausströmstutzen.

Rechnung

Im Hinblick auf die angestrebte Langzeitbereich-Simulation des Druckabsenkungsvorganges wurde der gesamte Druckbehälter einschließlich des Ausströmstutzens nur durch 9 Kontrollvolumina dargestellt.

In Bild 25 ist die aus dem Experiment ermittelte (Originalmeßwerte und um 20% reduzierte Meßwerte) und errechnete Ausströmrate aufgetragen. Die Reduktion der Meßwerte um 20% war vorzunehmen, da die Integration der gemessenen Ausströmrate über den gesamten Druckabsenkungszeitbereich zu einem Kühlmittelverlust führt. Er übersteigt die bei Versuchsbeginn im gesamten Druckbehälter gespeicherte Wassermasse um etwa 20%. Zwischen dem um 20% reduzierten Meßergebnis und der errechneten Ausströmrate konnte eine gute Übereinstimmung festgestellt werden.

LOFT-Versuch L1-4

Die Nachrechnung des LOFT-Versuches L1-4 war Bestandteil unserer Mitarbeit am OECD-Standardproblem No. 5. Bei diesem Versuch wurde die beim Einspeisen von Notkühlwasser auftretende Temperaturdifferenz (thermodynamisches Nichtgleichgewicht) zwischen Wasser und Dampf gut erfaßt.

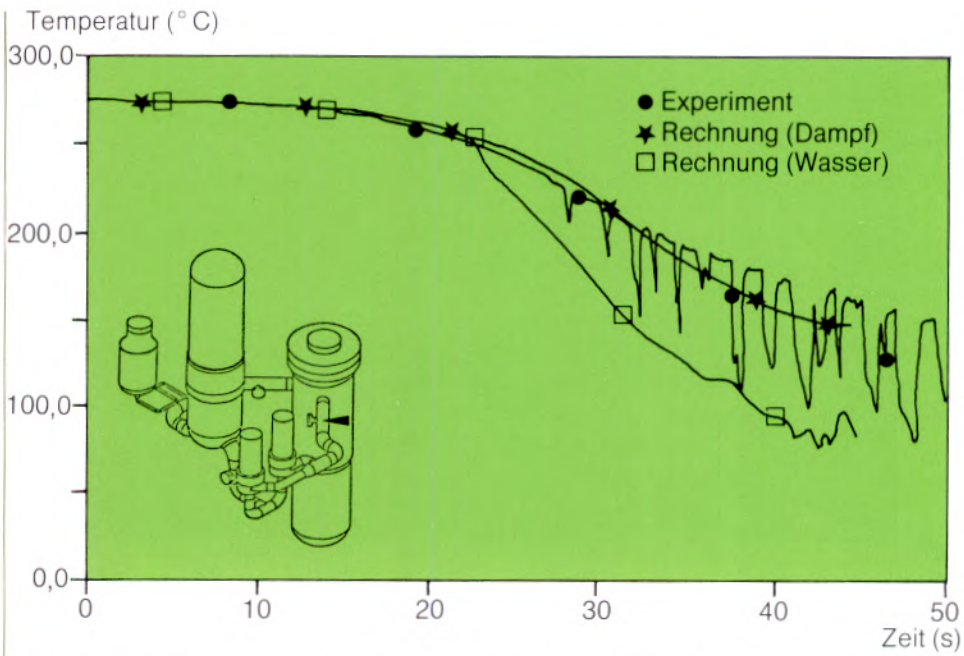


Bild 26: LOFT-Versuch L1-4 ; Temperaturen an der Einspeisestelle

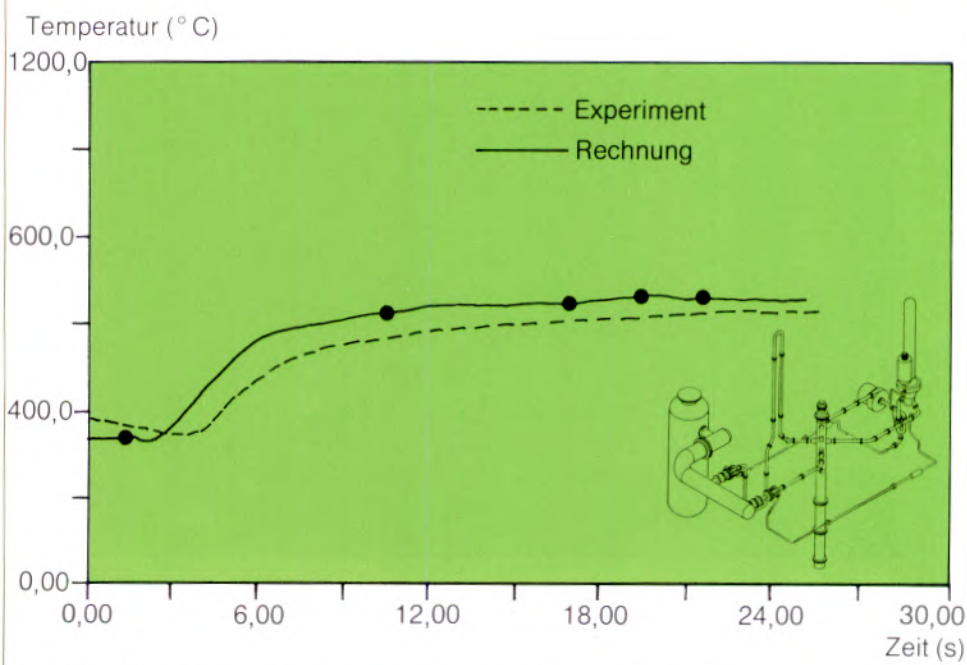


Bild 27: Semiscale-Versuch S-Ø6-3 ; Hüllrohrtemperatur im Kernsimulator

Experiment

Die LOFT-Versuchsanlage in der Nähe von Idaho Falls/USA ist derzeit das einzige nukleare DWR-Integralexperiment zur Simulation von Kühlmittelverluststörfällen mit einer thermischen Maximalleistung von 50 MW.

Bei dem für die Nachrechnung ausgewählten LOFT-Versuch handelte es sich um einen kalten 2F-Bruch, d.h., es wurde ein Bruch der Umwälzleitung zwischen Pumpe und dem Druckbehälter simuliert. Der Kernsimulator war nicht beheizt. Die Einspeisung erfolgte in den kalten Strang der intakten Umwälzschleife. Der Systemdruck betrug etwa 156 bar.

Rechnung

Für die Nachrechnung wurde die LOFT-Anlage durch 28 Kontrollvolumina dargestellt. Der Zeitraum zwischen dem Blowdownbeginn und der Einspeisung in den kalten Strang betrug 22 s. Der experimentelle Temperaturverlauf in Bild 26 gibt sehr deutlich die auf Kondensationsereignisse zurückzuführenden Oszillationen beim Einspeisen wieder. Die Maxima, die der Dampftemperatur, und die Minima, die der Wassertemperatur entsprechen, weisen auf starke Temperaturunterschiede zwischen Dampf und Wasser in der Umgebung der Einspeisestelle hin. Mit dem Programm konnte diese auf dem thermodynamischen Nichtgleichgewicht beruhende Temperaturdifferenz zwischen Dampf und Wasser gut simuliert werden.

Semiscale Versuch S-Ø6-3

Die Nachrechnung des Semiscale-Versuchs S-Ø6-3 wurde im Rahmen unserer Teilnahme am OECD-Standardproblem Nr. 8 durchgeführt.

Experiment

Die Semiscale-Versuchsanlage steht, wie die LOFT-Anlage, in der Nähe von Idaho Falls/USA.

Der Kern wird durch 40 indirekt beheizte Heizleiter (beheizte Länge ca. 1,7 m, äußerer Durchmesser 10,7 mm) simuliert. Beim Versuch S-Ø6-3 handelt es sich ebenfalls um einen kalten 2F-Bruch mit Einspeisung in den kalten Strang. Die Heizleistung im Kern hatte einen Anfangswert von 1 MW, dies entspricht etwa 100% Reaktorleistung. Die Heizleistung wurde 4,2 s nach Blowdownbeginn auf einen Wert von etwa 20% und dann stufenweise auf Werte unter 10% abgesenkt.

Rechnung

Bei der Rechnung wurde der Kühlkreislauf durch 23 Lumped-Parametervolumina dargestellt.
In Bild 27 ist ein Vergleich der gerechneten Hüllrohroberflächentemperatur und der gemessenen Hüllrohrtemperatur (Einbautiefe des Thermoelements etwa 1 mm) für die Heißstelle eines Stabes mit mittlerer Leistungsdichte dargestellt. Das frühere Überschreiten der kritischen Heizflächenbelastung hat zur Folge, daß die berechnete Temperatur im Bereich der Filmverdampfung etwas höher liegt als im Experiment.

Zusammenfassung

- Die thermodynamischen Nichtgleichgewichtseffekte, die im Anfangsbereich von Kühlmittelverluststörfällen und beim Einspeisen von Notkühlwasser in eine Zweiphasenströmung auftreten, können mit DRUFAN simuliert werden.
- Die mit DRUFAN berechneten Ausströmraten stimmen gut mit dem Experiment überein.
- Die Übereinstimmung zwischen gerechneter und experimenteller Heizleitertemperatur ist zufriedenstellend.
- Eine weitere Verifikation der Programmversion DRUFAN-Ø1/MOD2, speziell an nuklearen LOFT-Versuchen, ist notwendig.

4.9 GRS-Analysen zum Verhalten von LWR-Brennstäben bei Kühlmittelverluststörfällen

Hauptaufgaben

Nach einem Kühlmittelverluststörfall in einem Leichtwasserreaktor werden die Brennstäbe als Folge der Gleichgewichtsstörung zwischen Energieerzeugung und -abfuhr hohen thermischen und mechanischen Belastungen ausgesetzt. Die GRS analysiert mit Hilfe komplexer Programmsysteme die transienten gekoppelten thermohydraulisch-mechanischen Phänomene. Damit soll nachgewiesen werden, daß nach einem Kühlmittelverluststörfall

- die Hüllrohrtemperaturen unter vorgegebenen Grenzwerten bleiben und ein Schmelzen oder Sprödbruchversagen der Hüllen auszuschließen ist,
- die Deformationen der Hüllrohre nicht zu Kühlkanalblockaden führen, was die Kühlfähigkeit des Gesamtkerns in Frage stellen würde,
- die zu erwartenden Hüllrohrtempe-

raturen und -dehnungen weit unter den Werten liegen, die mit konservativen Analysenmethoden errechnet werden.

Um die genannten Hauptaufgaben der Brennstabanalyse erfüllen zu können, wickelt die Abteilung Thermohydraulik I folgende Projekte ab:

- Auswertung und Anwendung der Ergebnisse von Forschungsvorhaben zum Brennstabverhalten,
- Entwicklung und Anwendung realistischer Rechenverfahren auf statistischer Basis, Methoden zur Beurteilung von Belastungen und Schadensausmaß im Reaktorkern nach Kühlmittelverluststörfällen,
- Untersuchungen zum Ablauf hypothetischer Kernschmelzunfälle.

Auf die beiden erstgenannten Projekte soll im folgenden näher eingegangen werden.

Forschungsergebnisse und Brennstabanalysen

Um Gesetze für die Verformung der Hüllen unter Innendruck- und Temperaturbelastung zu finden und Kriterien für das Versagen der Hüllrohre aufzustellen, werden im Rahmen des 1. Projektes Inpile- und Out-of-pile-Experimente zum Brennstabverhalten gezielt ausgewertet. Die Auswertung von Bündelexperimenten gibt Aufschlüsse über die Wechselwirkungen zwischen benachbarten Stäben und zwischen Stäben und Kühlkanälen (z.B. Strömungsumverteilung).

Basierend auf den Versuchergebnissen, wurde bei der GRS das Brennstabverhaltensprogramm TESPA (Temperature and Strain Probabilistic Analysis) entwickelt und an über 10 ausgewählten Experimenten verifiziert. Hierzu wurden sowohl Versuche zur Verifikation des Dehnmodells (z.B. PNS- und EPRI-Einzelstabversuche) als auch Versuche zur Prüfung des Berstkriteriums (z.B. Inpile-Versuche des PNS) ausgewertet (Bilder 28 und 29). Dabei konnte das GRS-Dehnmodell noch weiter verfeinert werden. Es ist nunmehr den Dehnmodellen anderer Institutionen (KWU, KfK) zumindest gleichwertig.

Im Rahmen des gleichen Projektes war es möglich, Kriterien für das Bersten der Brennstabhüllen zu finden. Die gezielte Anwendung statistischer Methoden zeigte, daß die Daten direkt beheizter Versuchsstäbe mit geringen

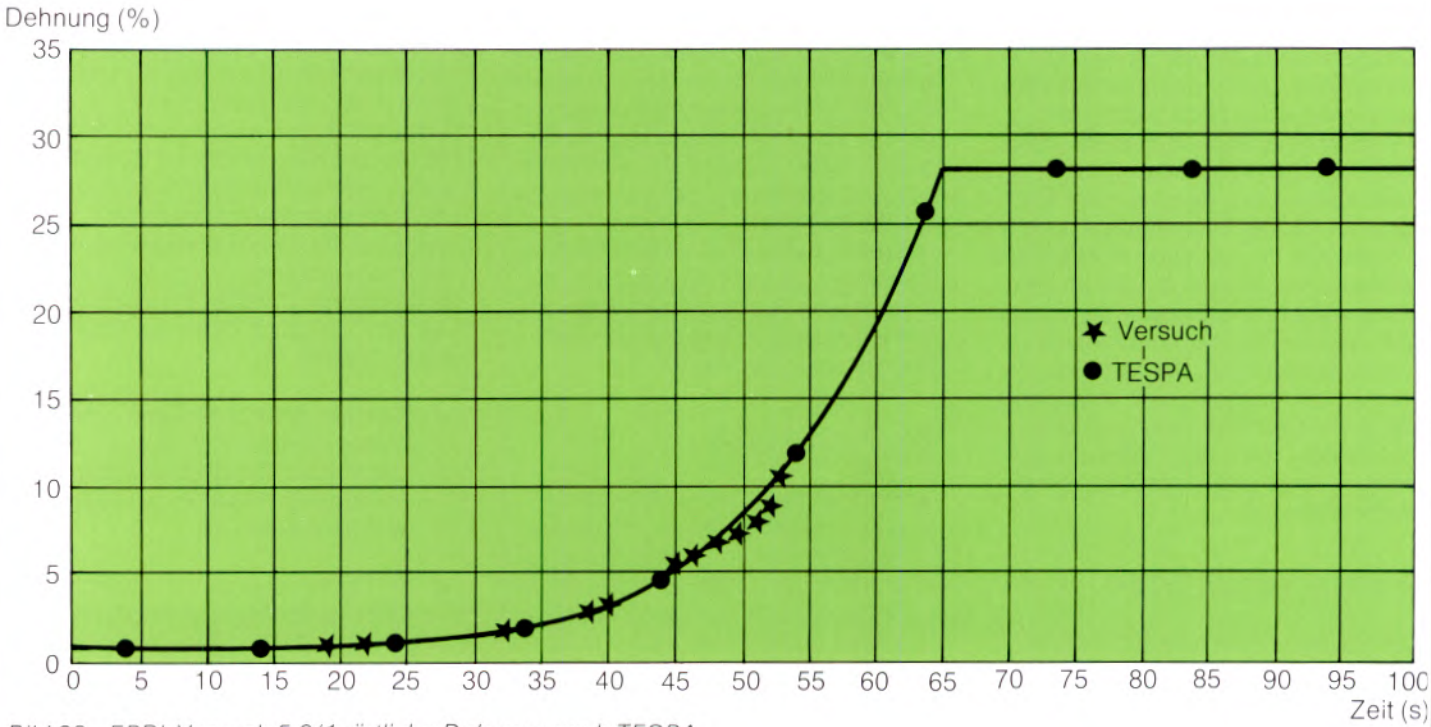


Bild 28: EPRI-Versuch 5.9/1, örtliche Dehnung nach TESPA

Temperaturgradienten über den Umfang zu anderen Berstkurven führen als indirekt beheizte Stäbe mit größeren Temperaturgradienten. Dabei sind beim erstgenannten Stabtyp höhere Dehnungen zu erwarten als beim letzteren, der vor allem für Reaktorbrennstäbe repräsentativ ist. In Bild 30 ist das reaktorrepräsentative GRS-Berstkriterium als Funktion „Berstdehnung = f (Hüllentemperatur)" dargestellt. Die statistische Auswertung repräsentativer Versuchsergebnisse ergab anstelle einer Ausgleichskurve eine Kurvenschar für den Bereich möglichen Brennstabversagens. Dabei wird für jede Klasse zwischen zwei Kurven eine Versagenswahrscheinlichkeit angegeben. Versagen ist frühestens dann möglich, wenn die analytische Dehnkurve (Symbol ● in Bild 29) die unterste Berstkurve schneidet; wird die mittlere Kurve erreicht, ist der Stab mit 80%iger Wahrscheinlichkeit geborsten, bei Überschreiten der obersten Kurve mit Sicherheit.

Maximale Dehnung (ohne Bersten) oder Berstdehnungen aller Reaktorbrennstäbe bestimmen den Blockadegrad eines Kerns. Durch coreweite Analysen ist nachzuweisen, daß die Flut- und Kühlbarkeit des Gesamtkerns durch Hüllrohrdehnungen (Ballooning) nicht gefährdet ist und daß auch örtliche nicht hinreichend kühlbare Blockadenester sicher vermieden werden.

Anwendung

Bei coreweiten Analysen des Brennstabverhaltens ist die Berechnung nicht auf der Basis konservativ gewählter Eingabegrößen durchzuführen. Sie soll sich vielmehr auf solche Daten stützen, die gemäß ihrer Häufigkeitsverteilung für den Störfallablauf repräsentativ sind. Es ist z. B. hinsichtlich des Brennstabverhaltens nicht auszuschließen, daß bei niedrigeren Maximaltemperaturen höhere Hüllrohrdehnungen und Kühlkanalverengungen auftreten können. Zum einen weisen die bisher aus Experimenten ersichtlichen Berstdehnungen um 800° C ein Maximum, um 900° C ein Minimum auf. Zum anderen ist für das Dehnverhalten während eines Kühlmittelverluststörfalls weniger die Maximaltemperatur als das Temperatur-Zeitverhalten für das Ausmaß von Kühlkanalverengungen verantwortlich. Außerdem führt die Anwendung konservativer Annahmen auf kernumfassende Analysen zu unsinnigen Betriebszuständen. Würde z. B. der für

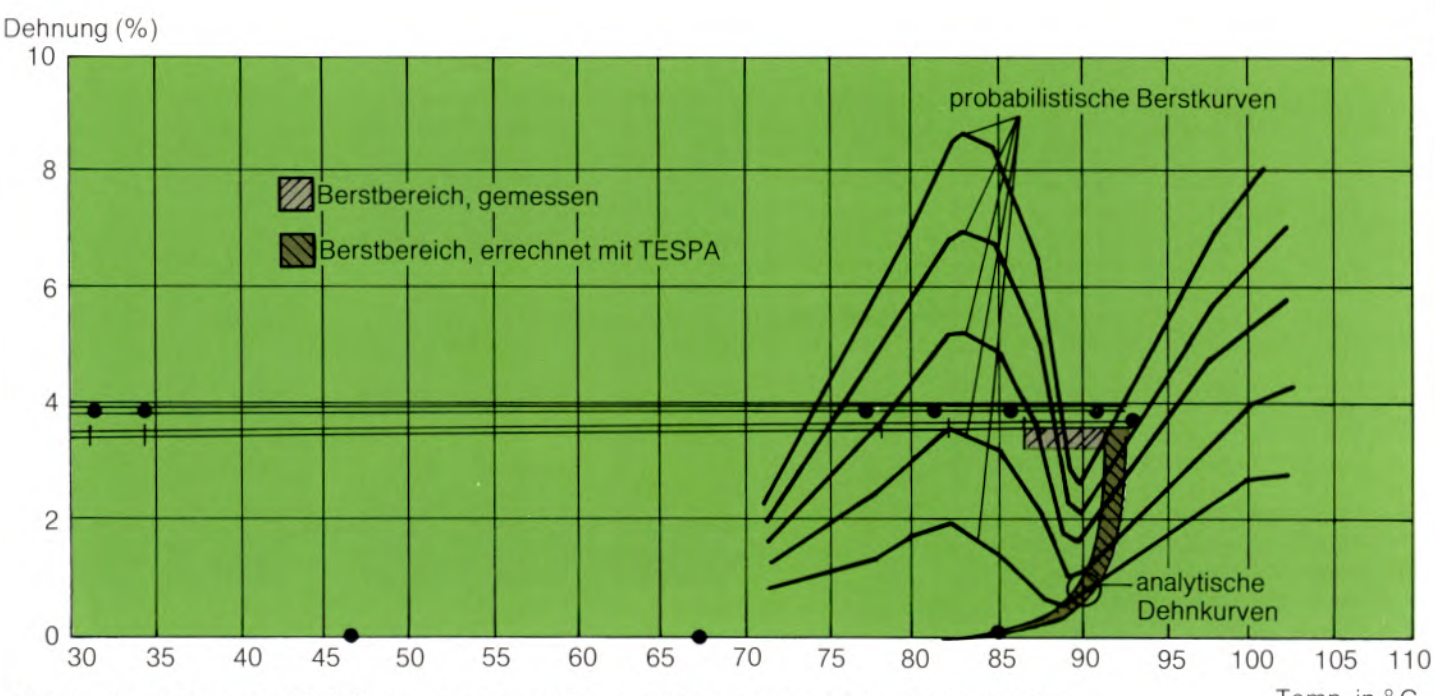


Bild 29: Inpile-Versuch A2.3. Dehnung als Funktion der Hüllentemperatur Berstkriterium für asymmetrisches Dehnen

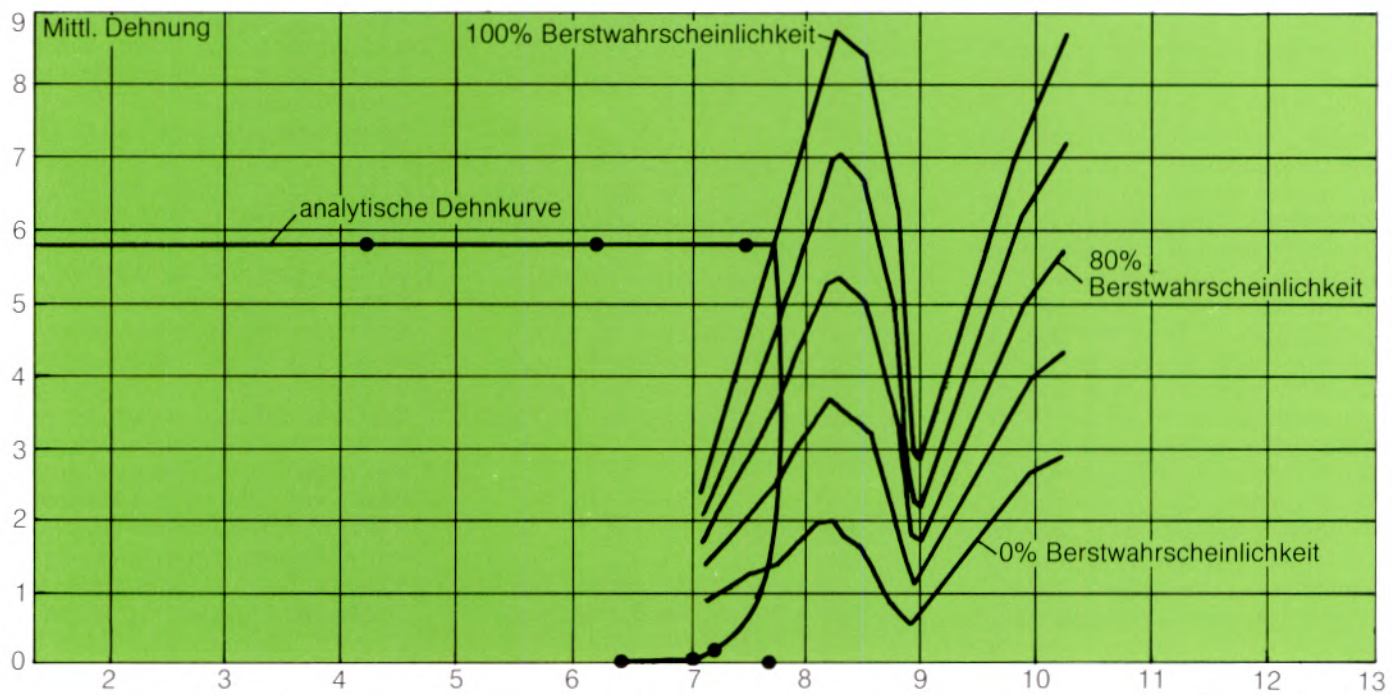


Bild 30: Probabilistisches Berstkriterium für azentrisches Dehnen und Dehnkurve

jeden Brennstab maximal mögliche Leistungsfaktor unterstellt, hätte diese Annahme zur Folge, daß die Gesamtleistung des Reaktors die betrieblich möglichen Werte weit überschreitet. Aus diesen Beispielen geht hervor, daß für kernumfassende Analysen die Berücksichtigung der statistischen Unsicherheiten der Einflußgrößen erforderlich ist, im Gegensatz zur deterministisch-konservativen Heißstellenanalyse.

Auf dem Wege zu realistischen Brennstabanalysen begann die GRS mit Sensitivitätsstudien an allen Programmen, die für die Ermittlung der thermohydraulisch-mechanischen Vorgänge im Reaktorkern nach einem Kühlmittelverluststörfall beteiligt sind. Bild 31 zeigt das bei der GRS hierfür eingesetzte Programmsystem und

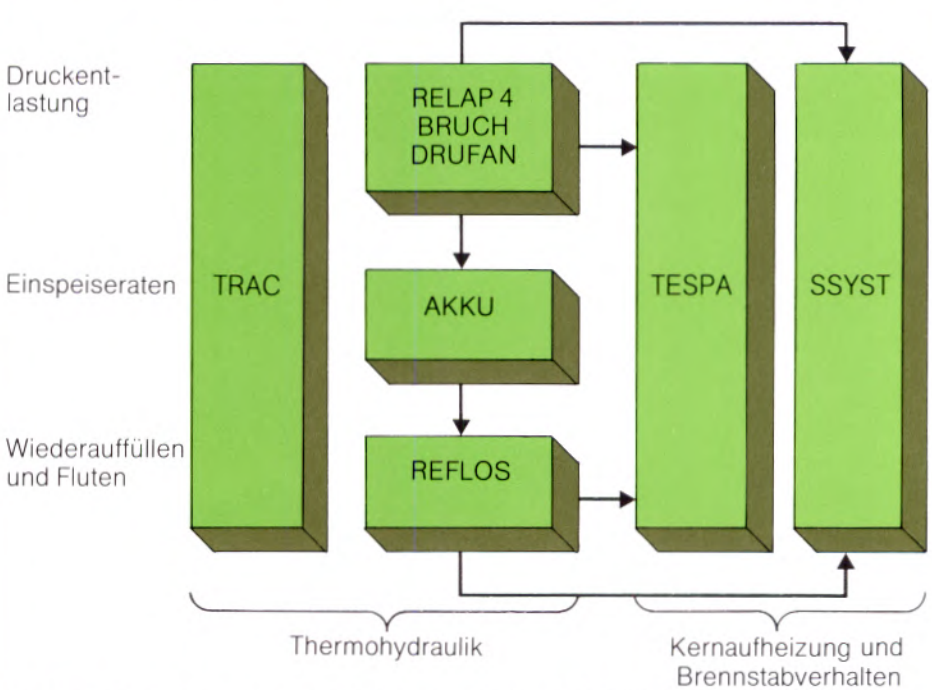


Bild 31: Programmsystem der GRS zur Analyse von Kühlmittelverluststörfällen

den Datenfluß zwischen den Programmen.

Die Thermohydraulikprogramme RELAP4, AKKU und REFLOS liefern die hydraulischen Randbedingungen für nachfolgende Brennstabanalysen mit TESPA. TRAC und DRUFAN sind fortschrittliche Alternativprogramme mit erhöhtem Detaillierungsgrad; BRUCH-D kann dagegen inzwischen als veraltet gelten. SSYST ist das detailliertere, aber auch kompliziertere Alternativprogramm zu TESPA.

Die Sensitivitätsstudien erlaubten eine Abschätzung der Wichtigkeit von Einflußparametern. Der nächste Schritt war die Untersuchung maximaler Heißstabtemperaturen und des Brennstabverhaltens mit Hilfe vereinfachter probabilistischer Methoden[1]).

Hierbei zeigte sich, daß der Erwartungswert für die maximale Hüllentemperatur des Heißstabes zwischen 800 und 900° C liegt. Damit ist der Kriteriengrenzwert von 1200° C um mehr als 300° C unterschritten. Außerdem wurde errechnet, daß bei Betrachtung aller Stäbe im Reaktorkern – auch unter Einbeziehung aller statistischen Streuungen und Unsicherheiten – nicht zu erwarten ist, daß sich auch nur bei einem Stab Hüllentemperaturen über 1200° C einstellen.

In der jetzigen Phase realistischer Brennstabanalysen auf statistischer Basis kommen verfeinerte mathematische Verfahren und eine detailliertere Betrachtungsweise zum Einsatz. Eine wichtige Rolle spielt dabei die sog. „Response-Surface-Methode". Hierbei wird ein komplexes Programm oder Programmsystem durch eine

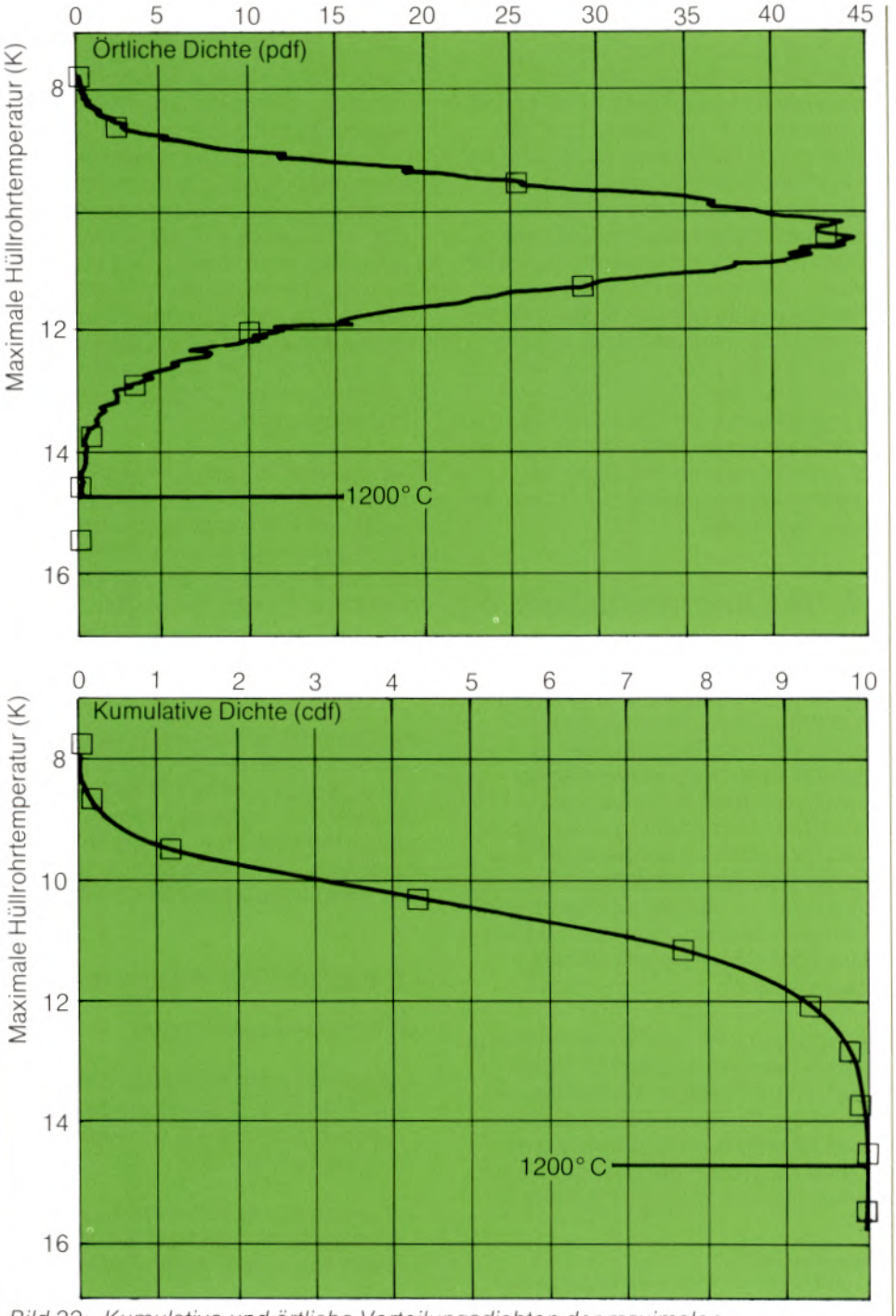


Bild 32: Kumulative und örtliche Verteilungsdichten der maximalen Hüllentemperatur nach REFLOS, FQ = 2,0

[1]) *Keusenhoff, J.: Wahrscheinlichkeitsbehaftete Temperaturanalyse Tagungsband des DAtF zur Reaktortagung 1978, S. 363/6*

Antwortfunktion (die sog. „Response-Surface") approximiert, um anschließend mittels Monte-Carlo-Verfahren die Verteilungsfunktionen eines interessierenden Ergebnisses (z.B. der maximalen Hüllentemperatur oder der Hüllrohrdehnung) zu ermitteln.
Bild 32 zeigt z.B. eine solche Verteilungsfunktion, wie sie für die maximale Heißstellentemperatur gefunden wurde. Mit derartigen Verteilungsfunktionen können Aussagen gewonnen werden, welches Brennstabverhalten zu erwarten ist und mit welcher Wahrscheinlichkeit ein Überschreiten vorgegebener Grenzwerte eintritt. Die bisherigen Ergebnisse der Response-Surface-Analysen bestätigen im wesentlichen die bereits in [1]) getroffenen Aussagen.

4.10 Datenverarbeitung

Die Erfahrungen im ersten Berichtsjahr des Rechenzentrums der GRS machten bereits deutlich, daß im Jahre 1979 Maßnahmen zur Leistungssteigerung unserer Rechenanlage erforderlich sein würden, sollte man den steigenden Anforderungen und Bedürfnissen der Benutzer weiterhin genügen. Um diese Zielsetzung zu realisieren, mußte man nach Möglichkeiten suchen, Qualität und Effektivität des Rechnersystems weiter auszunutzen.

Ausgangspunkt dafür waren neben der subjektiven Leistungsbeurteilung durch den Anwender objektiv quantifizierbare Größen wie Zuverlässigkeit, Verfügbarkeit und Performance des Systems. Wegen der sehr positiven Erfahrungen bezüglich Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit konzentrierten sich die Systemanalysen primär auf Fragen der Performance. Die zugenommene Mehrbelastung hatte sich hier am stärksten manifestiert. Unter Performance wird hier im wesentlichen die Bewältigung der Auftragseinheiten (Jobs bei Stapelverarbeitung, Transaktionen im Dialogverkehr), gemessen nach Umfang und Verarbeitungsgeschwindigkeit, verstanden. Man spricht auch von Durchsatz („Throughput") und Verweilzeit („Turnaround-Time") bei Stapelverarbeitung bzw. Antwortzeit („Response-Time") im Dialogverkehr.

Die Gründe der anstehenden Engpässe erklärten sich aus der laufenden Zunahme der Dialogverarbeitung, verknüpft mit einem Anstieg des Rechenvolumens (Bilder 33 und 34). Die Problematik der Performance-Betrachtungen lag in der geeigneten Abstimmung dieser konkurrierenden Benutzeransprüche.

Nachdem die gebotenen Tuningmaßnahmen ausgeschöpft worden waren, galt es, verschiedene Hardwareerweiterungen und Softwareverbesserungen zu verwirklichen, um die an ein modernes Rechenzentrum zu stellenden Ansprüche weiterhin zu erfüllen.

Die wichtigsten Maßnahmen waren:

a) Hardwareerweiterungen

- Aufrüstung der AMDAHL 470 V/5 auf Mod. V/6-II. Damit wurde eine Leistungssteigerung des Rechners um ca. 50% erzielt.
- Aufrüstung der IBM 3420 Mod. 4 Bandeinheiten auf Mod. 8 (ca. 3-fache Verarbeitungsgeschwindigkeit)
- Ausbau der Plattenkapazität um drei zusätzliche Doppellaufwerke MRX 3650 (auf knapp 4500 MB)
- Ausbau des Datenkommunikationssystems ITT 3805 (für den Einsatz einer effektiveren Software)
- Hinzunahme zusätzlicher Bildschirm-Terminals ITT 3287 (auf insgesamt 42 Geräte)
- Installation eines zweiten schnellen Druckers DOC 1800 (1800 Zeichen/Min.).

b) Softwareverbesserungen

- Einführung der Betriebssystemerweiterung MVS/SE/SEA auf der AMDAHL 470 V/6-II. Damit konnte eine um 10–13% verbesserte Systemauslastung erreicht werden.
- Einführung eines neuen Betriebssystems für das Datenkommunikationssystem ITT 3805
- Installation verschiedener (systemnaher) Programmprodukte (z. B. FORTRAN IV H-Extended Optimization Enhancement, Display Integrated Software System and Plotting Language (DISSPLA) etc.).

Ausweitung der Datenfernverarbeitung

Bedeutsam für das Rechenzentrum der GRS war weiterhin der Anschluß einer Reihe externer Institutionen – vor allem der Technischen Überwachungs-Vereine – an unsere Datenverarbeitungsanlage (siehe Bild 35).

[1]) *Keusenhoff, J.: Wahrscheinlichkeitsbehaftete Temperaturanalyse Tagungsband des DAtF zur Reaktortagung 1978, S. 363/6*

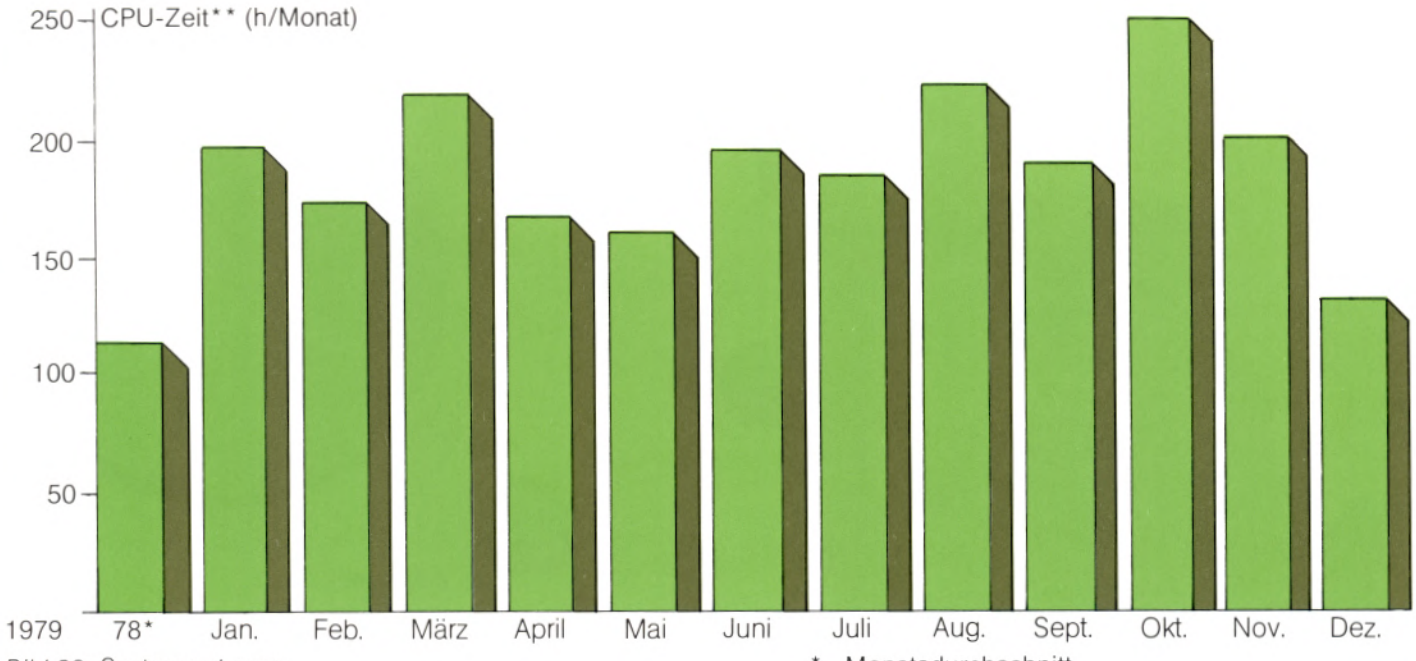


Bild 33: Systemnutzung

* Monatsdurchschnitt
** Bezogen auf die Leistung einer AMDAHL 470 V/6

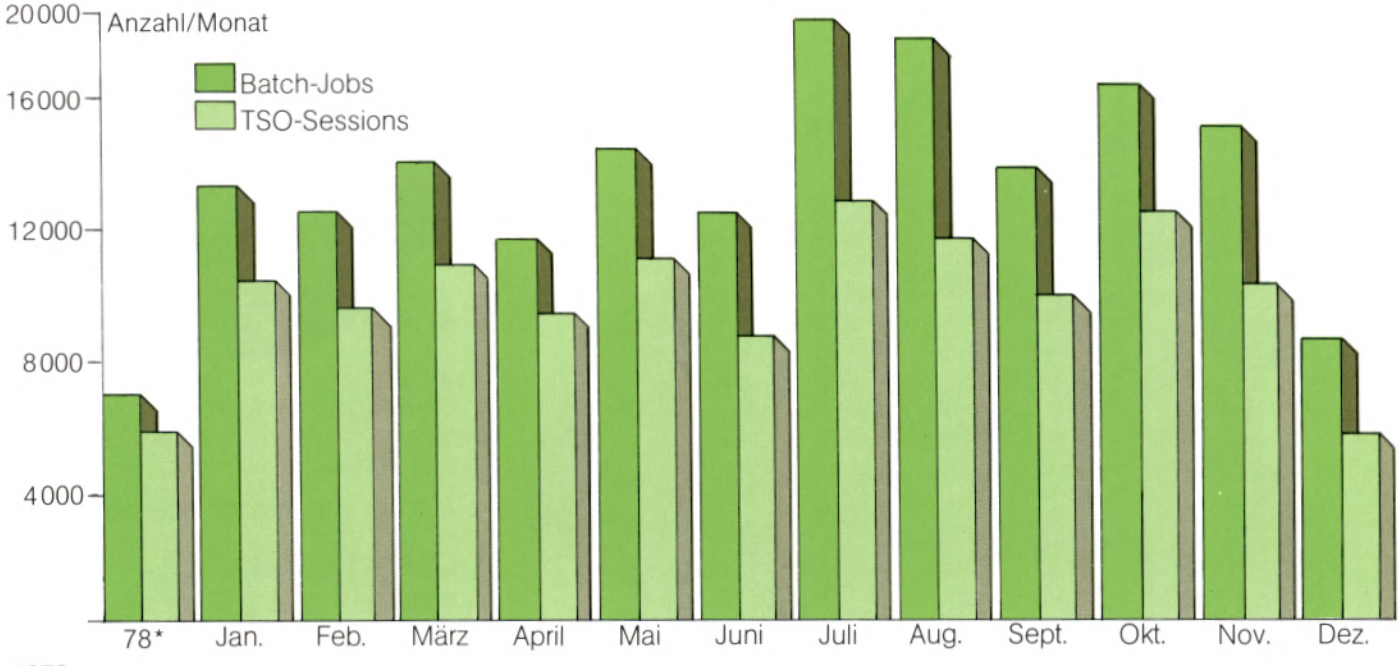


Bild 34: Systemnutzung

* Monatsdurchschnitt

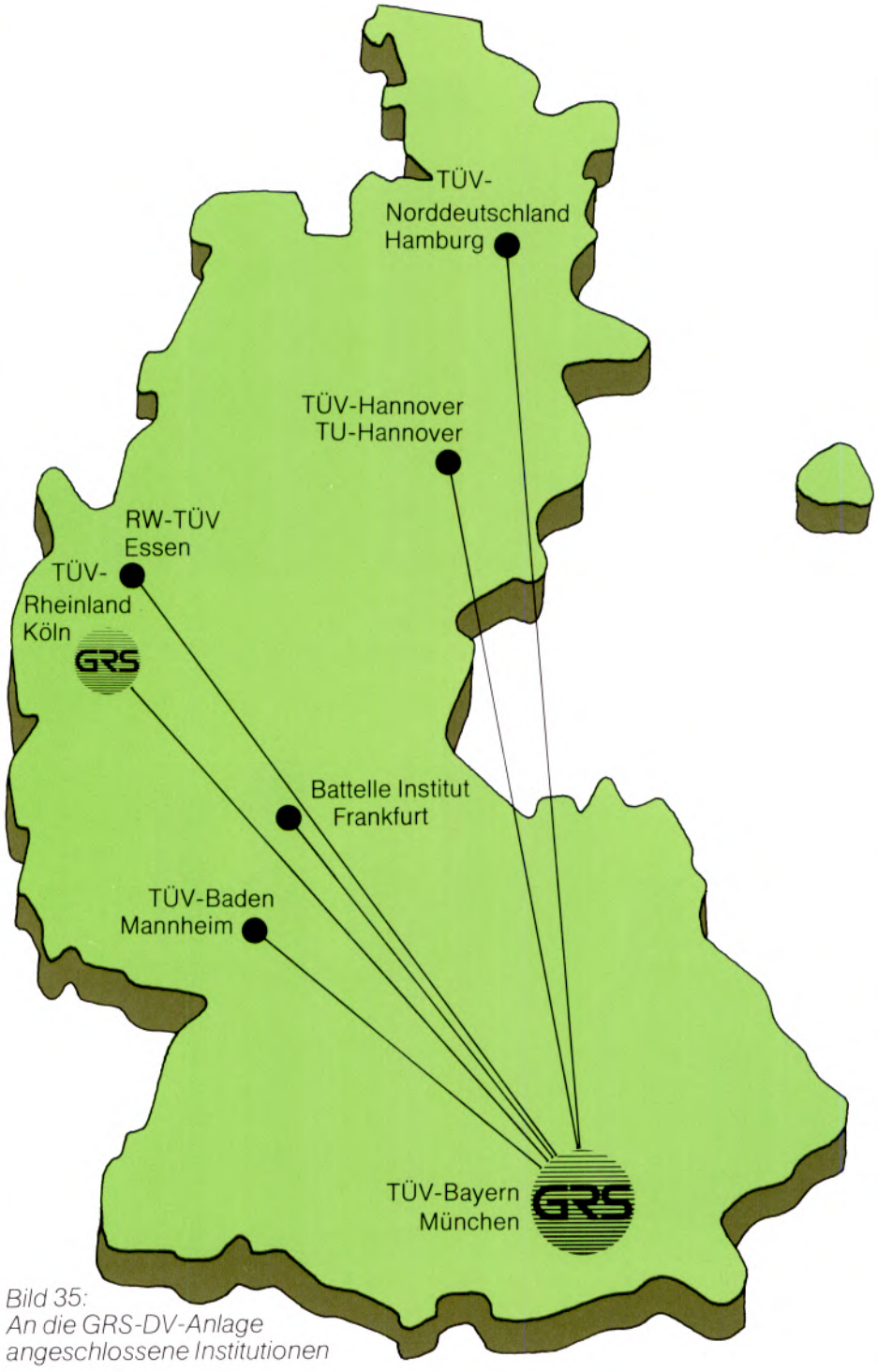


Bild 35:
An die GRS-DV-Anlage angeschlossene Institutionen

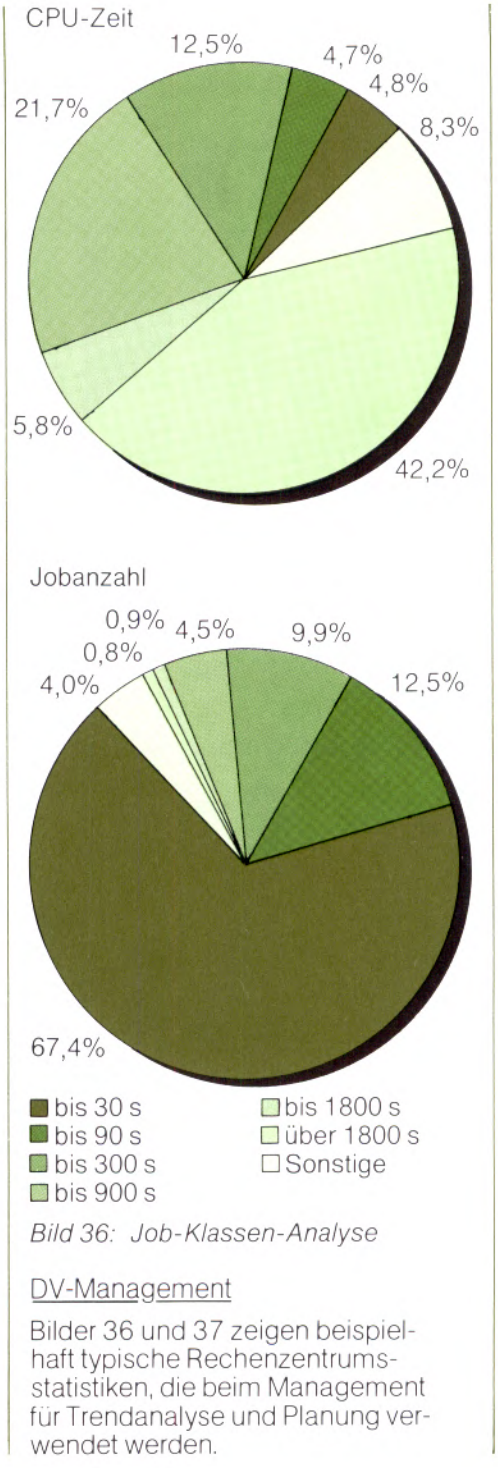
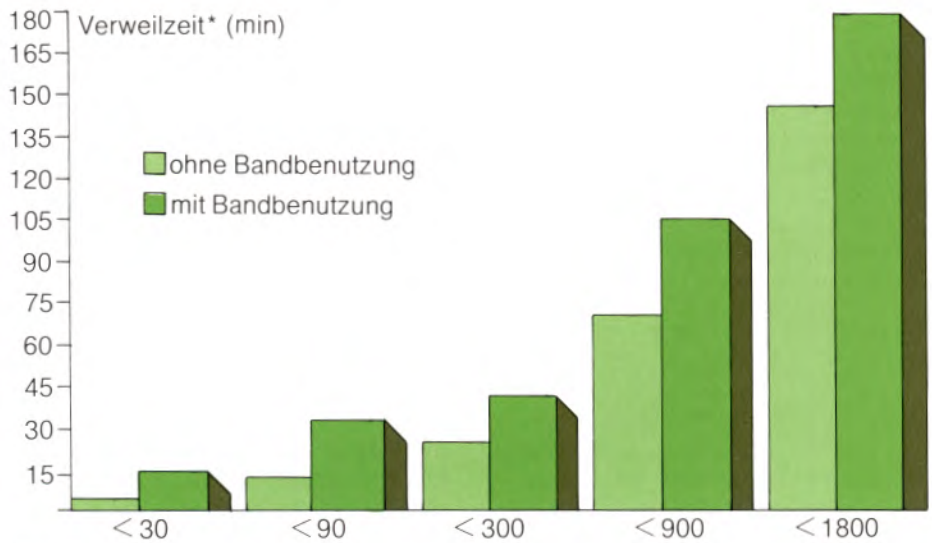


Bild 36: Job-Klassen-Analyse

DV-Management

Bilder 36 und 37 zeigen beispielhaft typische Rechenzentrumsstatistiken, die beim Management für Trendanalyse und Planung verwendet werden.



* Mittlere Verweilzeit eines Jobs der jeweiligen Job-Klasse ohne Berücksichtigung der Zeit für Druckerausgabe.

Bild 37: Verweilzeit Analyse nach Job-Klassen

4.11 Dialog mit der Öffentlichkeit

Auch 1979 hat die GRS wieder den Dialog mit der Öffentlichkeit über Fragen der Sicherheit kerntechnischer Anlagen und des Strahlenschutzes gesucht und intensiv geführt. Dieser Dialog findet auf vielen Kommunikationsebenen statt.

- Veranstaltungen für die interessierte Öffentlichkeit: GRS-Sachverständige haben sich an rund 150 Seminaren, Workshops und Diskussionen beteiligt. Sie wurden größtenteils vom Bundesminister für Forschung und Technologie im Rahmen seines „Bürgerdialogs Kernenergie" finanziert.
- Veranstaltungen für Politiker: Die GRS hat Sachverständige zu einer Reihe von Anhörungen entsandt.
- Veranstaltungen für die Fachwelt: In eigenen Fachtagungen und Seminaren hat die GRS über wichtige Arbeitsergebnisse berichtet, insbesondere im Rahmen des jährlich stattfindenden GRS-Fachgesprächs, das 1979 den sog. Kühlmittelverluststörfällen gewidmet war (dazu siehe Beitrag 6., S. 77).
- Broschüren: In der GRS-Schriftenreihe „Stellungnahmen zu Kernenergiefragen" erschienen mehrere Titel, die nicht nur wichtige Themen der Kernenergie auch für den Laien möglichst verständlich behandeln, sondern unberechtigte Vorwürfe und Behauptungen richtigstellen. Diese Reihe hat sich zur profunden Informationsquelle für den technisch interessierten Laien und zu einem GRS-Forum der kontroversen Auseinandersetzung mit prominenten Persönlichkeiten und Gruppen entwickelt.
- Faltblätter: Die etwa vor zwei Jahren konzipierten GRS-Faltblätter erfreuen sich außerordentlicher Resonanz in der Öffentlichkeit. Sie waren ursprünglich für eine rationellere Beantwortung von Anfragen bestimmt. Mittlerweile erreichten diese Blätter aber einen solchen Bekanntheitsgrad, daß sie direkt verlangt werden. Die dargebotenen Basisinformationen stellen einen knappen, aber dennoch soliden Einstieg in komplexe Themen dar. Die fünf Grundthemen Sicherheit, Umweltschutz, Entsorgung, Genehmigung und Standort sind jeweils auf wenigen Seiten in Wort und Bild mit der Angabe weiterführenden Schrifttums dargestellt. Weitere Themen sind in Vorbereitung.

Angesichts der Tatsache, daß die GRS nun seit rund 10 Jahren den Dialog mit der Öffentlichkeit führt, ist es nicht nur legitim, sondern sogar notwendig, Form und Inhalt des Dialogs selbstkritisch zu analysieren.

Die GRS als Partner im Dialog

Im Dialog mit der Öffentlichkeit stellt sich die GRS – auf eine kurze Formel gebracht – die Aufgabe, Ängste besorgter Bürger durch Information abzubauen oder zu relativieren. Dialog setzt Partnerschaft voraus. Übertragen auf die Kernenergiediskussion bedeutet dies, die GRS findet dort ihre Partner, wo vordergründige Gruppeninteressen hinter echtem Informationsbedürfnis zurückstehen. Bekanntlich hat jede Medaille zwei Seiten, davon ist die Kernenergie – wie übrigens jede andere Primärenergie – nicht ausgenommen. Die GRS bemüht sich, diese Seiten aufzuzeigen, die durch den systeminhärenten Zielkonflikt „Energiebedarfsdeckung und Umweltschutz" gegeben sind. Dies

bedeutet, sie hat sich sowohl mit den Meinungen engagierter oder professioneller Kernenergiegegner als auch mit den z.T. einseitigen Behauptungen der Energiewirtschaft auseinanderzusetzen. Ob es gelingt, für die Öffentlichkeit das Bild der Kernenergie zu entzerren, bleibt abzuwarten.

Die GRS empfiehlt sich somit als Partner besorgter Bürger, die im Spannungsfeld von Befürwortern und Gegnern der Kernenergie eine neutrale Informationsquelle suchen.

Programmatik der Kernenergiegegner

Kernenergie gehört zu den ersten der Großtechnologien, deren Einführung in die Gesellschaft nur mit Hilfe eines seiner Natur nach umfassenden und langwierigen demokratischen Entscheidungsprozesses möglich ist. Es ist z.B. unseren jetzigen Verkehrssystemen Auto, Bahn, Schiff und Flugzeug – jedes für sich repräsentiert eine Großtechnologie – oder der elektronischen Datenverarbeitung ohne nennenswerten Widerstand gelungen, zum unverzichtbaren Bestandteil unseres gesellschaftlichen Lebens zu werden. Sie haben sich trotz erheblicher sozialer und natürlicher Implikationen durchgesetzt. Der Kernenergie war dieser „einfache" Weg nicht möglich. Auch die vorsorgliche, gesetzliche Strukturierung hat die Schwierigkeiten nicht verhindern können. Ähnliches wird neuen Technologien nicht erspart bleiben. Es sei denn, die vielfältigen, akzeptanzbestimmenden Einflüsse in unserer Gesellschaft werden frühzeitig analysiert und nicht durch gezielte Maßnahmen die Akzeptanz erhöht.

In dem demokratischen Willensbildungsprozeß, den die Kernenergie z.Z. durchläuft, formiert sich die Kernenergieopposition. Sie setzt sich aus zahlreichen Umweltschutzverbänden, Gruppierungen innerhalb und außerhalb der politischen Parteien und vielen Einzelpersonen zusammen. Eine Analyse ihrer bisher gegen die Kernenergie vorgebrachten Argumente ergibt – soweit es Sicherheit und Strahlenschutz betrifft – wenig Dynamisches: Längst Relativiertes und Widerlegtes wird in vielfach modifizierter Form wiederholt vorgebracht. Als Beispiel sei hier die auf Sternglass und Weik[1]) zuzückgehende Behauptung angeführt, in der Umgebung von amerikanischen Kernkraftwerken sei eine erhöhte Morbiditäts- und Mortalitätsrate bei Kleinkindern und Neugeborenen nachgewiesen worden. Die amerikanische Genehmigungsbehörde hatte diese Behauptung seinerzeit als unhaltbar zurückgewiesen. Dessen ungeachtet wurde sie in der Bundesrepublik Deutschland aufgegriffen und führte zu mehreren parlamentarischen Anfragen mit den entsprechenden Antworten. Dennoch erscheint sie nach wie vor in vielbeachteten und weitverbreiteten ernstgemeinten Schriften (z.B. E. Gaul: „Atomenergie oder ein Weg aus der Krise?", rororo; H. Kater: „Erhöhte Leukämie- und Krebsgefahr durch Kernkraftwerke?", Niedersächsisches Ärzteblatt). Dieses symptomatische Beispiel legt den Schluß nahe, daß die Opposition nicht bereit ist, zu lernen. Es scheint, als liefere sie vielmehr alle Argumente, die pro Kernenergie sprechen könnten, ihrer programmatischen Vorgabe aus. Es gibt einfach kein „pro" Argument, weder im ökologischen noch im ökonomischen Bereich, das von ihr anerkannt wird. Eine Identifizierung mit dieser so gezeichneten Gruppe hieße, den individuellen geistigen Spielraum eingrenzen.

[1]) *Franzen, L. F., und A. Merton: Angst für alle? Antworten auf die Argumente in „Fortschritt für alle", IRS-S-5 (Januar 1972)*

Bild 38: Gorleben – Demonstration in Hannover

Der Öffentlichkeit – auch den Politikern – ist nicht zuzumuten, seriöse von unseriösen Wissenschaftlern unterscheiden zu können. Hier liegt es allein an den seriösen Wissenschaftlern selbst, durch Klarheit in der Beweisführung, Eindeutigkeit der Aussagen und Transparenz der Entscheidungen ihre Position als Gutachter und Sachverständige zu erhalten bzw. zu festigen. Dazu gehört auch im entscheidenden Maße die öffentlich ausgetragene Auseinandersetzung mit unseriösen und sog. kritischen Wissenschaftlern[1]) in einer für die Öffentlichkeit verständlichen Form.

[1]) *Es sei bemerkt, daß in diesem Zusammenhang „kritisch" die Haltung des Wissenschaftlers gegenüber der Kernenergie kennzeichnet und mit „die Kernenergie ablehnend" gleichbedeutend ist.*

Gegenstand des Dialogs

Seit dem Störfall im Block 2 des amerikanischen Kernkraftwerks Three Mile Island (TMI 2) in der Nähe von Harrisburg hat die Diskussion von Sicherheitsfragen in der Öffentlichkeit wieder stärker eingesetzt. Insbesondere interessieren die Fragen, wie weit war der Störfall von einer Katastrophe entfernt und wäre ein solcher Störfall in deutschen Anlagen möglich. Beide Fragen wurden intensiv untersucht und vorläufig beantwortet. So weist bereits die „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke", Köln, 1979, aus, daß die Störfallklasse, der das Vorkommnis in TMI 2 zuzuordnen ist, entscheidend zum Gesamtstörfallrisiko beiträgt (siehe Beitrag 3, S. 15). Allerdings hat sich die Themenpalette im öffentlichen Dialog vergrößert. Zu den Fragen nach der Funktion der Kernenergie kommen solche nach ihren langfristigen Auswirkungen in der Gesellschaft. Es werden auch sehr stark Fragen des qualitativen und quantitativen Wachstums im Zusammenhang mit der Arbeitsplatzsicherung diskutiert. Die kritische Analyse echter Bedürfnisse in unserer Gesellschaft gehört ebenfalls dorthin. Hinter allen diesen Fragen steht letztlich die Kardinalfrage, welchen Weg unsere Gesellschaft künftig nehmen soll. Davon hängt aber ab, ob wir neue und gegebenenfalls welche Technologien, etwa zur humaneren Gestaltung der Arbeitswelt, brauchen. Es scheint sich die Einsicht durchzusetzen, daß ein wenn auch geringes quantitatives Wachstum langfristig zur Erhaltung der Arbeitsplätze und zur Sicherung des sozialen Friedens notwendig ist. Dieses Wachstum aber ist ohne Bereitstellung ausreichender Mengen nutzbarer Energie nicht sicherzustellen. Angesichts der Verknappung fossiler Energieträger kommt der Kernenergie neben der heimischen Steinkohle besondere Bedeutung zu.

Bild 39: Informationsstand pro Kernenergie

In dem so ausgeweiteten Dialog wird die GRS gefordert, die Kernenergie mit verschiedenen anderen Energie- und sonstigen Großtechnologien im Hinblick auf Sicherheit und Umweltschutz vergleichend zu bewerten. Dabei zeigt sich folgendes Dilemma: Für die Kernenergie liegt bereits umfangreiches theoretisches und experimentelles Material vor, angereichert durch weltweit akkumulierte rd. 2000 Reaktorbetriebsjahre an praktischen Erfahrungen. Aus ihnen gehen die Sicherheit, aber auch die möglichen Gefahren hervor. Für andere Energietechnologien besteht in dieser Hinsicht noch ein enormer Nachholbedarf.

Der Dialog mit der Öffentlichkeit wird mit Beharrlichkeit fortgeführt werden müssen. Dabei hat die Kernenergie ungewollt eine Pionierfunktion eingenommen. Einer sachlichen und ausge-

wogenen Argumentation interessenfreier Positionen wird sich die Bevölkerung nicht verschließen.

4.12 Forschungsbetreuung

Die Arbeit des Bereiches Forschungsbetreuung umfaßte 1979 wie in den Vorjahren die Projektbegleitung und Projektträgerschaft für das Forschungsprogramm Reaktorsicherheit des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) und die Projektbegleitung für die vom Bundesminister des Innern initiierten Untersuchungen und Studien zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen. Insgesamt war das Jahr durch eine deutliche Zunahme der von den Auftraggebern erwünschten Aktivitäten gekennzeichnet.

Projektbegleitung und Projektträgerschaft zum Forschungsprogramm Reaktorsicherheit des BMFT

Im Jahr 1979 wurden von der Forschungsbetreuung im Rahmen der Projektträgerschaft für den BMFT ca. 100 Vorhaben mit einem Gesamtvolumen von 98,4 Mio. DM abgewikkelt. Projektbegleitend war die Forschungsbetreuung für 155 Vorhaben tätig.

Die Schwerpunkte der im Jahr 1979 geplanten oder begonnenen Vorhaben lagen dabei auf folgenden Themen:

- Gasexplosion,
- kleine Lecks,
- 2D/3D-Untersuchungen.

Bei der Planung dieser neuen Vorhaben wurde verstärkt auf Ergebnisse ausländischer Untersuchungen zurückgegriffen und die Zusammenarbeit mit ausländischen und internationalen Institutionen im Auftrag des BMFT intensiviert.

Im Bereich der Programmgestaltung beteiligte sich die Forschungsbetreuung an der Erstellung von Entwürfen für ein Forschungsprogramm zur Sicherheit schneller Brutreaktoren.

Gasexplosionen

Arbeitsschwerpunkte in der Projektträgerschaft des Gebietes „Einwirkungen von außen" waren Angebotsauswertung, Vergabevorschlag und Bewilligung des Hauptteils der Vorhaben des BMFT-Teilforschungsprogramms Gasexplosionen.

Ziel dieses Programms ist die Klärung der Vermutungen, daß bei angenommenen Explosionen industriell verwendeter und transportierter Kohlenwasserstoffe einerseits höhere Drücke auftreten können, als bei der Auslegung von Kernkraftwerken zugrunde gelegt werden, andererseits wegen des speziellen Druck-Zeit-Verlaufs die Widerstandsfähigkeit der Anlage nicht überschritten werde.

Eine detaillierte fachliche Basis für die Vergabe von spezifizierten Einzelvorhaben zu diesem Programm wurde im Rahmen des Forschungsvorhabens RS 318[1]) (Auftragnehmer Battelle) erarbeitet.

Die gezielte, international öffentliche Ausschreibung von 17 Teilaufgaben hoher Priorität veranlaßte 20 Stellen zu der bemerkenswert hohen Zahl von fast 48 Angeboten zu allen wichtigen Problemen. Neun Stellen aus dem Kreis von Universitäten, Bundesanstalten, Groß-Forschungsinstitutionen und Industrie konnten für den Zeitraum von Mitte 1979 bis Mitte 1982 mit einem Volumen von 5,8 Mio. DM berücksichtigt werden. Zusammen mit drei noch ausstehenden Bewilligungen in Höhe von 1,3 Mio. DM und einem bereits früher begonnenen Vorhaben erreicht das vollständige Programm fast 8 Mio. DM. Die in diesem Rahmen zu untersuchenden Probleme sind in Bild 40 dargestellt.

Experimentell und analytisch werden in einem ersten Problemkreis mögliche Druckerhöhungseffekte durch partielle oder vollständige Verdämmung und durch Selbstzündung nach Energiefokussierung untersucht. Für den Fall, daß sich darauf Hinweise auf die Existenzfähigkeit von Freifelddetonationen ergeben, oder bei ungenügender Klärung und als obere pessimistische Grenzabschätzung werden im zweiten Bereich Detonationsdrücke von Gaswolken realitätsnaher Konzentrationsverteilung bestimmt. Im dritten Problemkreis werden zu den durch die Luft – und luftinduziert durch den Erdboden – übertragenen Explosionsbelastungen die baustatischen und baudynamischen Auswirkungen errechnet.

Damit werden die Grundlagen geschaffen zur Ermitllung vorhandener Sicherheitsreserven und ggf. für die seinerzeit vom BMI nach entsprechendem wissenschaftlichen Fortschritt in Aussicht gestellte Neudiskussion der bestehenden Regel.

Kleine Lecks

Vor dem Hintergrund des TMI-Störfalles wurde die Planung von Untersuchungen zu kleinen Lecks zeitlich vorgezogen. Unter Mitwirkung der Forschungsbetreuung wurden insbesondere Untersuchungen zum Naturumlaufverhalten bei kleinen Lecks und zum Wärmeübergang im

[1]) *Geiger, W: Vorbereitung des Teilforschungsprogramms Gasexplosionen, September 1979, BF-R-63.567-1*

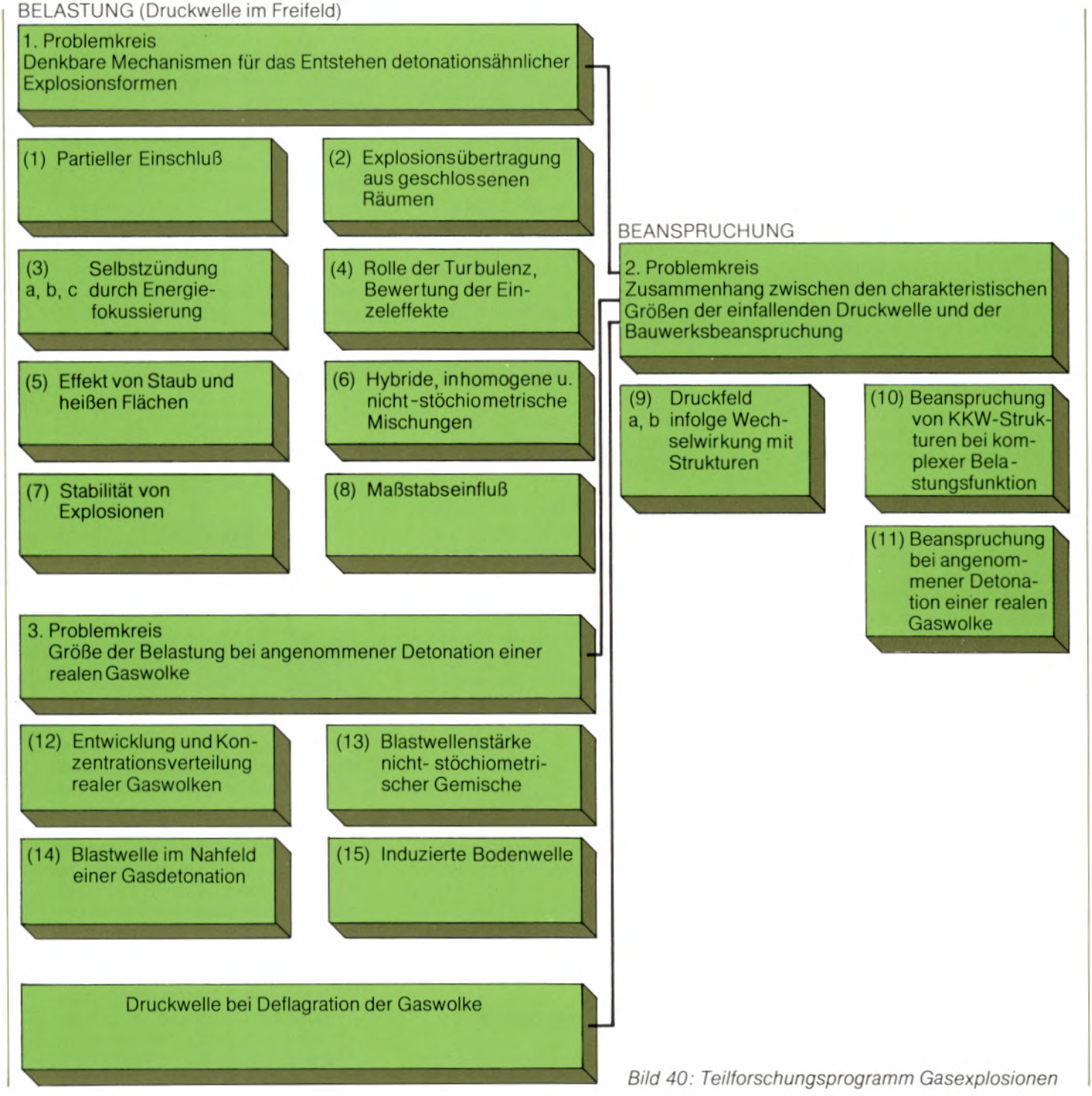


Bild 40: Teilforschungsprogramm Gasexplosionen

Dampferzeuger unter Kondensations- und Gegenstrombedingungen initiiert und mit entsprechenden japanischen und amerikanischen Untersuchungen abgestimmt.

Als Versuchsstände der deutschen Untersuchungen dienen der Primärkreislauf (PKL) der KWU sowie LOBI (Loops of Blowdown Investigation) in Ispra.

Die Durchführung der Untersuchungen an mehreren Versuchsständen erlaubt es, durch Ausnutzung der unterschiedlichen Geometrie und der an den einzelnen Anlagen unterschiedlichen Simulationsmöglichkeiten für Betriebsbedingungen die Ergebnisse aller Untersuchungen zu einem vollständigen Bild des Verhaltens einer Großanlage zusammenzusetzen.

Das internationale 2D/3D-Projekt

In der Vorbereitung des zwischen der Bundesrepublik, Japan und den USA geplanten gemeinsamen Forschungsvorhabens „Experimentelle und theoretische Untersuchungen des thermohydraulischen Verhaltens des Kühlmittels während des Wiederauffüllens und Flutens nach einem Kühlmittelverluststörfall im DWR", kurz als 2D/3D-Projekt bezeichnet, wurden 1979 entscheidende Fortschritte erzielt.

In internationaler Abstimmung mit den beteiligten Organisationen BMFT, JAERI und USNRC und deren Vertragspartnern wurden die technischen Anforderungen an die einzelnen Großexperimente in der Bundesrepublik Deutschland und in Japan sowie die Spezifikation der amerikanischen Beteiligung (analytische Begleitarbeiten und Entwicklung von neuartigen Meßverfahren) im Detail festgelegt. Der Bereich Forschungsbetreuung hat im Auftrag des BMFT bei dieser Abstimmung und an der Formulierung einer daraus resultierenden trilateralen Vereinbarung wesentlich mitgewirkt. Diese Vereinbarung wurde bereits paraphiert, neue offizielle Unterzeichnung – auf deutscher Seite durch den Bundesminister für Forschung und Technologie – ist für 1980 vorgesehen.

Der deutsche Anteil am 2D/3D-Projekt, für den der Forschungsbetreuung die Projektträgerschaft übertragen wurde, umfaßt die experimentelle Untersuchung der thermohydraulischen Vorgänge im oberen Plenum, in der sogenannten „Upper Plenum Test Facility" (UPTF). Er soll in 3 wesentlichen Schritten erbracht werden:

- Planung der Versuchsanlage UPTF,
- Errichtung der Versuchsanlage,
- Durchführung der Versuche.

Anfang 1979 wurde die Planung von verschiedenen deutschen Auftragnehmern aufgenommen und bis Jahresende weitgehend durchgeführt. Die Forschungsbetreuung koordiniert und überwacht die Abwicklung der zahlreichen Einzelvorhaben, die im Rahmen der Auslegung und Planung des Versuchsstandes und der theoretischen Begleitarbeiten bei verschiedenen deutschen Stellen durchgeführt werden.

Nach Abschluß der Planung der Versuchsanlage UPTF und Unterzeichnung der trilateralen Vereinbarung zwischen BMFT, JAERI und USNRC wird im Laufe des nächsten Jahres mit der zweiten Phase in der Abwicklung des Projektes, der Errichtung der UPTF, begonnen werden können.

Internationale Zusammenarbeit

Ziel der Aktivitäten der Forschungsbetreuung auf diesem Gebiet ist es, zu einer ausgewogenen, für die deutsche Forschung nutzbringenden internationalen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung beizutragen.

Insbesondere soll durch Wahrnehmung einer zentralen Bilanzierungs-, Beratungs- und Koordinationsfunktion im Dreieck BMFT – internationaler Partner – deutsche Forschungsstelle eine bestmögliche Nutzung der durch die internationale Zusammenarbeit gebotenen Möglichkeiten erzielt und die vom BMFT geforderte Ausgewogenheit der Zusammenarbeit sichergestellt werden.

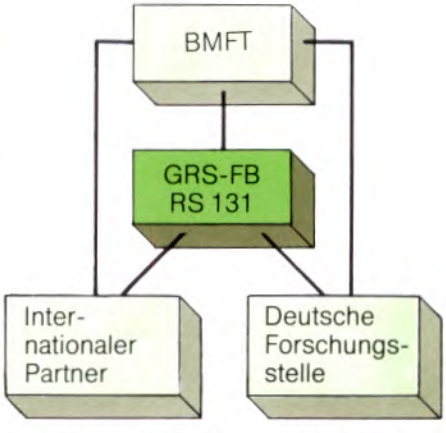


Bild 41: Stellung der GRS im Rahmen der internationalen Zusammenarbeit

Im Verlauf des Jahres 1979 wurde eine wesentliche Intensivierung und Erweiterung der Auslandszusammenarbeit im Rahmen von RS 131 durch die folgenden neuen Aktivitäten eingeleitet:

- grundlegende (Koordinatoren) Gespräche mit japanischen, französischen und britischen Stellen mit Festlegung für eine verstärkte bzw. neu beginnende fachliche Zusammenarbeit,

- Reaktion auf die Umstrukturierung und Erweiterung der RS-Forschung bei den ausländischen Partnern und den internationalen Organisationen im Gefolge des TMI-Störfalles,
- Kontakte mit einem Entwicklungsland (Korea).

Dies bewirkte eine erhebliche und dauerhafte Vergrößerung des Arbeitsumfanges. Im einzelnen ergaben sich folgende zusätzliche Leistungen:

Japan

Kontaktaufbau zu und Kontaktpflege mit zusätzlichen Organisationen (MITI, ISES u.a.), die indirekt an das Programm des BMFT-Partners JSTA angekoppelt sind. Wegen der Komplexität der japanischen Szene und der sprachlichen Schwierigkeiten sind in der Betreuung erhebliche fachliche und organisatorische Zusatzleistungen erforderlich.

Frankreich

Seit dem 1. Koordinatorengespräch, Herbst 1979, befindet sich die Zusammenarbeit in der arbeitsintensiven Implementierungsphase. Sie ist stark fachbezogen, an großen und zahlreichen kleineren Vorhaben orientiert, auf besonders sorgfältigen wechselseitigen Abgleich der Informationsübermittlung ausgerichtet.

Großbritannien

Im Dezember 1979, durch Unterzeichnung eines Vertrages zwischen GRS und dem Safety and Reliability Directorate (Großbritannien), wurde eine bereits seit zwei Jahren bestehende Zusammenarbeit auch formal bestätigt.

Aufgabe der GRS ist es hiernach, in Abstimmung mit dem BMFT für gemeinsames, fachlich aufeinander abgestimmtes Vorgehen bei englischen und deutschen Forschungsvorhaben zur Reaktorsicherheit zu sorgen. Hauptpunkte sind zunächst die UKAEA-Untersuchungen zu harten Projektilen und die bekannten deutschen BMFT-Vorhaben zum Flugzeugabsturz, die in Meppen durchgeführt werden. Wie bereits aus einer Reihe von gemeinsamen Vorträgen der 5. SMIRT-Konferenz 1979 in Berlin hervorgeht, erlangte die deutsche Seite durch begleitende englische Modellversuche im Maßstab 1:5,5 eine erheblich verbreiterte Wissens- und Planungsbasis für flugzeuganaloge weiche Projektile, während umgekehrt die englische Seite durch einen speziell vereinbarten Meppener Hartprojektilversuch die modellgesetzlichen Extrapolationsgesetzmäßigkeiten überprüfen konnte.

Korea

Die 1979 geknüpften Kontakte führten zur Vereinbarung einer festen künftigen Zusammenarbeit durch

- Übermittlung von Informationen und Berichten aus der Reaktorsicherheits-Forschung,
- Durchführung eines Seminars in Seoul und
- Abwicklung gemeinsamer Vorhaben mit Aufgabenverteilung.

USA

Im Gefolge des TMI-Störfalles haben sich wesentliche Veränderungen bei den amerikanischen Partnerorganisationen ergeben (Reorganisation von USNRC, Gründung der Institute NSAC und INFO durch EPRI, Neuorientierung von Forschungsarbeiten, z.B. zu „Kleine Lecks", „Spezielle Transienten", „Kernschmelzen", „Dampfexplosion" nach Kemeny-Bericht und Richtlinien des Präsidenten der USA). Die Forschungsbetreuung hat die Kooperation mit diesen neuen Organisationen vorbereitet und deutschen Fachleuten die notwendigen Kontakte vermittelt.

Internationale Organisationen

Bei den internationalen Organisationen (KEG und insbesondere OECD/CSNI) hat der TMI-Störfall erhöhte Aktivitäten (z.B. Neugründung von Arbeitsgruppen) ausgelöst. Zur Erfassung der resultierenden Informationen hat die Forschungsbetreuung Fachleute der deutschen Seite koordinierend eingesetzt.

Projektbegleitung zu Untersuchungen und Studie zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen im Auftrage des BMI

Im Jahr 1979 war die Forschungsbetreuung für anfänglich ca. 30 Vorhaben des BMI projektbegleitend tätig, die sich wesentlich auf Risikofragen und Fragen zur Untergrundbauweise bezogen.

Vor dem Hintergrund des TMI-Störfalles wurden die Aktivitäten der Forschungsbetreuung jedoch erheblich verstärkt und auch auf andere Fachbereiche ausgedehnt. Im Auftrag des BMI wurde eine Themenliste erarbeitet, die Ansatzpunkte beinhaltet für Untersuchungen in Form von Studien, technischen Abschätzungen und Grobanalysen, die in ihrer Ausrichtung grundsätzlich über die bisherigen Sicherheitsanforderungen hinausgehen bzw. von dem bisherigen Vorgehen bei der Sicherheitsanalyse abweichen.

So befaßt sich die erste Gruppe von Untersuchungen mit Lastannahmen, die zunächst einmal, ohne der Ursächlichkeit im Detail nachzugehen, als möglich unterstellt werden. Ausgehend von diesen unterstellten Lastannahmen kreisen die folgenden beiden Untersuchungsschwerpunkte die Fragestellungen ein, welche Auslegungsreserven Kernkraftwerke heutiger Bauart haben und welche Auswirkungen denn überhaupt auftreten können. Die nächste Untersuchungsgruppe hat das Ziel, diese für eine Abrundung der Sicherheitsanforderungen festzustellen. Es werden Untersuchungen angesprochen, deren Ergebnisse die Möglichkeiten der Vermeidbarkeit bzw. der sicheren Beherrschung der dominierenden Belastungen aufzeigen sollen. Die Art der Untersuchungen in Form von Studien, technischen Abschätzungen und Grobanalysen läßt eine Reihe von Fragestellungen erwarten, denen fundierter nachgegangen werden muß.

Durch Diskussionen dieser Themengruppen mit einer Vielzahl von potentiellen Auftragnehmern wurden ca. 100 konkrete Arbeitsvorschläge und Ideenskizzen eingeholt, die von der Forschungsbetreuung bewertet und zusammengestellt wurden. Unter Berücksichtigung dieser Bewertungen hat der BMI Ende des Jahres 1979 mit der Vergabe von Aufträgen begonnen.

5. Geschäftsstellen

5.1 RSK-Geschäftsstelle

Im Jahresbericht 1977 wurden die Aufgaben der RSK-Geschäftsstelle und ihre Stellung gegenüber der den Bundesminister des Innern (BMI) beratenden Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) beschrieben.

Das Jahr 1979 war das 2. Jahr einer 3jährigen Berufungsperiode der RSK. Auf Vorschlag der RSK bestätigte der Bundesminister des Innern den bisherigen Vorsitzenden und den stellvertretenden Vorsitzenden der RSK, die Herren Prof. Dr. Hubertus Nickel und Prof. Dr. Adolf Birkhofer, im Amt.

Schwerpunkte der Beratungen im Jahre 1979 waren die Verabschiedung der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren mit ihren Anhängen sowie die Analyse des am 28. 3. 1979 im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island (TMI 2) eingetretenen Störfalls und die Beratung eventueller Konsequenzen für in Betrieb, Bau und Planung befindliche Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland.

Ergebnisse

Tabelle 10 gibt einen Überblick über die Sitzungen der RSK und ihrer Unterausschüsse im Jahre 1979. Zum Vergleich sind auch die entsprechenden Zahlen des Vorjahres angegeben.

Wie in den Vorjahren wurden die von der RSK verabschiedeten Empfehlungen im Bundesanzeiger veröffentlicht (Tabelle 11).

Wie in den Vorjahren hat die RSK-Geschäftsstelle die Sitzungen der RSK und ihrer Unterausschüsse vorbereitet und technisch abgewickelt. Sie unterstützte die RSK durch die Erarbeitung von Beratungsunterlagen (RSK-Informationen) maßgeblich in fachlicher Hinsicht. Die Geschäftsstelle war bis August entsprechend dem Stellenplan mit 10 Sachverständigen und 3 Sekretariatskräften besetzt. Ab August wurde 1 Mitarbeiter für eine Tätigkeit beim wissenschaftlichen Stab der Enquête-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des Deutschen Bundestages beurlaubt.

Unterausschuß (UA)	1978	1979
Leichtwasserreaktoren	5	8
Natriumgekühlte Reaktoren	4	4
Hochtemperaturreaktoren	3	1
Druckbehälter	12	11
Kühlmittelkreisläufe	7	10
Notkühlung	3	1
Spaltproduktrückhaltung	6	8
Elektrische Einrichtungen	8	6
Bautechnik	4	4
Reaktorbetrieb	7	5
Entsorgungszentrum	3	5
Sicherheitsforschung	5	6
Sonstige (Ad-hoc-Ausschüsse)	3	5
Unterausschußsitzungen insgesamt	70	74
RSK-Sitzungen	12*)	11

*) einschließlich einer gemeinsamen Sitzung mit der SSK

Tabelle 10: Sitzungen der RSK und ihrer Unterausschüsse

Projekt	Gegenstand der Empfehlung	RSK-Sitzung lfd. Nr.	RSK-Sitzung Datum	Bundesanzeiger lfd. Nr.	Bundesanzeiger Datum
KNK-2	Herabsetzung des Reaktimetergrenzwertes/Änderungen an der Entgasungsleitung	141	24. 1.79	167 a	6.9.79
DWR (allgemein)	Leitlinien für Druckwasserreaktoren	141	24. 1.79	167 a	6.9.79
VAK, MZFR, KWO und KKS	Weiterbetrieb der Kernkraftwerke VAK, MZFR, KWO und KKS	145	25. 4.79	167 a	6.9.79
DWR (allgemein)	Anhänge zu Kapitel 4.2 der Leitlinien für Druckwasserreaktoren Anhang 1: Auflistung der Systeme und Komponenten Anhang 2: Rahmenspezifikation Basissicherheit	145	24. 4.79	167 a	6.9.79
KKU	Ansteuerung der Druckhalter-Sicherheitsventile von Hand. Empfehlung zur Auflage Nr. 3 aus dem Beschluß des Oberverwaltungsgerichts Lüneburg vom 2.2.79	147	20. 6.79	16	24.1.80
Allgemein	Reaktorsicherheitsforschung in der Bundesrepublik Deutschland	147	20. 6.79	16	24.1.80
Entsorgung	Sicherheitstechnische Realisierbarkeit der trockenen Lagerung abgebrannter Brennelementbündel aus Leichtwasserreaktoren in Transportbehältern (Trockenlager)	148	19. 9.79	Veröffentlichung in Vorbereitung	
Allgemein	Bestandsaufnahme der Sicherheitsvorkehrungen in der Bundesrepublik Deutschland in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke	143	19. 9.79		
THTR-300	Dampferzeuger und Frage der Notwendigkeit von Sicherheitsventilen am Spannbeton-Druckbehälter (SBB)	149	17.10.79		
KWW	Verlängerung der Betriebsdauer der Schnellabschaltbehälter	149	17.10.79		

Tabelle 11: Im Bundesanzeiger im Jahr 1979 und Anfang des Jahres 1980 veröffentlichte Empfehlungen der RSK und von der RSK 1979 ausgesprochene Empfehlungen

Internationale Zusammenarbeit

Die RSK traf sich im Berichtsjahr 1979 erneut zum Erfahrungsaustausch mit amerikanischen und französischen Reaktorsicherheitsexperten.

Im folgenden ist ein Überblick über Zeiten und Diskussionsschwerpunkte der einzelnen Treffen gegeben.

- April und November 1979 in Washington D.C. mit NRC/ACRS: Analyse und Konsequenzen aus dem Störfall im Kernkraftwerk TMI 2 und Fragen der Berücksichtigung von Risikoanalysen im Genehmigungsverfahren

- August/September 1979: Informationsreise einer BMI/BMFT/RSK-Delegation in die USA zu Fragen der Behandlung und Lagerung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle

- März 1979 in Fontenay aux Roses mit SCSIN/GPR[1]): Spezielle Sicherheitsfragen bei Leichtwasserreaktoren, Vergleich der Sicherheitsanforderungen

- Dezember 1979 in München mit SCSIN/GPR: Aktuelle Fragen der Reaktorsicherheit, insbesondere Konsequenzen aus dem TMI-Störfall und Unterplattierungsrisse in französischen Reaktordruckbehältern:
  - Abmessungen der Risse,
  - französische Untersuchungen zum möglichen Rißwachstum,
  - weitere Expertengespräche.

[1]) *SCSIN = Service Central de Süreté des Installations Nucléaires*
GPR = Groupe Permanente Réacteur

Leichtwasserreaktoren

Die Schwerpunkte der RSK-Beratungen im Berichtsjahr 1979 wurden durch den Störfall im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island (TMI 2) am 28. 3. 1979 vorgegeben. RSK-Mitglieder arbeiteten in dem vom Bundesminister des Innern unmittelbar nach Bekanntwerden des Störfalls einberufenen Beraterstab mit.

Die RSK überprüfte anhand der vorliegenden Informationen die Übertragbarkeit des Störfalls im Kernkraftwerk Three Mile Island auf deutsche Anlagenverhältnisse. Am 4. 4. 1979 konnte die RSK feststellen, daß keine Sofortmaßnahmen in deutschen Anlagen erforderlich sind. Dies ergab sich aus den Sicherheitsmerkmalen deutscher Anlagen, z.B. größere Redundanz und Entmaschung der Notspeisewasserversorgung und der Notkühlung.

Die Folgezeit diente dazu, die Informationen über den Störfallablauf zu vervollständigen und aus den USA eingehende Ergebnisse der Störfallanalyse in ihrer Relevanz für deutsche Anlagen zu bewerten.

Für deutsche Druckwasserreaktoren wurde im einzelnen geprüft:

- Dampferzeuger-Bespeisung,

- Anregung der Notkühlung,

- Absperrung der Druckhalter-Ablaseventile,

- Information des Betriebspersonals über den Anlagenzustand,

- Maßnahmen zur Begrenzung der Wasserstoffkonzentration (vgl. auch Abschnitt Spaltproduktrückhaltung),

- langfristige Kühlung der Brennelementlagerbecken nach Kühlmittelverluststörfällen mit massiver Spaltproduktfreisetzung.

Die RSK schlug eine Reihe von Verbesserungsmaßnahmen sowie weitere Überprüfungen vor. Die Beratungen werden fortgesetzt.

In einer Reihe von Sitzungen erörterte die RSK spezielle Fragen zur Wiederinbetriebnahme des Kernkraftwerks Brunsbüttel. Grundlage der Beratungen bildeten die Empfehlungen der RSK auf der 138. Sitzung (11. 10. 1978) sowie die vielfältigen Konsequenzen, die der Betreiber aus dem Störfall am 18. 6. 1978 in technischer, administrativer und organisatorischer Hinsicht gezogen hat. Bei den Beratungen wurde überprüft, ob die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch den Weiterbetrieb der Anlage getroffen ist. Die RSK schlug im Laufe der Diskussion weitere technische Verbesserungen der Anlage vor.

Die RSK hat nunmehr ihre Beratungen zur Wiederinbetriebnahme abgeschlossen; sie stellte fest, daß keine grundsätzlichen Fragestellungen offengeblieben sind. Das gilt auch für die sicherheitstechnischen Fragen, die das Oberverwaltungsgericht Lüneburg in seinem Beschluß zur atomrechtlichen Genehmigung des Kernkraftwerkes Brunsbüttel aufgeworfen hat. Die Ergebnisse der Beratungen werden 1980 in einer Empfehlung zusammengefaßt.

Einen weiteren wichtigen Beratungspunkt der RSK stellte die Behandlung von Konzepten für die mittelfristige Lagerung abgebrannter Brennelemente dar. Neben der herkömmlichen, erprobten Technik der Lagerung in Wasserbecken, deren Anwendung auch zur Zwischenlagerung von Brennelementen an Standorten ohne Kernkraftwerk vorgesehen war, wurden Konzepte der Kompaktlagerung in Wasserbecken von Kernkraftwerken und der trockenen Lagerung in Transportbehältern behandelt. Bei der Kompaktlagerung bezogen sich die Beratungen insbesondere auf die Kritikalitätssicherheit und die Gewährleistung der langfristigen Kühlbarkeit, auch bei Störfällen. Die RSK konnte sie mit einer zustimmenden Empfehlung abschließen. Auch die Beratung des Konzeptes der trockenen Lagerung abgebrannter Brennelemente in Transportbehältern führte zu dem Ergebnis, daß dieses Konzept realisierbar ist und eine sicherheitstechnisch günstige Lösung darstellt.

Die Diskussion über eine Neufassung der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, die im Vorjahr einen Schwerpunkt gebildet hatte, konnte abgeschlossen und die 2. Ausgabe der Leitlinien im Januar 1979 verabschiedet werden. Mit diesen Leitlinien faßte die RSK die sicherheitstechnischen Anforderungen nach dem derzeitigen Stand von Wissenschaft und Technik zusammen und trug so der technischen Entwicklung der letzten Jahre Rechnung. Auf Anhänge zum Kapitel 4.2. der Leitlinien wird im nächsten Abschnitt eingegangen.

Basissicherheit äußerer Systeme

Ein Arbeitsschwerpunkt war die Fertigstellung des Kapitels 4.2 „Äußere Systeme" der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren sowie der Anhänge zu diesem Kapitel:

- Rahmenspezifikation Basissicherheit von druckführenden Komponenten,
  Behälter, Apparate, Rohrleitungen, Pumpen und Armaturen
  Stand: April 1979
  und der

- Auflistung der Systeme und Komponenten, auf die die „Rahmenspezifikation Basissicherheit von druckführenden Komponenten" anzuwenden ist.

Damit wurde der in den letzten Jahren auf diesem Gebiet erreichte Fortschritt als wesentlicher Beitrag zur Festlegung des Standes von Wissenschaft und Technik festgeschrieben.

In dieser Rahmenspezifikation werden insbesondere

- die Verwendung hochwertiger Werkstoffe (Reinheit, Zähigkeit),
- eine konservative Begrenzung der Spannungen,
- eine optimale konstruktive Gestaltung,
- die Anwendung optimierter Herstellungs- und Prüftechnologien zur Erkennung und Beurteilung etwaiger Fehler,
- die Berücksichtigung des Betriebsmediums

gefordert.

Bei Einhaltung der im Detail festgeschriebenen Anforderungen ist ein katastrophales, als Folge herstellungsbedingter Mängel eintretendes Versagen der Komponenten der „Äußeren Systeme" ausgeschlossen. Die dadurch erreichte Verringerung der Eintrittswahrscheinlichkeit von Störfällen führt zu einer Erhöhung des bereits vorhandenen großen Sicherheitsabstandes.

Der Unterausschuß (UA) KÜHLMITTELKREISLÄUFE behandelte außerdem aktuelle, projektbezogene Fragen zu Rohrleitungen, Armaturen und anderen druckführenden Komponenten verschiedener Reaktortypen.

Spaltproduktrückhaltung

Die Beratungen im RSK-UA SPALTPRODUKTRÜCKHALTUNG konzentrierten sich im Jahr 1979 auf die Schwerpunkte: Maßnahmen zur Überwachung und Beherrschung der Wasserstoffbildung nach Störfällen, das Spaltproduktverhalten nach Störfällen sowie den Entwurf der Leitlinien des BMI zur Auslegung von Kernkraftwerken gegen Störfälle.

Die Diskussion um die Notwendigkeit eines Überwachungs- und Abbausystems für den nach einem Störfall im Sicherheitsbehälter gebildeten Wasserstoff erhielt erhöhte Aktualität durch den Störfall im Kernkraftwerk TMI 2. Es fand eine Überprüfung der gegenwärtig in der Bundesrepublik in Betrieb oder in der Errichtung befindlichen Druckwasserreaktoren statt. Sie erbrachte, daß in einem Zeitraum von etwa zwei Jahren alle betrachteten Anlagen mit einem zuverlässigen Überwachungssystem ausgerüstet werden können, mit dem die zeitliche und räumliche Verteilung des Wasserstoffs bestimmbar ist. Ein Durchmischungssystem zur Homogenisierung der Sicherheitsbehälteratmosphäre sowie ein Rekombinationssystem zur Reduktion der integralen Wasserstoffkonzentration werden in den Kernkraftwerken mit DWR Philippsburg 2, Grohnde und Grafenrheinfeld im Laufe der weiteren Errichtung installiert. Für die schon betriebenen Reaktoren werden anlagenspezifische Lösungen gesucht, die im Zuge von Nachrüstmaßnahmen realisiert werden sollen.

Analysen der Spaltproduktfreisetzung während des TMI-Störfalls zeigten, daß die maßgeblichen Kontaminationsquellen primärkühlmittelführende Systeme im Hilfsanlagengebäude waren. Der UA SPALTPRODUKT-RÜCKHALTUNG stellte fest, daß in deutschen Kernkraftwerken mit DWR derartige Spaltproduktverschleppungen aus dem Reaktorgebäude nach einem Kühlmittelverluststörfall aufgrund einer anderen Systemtechnik von nicht miteinander vermaschten Betriebs- und Sicherheitssystemen nicht auftreten können.

In einem dritten Schwerpunkt beriet der UA den BMI bei der Erarbeitung einer Leitlinie zur Auslegung von Kernkraftwerken gegen Störfälle gemäß § 28 Absatz 3 der Strahlenschutzverordnung. Die Beratungen sollen im Jahre 1980 abgeschlossen werden.

Beratungsgremium PNP/HHT-Sicherheit

Der Bundesminister des Innern (BMI) hat im Jahre 1978 ein Beratungsgremium PNP-Sicherheit berufen. Dieses Gremium wurde gebildet, um begleitend zur Entwicklung der Prototypanlage Nukleare Prozeßwärme (PNP) die von der PNP-Projektleitung vorgelegten Konzepte unter dem Gesichtspunkt der voraussichtlichen Genehmigungsfähigkeit zu beurteilen bzw. die noch zu lösenden sicherheitstechnischen Grundsatzprobleme zu identifizieren. Dabei soll der vorausschaubare, zumindest aber der heutige Stand von Wissenschaft und Technik zugrunde gelegt werden. Später wurde auch das Projekt Hochtemperaturreaktor mit Heliumturbine (HHT) in den Themenkreis des Beratungsgremiums einbezogen.

Durch die Tätigkeit dieses Beratungsgremiums sollen kostspielige und zeitraubende Fehlentwicklungen vermieden werden. Der BMI wies jedoch ausdrücklich darauf hin, daß die Ergebnisse der Beratungen des Gremiums PNP/HHT-Sicherheit das spätere Genehmigungsverfahren nicht präjudizieren und auch seine Mitglieder für eine mögliche spätere Mitwirkung im Genehmigungsverfahren nicht festlegen.

Der BMI hat in das Beratungsgremium sieben unabhängige, in der Beurteilung kerntechnischer Anlagen erfahrene Fachleute der Reaktor-Sicherheitskommission, der Strahlenschutzkommission, einer Genehmigungsbehörde und der Sachverständigenorganisationen berufen. Zum Vorsitzenden wurde der Geschäftsführer der GRS, Dir. Dipl.-Ing. O. Kellermann benannt. Das Beratungsgremium kann, wenn spezielle Themen zur Diskussion stehen, um zusätzliche Sachverständige erweitert werden.

Die Vorbereitung, Durchführung und Auswertung der Sitzungen des Beratungsgremiums wurde der RSK-Geschäftsstelle übertragen.

Das Gremium nahm 1979 seine Tätigkeit auf. Es fanden 4 Sitzungen statt, auf denen das PNP-Projekt betreffende Fragen behandelt wurden. Schwerpunkte der Beratungen waren die integrierte oder nichtintegrierte Bauweise, die Tritiumkontamination des Produktgases und das PNP-Werkstoffprogramm.

5.2 SSK-Geschäftsstelle

Die im April 1974 gebildete Strahlenschutzkommission (SSK) hat die Aufgabe, den Bundesminister des Innern (BMI) in allen Fragen des Schutzes vor den Gefahren ionisierender Strahlen zu beraten. Ihre Beratungsaufträge erhält die SSK in der Regel vom BMI. Darüber hinaus behandelt sie auch selbstgestellte Fragen. Zur Beratung von Fachgebieten und Einzelfragen – als Vorbereitung für die Arbeiten der Kommission – sind derzeit 5 Ausschüsse bei der SSK eingerichtet. Ihre Aufgaben werden vom BMI oder der SSK festgelegt. Eine wachsende Bedeutung erlangten die den einzelnen Ausschüssen zuarbeitenden 21 verschiedenen Arbeitsgruppen, deren Sitzungszahl im Berichtsjahr auf 40 anstieg. Durch die Zuarbeit dieser Arbeitsgruppen – Erstellung von Beratungsunterlagen sowie von Empfehlungs- und Richtlinienentwürfen als Vorbereitung für die Beratungen in den jeweiligen Ausschüssen – konnte die Effizienz der Ausschußsitzungen erheblich gesteigert werden.

Die bei der GRS eingerichtete SSK-Geschäftsstelle unterstützte die genannten Beratungsgremien entsprechend den ihr gestellten Aufgaben, die sich wie folgt umreißen lassen:

- Vorbereitung und technische Abwicklung aller Sitzungen,
- Auswertung der Beratungen und Anfertigung von Sitzungsniederschriften,
- fachliche Zuarbeit bei der Erstellung von Beratungsunterlagen,
- Zusammenstellung von Informationen für die Beratungen,
- Mitarbeit bei der sachlichen und redaktionellen Fertigstellung von Empfehlungen und Richtlinienentwürfen,
- Fortschreibung einer Liste der

Forschungsprogramme auf dem Gebiet des Strahlenschutzes,

- Durchführung der Verwaltungsaufgaben für die SSK, für alle Ausschüsse und Arbeitsgruppen.

Die durch organisatorische Angliederung der Geschäftsstelle an die GRS gegebene Möglichkeit, das fachliche Potential der GRS-Sachverständigen für die Arbeit der Beratungsgremien in Anspruch zu nehmen, wurde in steigendem Maße genutzt.

Unter Leitung des Geschäftsführers der SSK nahmen im Jahr 1979 sechs wissenschaftliche Mitarbeiter und zwei Verwaltungsfachkräfte die Aufgaben der Geschäftsstelle wahr.

Im Berichtszeitraum wurden seitens der Geschäftsstelle an 92 Sitzungstagen insgesamt 68 Sitzungen der SSK, der Ausschüsse und der Arbeitsgruppen betreut. Den Anteil der einzelnen Beratergruppen an der Gesamtzahl der Sitzungen gibt Tabelle 12 wieder. Zum Vergleich sind die entsprechenden Zahlen des Vorjahres angegeben.

	Zahl der Sitzungen (Zahl der Sitzungstage)	
	1978	1979
Strahlenschutzkommission (SSK)	6 (10)	5 (11)
Ausschüsse bei der SSK		
– „Strahlenschutztechnik"	4 (7)	3 (5)
– „Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen"	3 (3)	3 (3)
– „Medizin und Strahlenschutz"	5 (6)	4 (4)
– Radioökologie"	8 (14)	6 (13)
– „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen"	10 (14)	7 (9)
Arbeitsgruppen	27 (30)	40 (47)
Insgesamt	63 (84)	68 (92)

Tabelle 12: Sitzungen der SSK einschließlich ihrer Ausschüsse und Arbeitsgruppen

Ergebnisse

Neben Grundsatzproblemen des Strahlenschutzes und strahlenschutzpolitischen Tagesfragen war die SSK im Berichtsjahr vornehmlich mit der weiterführenden Beratung von Richtlinienentwürfen zur Ausführung der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) befaßt; dies sei an einigen Beispielen dargestellt:

- Radioökologieverordnung

  § 45 StrlSchV ermächtigt den für Reaktorsicherheit und Strahlenschutz zuständigen BMI, im Interesse der Rechtssicherheit und Rechtsklarheit verbindliche Richtlinien zur Berechnung der Strahlenexposition zu erlassen. Nachdem die in den Vorjahren erarbeiteten Berechnungskonzepte und Datenblöcke zuletzt eine Weiterentwicklung bzw. eine Anpassung an den Stand von Wissenschaft und Technik erfahren hatten, wurde 1979 in Zusammenarbeit mit dem BMI die Harmonisierung der beiden seinerzeit getrennt erstellten Berechnungsgrundlagen[1]) in Form einer Richtlinie vorgenommen. Das BMI machte sie als Zwischenschritt bis zum Erlaß einer Radioökologieverordnung am 15. August 1979 bekannt[2]). Bei der Beratung der Radioökologieverordnung, die auf den genannten Berechnungsgrundlagen aufbaut, nahmen der Ausschuß „Radioökologie" und dessen Arbeitsgruppen Verbesserungen von Berechnungsverfahren und Datentabellen sowie Detaillierungen hinsichtlich der Relevanz weiterer Expositionspfade vor.

- Leitlinien für die Auslegung von Kernkraftwerken gegen Störfälle (§ 28 Abs. 3 StrlSchV)

  Nach § 28 Abs. 3 StrlSchV dürfen bei der Planung von Schutzmaßnahmen gegen Störfälle in oder an einem Kernkraftwerk als Körperdosen in der Umgebung der Anlage im ungünstigsten Störfall höchstens bestimmte, in der Strahlenschutzverordnung angegebene Werte zugrunde gelegt werden.

  Die genannten Leitlinien spezifizieren alle bei der Planung zu berücksichtigenden Störfälle. Dabei sind die zur Berechnung einer potentiellen, störfallbedingten Strahlenexposition in der Umgebung zu verwendenden Randbedingungen eingeschlossen. Die Leitlinien sind

[1]) *Allgemeine Berechnungsgrundlagen für die Bestimmung der Strahlenexposition durch radioaktive Einleitungen in Oberflächengewässer (1977), Allgemeine Berechnungsgrundlagen für die Bestimmung der Strahlenexposition durch Emission radioaktiver Stoffe mit der Abluft (1977)*

[2]) *Allgemeine Berechnungsgrundlage für die Strahlenexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässer Gemeinsames Ministerialblatt Nr. 21, Ausgabe A, Seite 369 ff.*

vom Antragsteller bei der Planung zugrunde zu legen. Die Behörde hat sie zur Beurteilung der Frage heranzuziehen, ob die vorgesehene Auslegung eines Kernkraftwerkes zur Erfüllung der angesprochenen Forderungen ausreicht.

An den Vorarbeiten und der Erstellung des Leitlinienentwurfes war neben RSK, Sachverständigen der GRS-Fachabteilungen sowie verschiedenen anderen Institutionen auch die SSK mit dem Ausschuß „Radioökologie" und dessen Arbeitsgruppen beteiligt. Zur Abschätzung der potentiellen Strahlenexposition wurden in Anlehnung an die o.g. „Allgemeine Berechnungsgrundlage" entsprechende Berechnungsmodelle entwickelt.

- Richtlinie zur Emissions- und Immissionsüberwachung kerntechnischer Anlagen

  Die eng mit den §§ 44 bis 48 StrlSchV verknüpfte Richtlinie regelt die Kontrolle zulässiger Ableitungen radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen und ergänzend die Immissionsüberwachung für relevante Expositionspfade. Sie dient damit der Beweissicherung vor Inbetriebnahme, während des bestimmungsgemäßen Betriebes und bei störfallbedingter Aktivitätsfreisetzung. Bei der Erstellung der Richtlinie war auf Kompatibilität mit entsprechenden, bereits bestehenden Vorschriften zu achten. Dies betraf die Emissionsüberwachung mit den KTA-Regeln 1503 und 1504 und die Immissionsüberwachung mit den „Meßanleitungen für die Überwachung der Radioaktivität in der Umgebung von Kernkraftwerken und sonstigen kerntechnischen Anlagen" der Leitstellen des Bundes für die Überwachung der Umweltradioaktivität. Neu in dieser Richtlinie ist die Verknüpfung der Nachweisgrenzen der Umgebungsüberwachung mit den Berechnungsgrundlagen zur Dosisbestimmung der Radioökologieverordnung. Die geforderten Nachweisgrenzen wurden an die Auflage des § 45 StrlSchV gekoppelt, die besagt, daß eine Unterschreitung der vorgegebenen Grenzwerte für die Strahlenexposition auf jeden Fall sicherzustellen ist.

  Neben den Leitstellen zur Überwachung der Umweltradioaktivität waren an der Erarbeitung des Richtlinienentwurfes maßgeblich der Ausschuß „Radioökologie" und eine speziell hierfür eingerichtete Arbeitsgruppe beteiligt.

- Richtlinie für den Strahlenschutz bei Verwendung radioaktiver Stoffe und beim Betrieb von Anlagen zur Erzeugung ionisierender Strahlen und Bestrahlungseinrichtungen mit radioaktiven Quellen in der Medizin

  Die Richtlinie wendet sich primär an die für den Strahlenschutz zuständigen obersten Landesbehörden. Ziel ist, die entsprechenden Genehmigungsverfahren zu harmonisieren, eine einheitliche Genehmigungspraxis zu gewährleisten und die staatliche Aufsicht im medizinischen Bereich zu erleichtern. Darüber hinaus soll sie dem Arzt oder sonst im medizinischen Bereich auf dem genannten Anwendungsgebiet Tätigen das Genehmigungsverfahren überschaubarer machen und diesem Personenkreis Pflichten und Rechte in Form einer Richtschnur aufzeigen.

  Die Erstellung dieser Richtlinie erfolgte unter maßgeblicher Mitwirkung der SSK, hier insbesondere des Ausschusses „Medizin und Strahlenschutz". Nach Berücksichtigung von Änderungsvorschlägen anderer Gremien und der abschließenden Revision des Entwurfes wurde die „Richtlinie Strahlenschutz in der Medizin" am 10. November 1979 vom BMI im Gemeinsamen Ministerialblatt Nr. 31, Ausgabe A, bekanntgemacht.

- Richtlinie zur Bestimmung der Körperdosis bei äußerer und innerer Exposition (§ 63 Abs. 2 StrlSchV)

  Mit der im Juli 1978 bekanntgemachten „Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle" war der erste Teil der Vorschriften zur Bestimmung der Körperdosis durch Messung von Ortsdosen, Ortsdosisleistungen u. ä. oder anderweitige Gewinnung von Überwachungsdaten – wie Eigenschaften der Strahlenquelle – geschaffen. Anschließend wurden die Arbeiten zur Erstellung des zweiten, oben genannten Regelteils im Ausschuß „Strahlenschutztechnik" von zwei speziell hierfür eingerichteten Arbeitsgruppen fortgesetzt. Diese Richtlinie stellt eine Anleitung zur Berechnung der nicht unmittelbar meßbaren Körperdosen (Teilkörper- und Ganzkörperdosen) bei äußerer und innerer Strahlenexposition dar. Sie soll gewährleisten, daß die Körperdosis entsprechend den Expositionsbedingungen nach jeweils einheitlichen Verfahren bestimmt und zu ihrer abschließenden Beurteilung von gleichwertigen Voraussetzungen ausgegangen wird.

- Richtlinie zur Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei Unfällen oder Störfällen gemäß den §§ 36 und 38 StrlSchV

KTA-Nr.	Fassung	Titel
1201	2/78	Anforderungen an das Betriebshandbuch
1501	10/77	Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken[1])
1503.1	2/79	Messung und Überwachung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Ableitungen Teil 1: Messung und Überwachung der Ableitungen radioaktiver Stoffe mit der Kaminabluft bei bestimmungsgemäßem Betrieb[1])
1504	6/78	Messung flüssiger radioaktiver Stoffe zur Überwachung der radioaktiven Ableitungen[1])
2201.1	6/75	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen Teil 1: Grundsätze[1])
2201.5	6/77	Teil 5: Seismische Instrumentierung[1])
3102.1	6/78	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren Teil 1: Berechnung der Helium-Stoffwerte[1])
3104	10/79	Ermittlung der Abschaltreaktivität
3201.1	2/79	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren Teil 1: Werkstoffe[1])
3201.3	10/79	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren Teil 3: Herstellung
3401.3	10/79	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl (bei vorgegebenen Lastannahmen) Teil 3: Herstellung
3402	11/76	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken – Personenschleusen[1])
3403	11/76	Kabeldurchführungen im Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken
3405	2/79	Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters mit der Absolutdruckmethode[1])
3409	6/79	Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken – Materialschleusen[1])
3501	3/77	Reaktorschutzsystem und Überwachung von Sicherheitseinrichtungen[1])
3701.1	6/78	Übergeordnete Anforderungen an die elektrische Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken Teil 1: Einblockanlagen[1])
3901.1	3/77	Alarmanlagen, Personensuchanlagen und Fernmeldeverbindungen in und von Kernkraftwerken Teil 1: Einblockanlagen
3902	6/78	Hebezeuge in kerntechnischen Anlagen[1]) (ersetzt Fassung 11/75)

Tabelle 13: Sicherheitstechnische Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA)[2])

[1]) Liegt in englischer Übersetzung vor, erhältlich bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

[2]) Erhältlich bei Carl Heymanns Verlag KG, Gereonstraße 18–32, 5000 Köln 1

Eine Genehmigung nach den §§ 6,7 und 9 Atomgesetz und den §§ 3,15 in Verbindung mit 16 StrlSchV darf nur dann erteilt werden, wenn durch technische, administrative, organisatorische und personelle Maßnahmen die Eindämmung und Beseitigung der durch Unfälle oder Störfälle entstandenen Gefahren innerhalb von Kontrollbereich und betrieblichem Überwachungsbereich unter dem Gesichtspunkt des Strahlenschutzes gewährleistet sind. Die genannte Richtlinie präzisiert die notwendige Vorbereitung der Schadensbekämpfung, die nach Strahlenschutzverordnung für die o. a. Genehmigungen zu den Pflichten des Strahlenschutzverantwortlichen gehört.

Die Erarbeitung des Richtlinienentwurfes durch GRS-Sachverständige wurde durch eingehende Beratungen im Ausschuß „Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen" begleitet. Nach Abschluß der Revision gemäß eingebrachter Bemerkungen und Änderungsvorschläge empfahl der Ausschuß dem BMI, die notwendigen Schritte zur Verabschiedung dieser Richtlinie im Länderausschuß für Atomkernenergie in der Form des Entwurfes vom 4. Oktober 1979 einzuleiten.

5.3 KTA-Geschäftsstelle

Die KTA-Geschäftsstelle hat im Berichtsjahr 3 Sitzungen des Kerntechnischen Ausschusses (KTA), 3 seines Präsidiums und 71 der verschiedenen Unterausschüsse betreut. Darüber hinaus war sie bei zahlreichen Sitzungen externer Arbeitsgremien beteiligt, die für den KTA Vorberichte erarbeiten oder Regelentwürfe vorbereiten.

Die Ergebnisse der Regelarbeit, die der Öffentlichkeit vorgelegt werden konnten, bestehen in 7 vom KTA aufgestellten und vom Bundesminister des Innern bekanntgemachten Regeln und 6 vom KTA verabschiedeten Regelentwürfen. Daneben wurde die Vorbereitung von 16 neuen Regelentwürfen in Angriff genommen, davon 9 auf der Grundlage vorangegangener Vorberichte. Damit umfaßte das KTA-Regelwerk zum Jahresende:

19 Regeln (siehe Tabelle 13)
9 Regelentwürfe (siehe Tabelle 14)
52 Regelentwürfe in Vorbereitung
10 Vorberichte

Zu zwei Regeln wurden Änderungsentwürfe verabschiedet und für zwei weitere Regeln Änderungsverfahren eingeleitet. Auf einige der Aktivitäten des KTA sei hier kurz eingegangen[1]).

Von der Regel KTA 3201 „Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren" liegen die drei ersten Teile, einer davon noch als Regelentwurf, der Öffentlichkeit vor. Es sind dies die Teile Werkstoffe, Auslegung, Konstruktion und Berechnung (Regelentwurf) und Herstellung. Ähnlich fortgeschritten ist die Regel KTA 3401 „Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl". Hierbei befinden sich noch zwei Teile im Stadium des Regelentwurfes.

Mit den im Jahre 1979 fertiggestellten Teilen der beiden Regeln ist ein wichtiger Schritt in Richtung auf eine Vervollständigung des KTA-Regelwerks getan worden. Bei beiden Regeln stehen die Teile, in denen Prüfungen während der Betriebsphase von Kernkraftwerken zu behandeln sind, noch aus. Die Primärkreisregel gilt für Reaktordruckbehälter ohne Einbauten, Primärseite der Dampferzeuger, Druckhalter, Hauptkühlmittelpumpengehäuse, verbindende Rohrleitungen zwischen den vorgenannten Komponenten und die darin enthaltenen Armaturengehäuse aller Art. Weiterhin erfaßt sie von den vorgenannten Komponenten und den sie verbindenden Rohrleitungen abgehende Rohrleitungen (einschließlich der darin enthaltenen Armaturengehäuse) bis einschließlich zur ersten Absperrarmatur und die druckabschließende Wandung der Steuerelementantriebe. In dieser Regel sind die Erkenntnisse der letzten Jahre über das Verhalten der Werkstoffe bei der Verarbeitung und beim Betrieb berücksichtigt worden. Es handelt sich um Werkstoffe, die bis zu Temperaturen von 400° C eingesetzt werden. Bei der Erarbeitung der Regel sind die einschlägigen deutschen Normen und Regeln (z.B. DIN-Normen, TRD und AD-Merkblätter) sowie der ASME-Code, Section III, berücksichtigt worden. Außerdem gingen die RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren sowie die Grundzüge der Rahmenspezifikationen für Basissicherheit in die Regel mit ein. Es werden bei der Weiterverarbeitung der Erzeugnisformen für Komponenten des Primärkreises die Prüfungen behandelt, die vor, während und nach der Fertigung durch den Hersteller und die Sachverständigen erforderlich sind[1]).

Die Regel KTA 3401 „Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl" ist ähnlich zur Primärkreisregel aufgebaut. Sie gilt für den Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl einschließlich der mit dem Sicherheitsbehälter fest verbundenen

[1]) *Im Jahresbericht 1979 des Kerntechnischen Ausschusses wird ausführlicher das KTA-Regelwerk, die Arbeit von KTA-Gremien und der KTA-Geschäftsstelle beschrieben.*

[1]) *Schwarzer, W. und K. R. Ernst: Art und Anwendung der in der Bundesrepublik benutzten Regelwerke, insbesondere KTA, über druckführende Reaktorkomponenten; KTG-Fachseminar „Reaktorsicherheit" am 26. u. 27. Sept. 1979 in Düsseldorf*

KTA-Nr.	Fassung	Titel
1401	6/78	Allgemeine Anforderungen an die Qualitätssicherung[1])
3101.1	6/79	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren Teil 1: Thermohydraulische Auslegung
3201.2	10/79	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung
3401.1	10/79	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl Teil 1: Werkstoffe
3401.2	10/79	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung
3404	6/77	Abschließung der den Reaktorsicherheitsbehälter durchdringenden Rohrleitungen im Falle einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters
3601	10/79	Lüftungstechnische Anlagen in Kernkraftwerken
3603	10/78	Behandlung von kontaminiertem Wasser in Kernkraftwerken
3702.1	6/79	Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten Teil 1: Auslegung

Tabelle 14: Entwürfe sicherheitstechnischer Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA)[2])

[1]) Liegt in englischer Übersetzung vor, erhältlich bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

[2]) Erhältlich bei Karl Heymanns Verlag KG, Gereonstraße 18–32, 5000 Köln 1

Stutzen für Schleusen und Durchführungen (Kabel- und Rohrdurchführungen). Hervorzuheben ist, daß das Konzept für Spannungsbegrenzung und Zähigkeitseigenschaften vom Primärkreis übernommen worden ist.

Art und Höhe der Belastung des Sicherheitsbehälters sind nicht Gegenstand der Regel. Zur Festlegung von Anforderungen an die Bestimmung derartiger Größen ist das Vorhaben KTA 3413 „Ermittlung der Störfallbelastungen für den Reaktorsicherheitsbehälter" in Angriff genommen worden. Die Verabschiedung der beiden Regeln KTA 3405 „Integrale Leckratenprüfung des Sicherheitsbehälters mit der Absolutdruckmethode" und KTA 3409 „Schleusen am Reaktorsicherheitsbehälter von Kernkraftwerken – Materialschleusen" und deren Bekanntmachung im Bundesanzeiger hat im Arbeitsgebiet Sicherheitsbehälter weitere Lücken geschlossen.

Der erste Teil der Regel KTA 1503 „Messung und Überwachung gasförmiger und aerosolgebundener radioaktiver Ableitungen" konnte als Regel KTA 1503.1 fertiggestellt werden. Es handelt sich um den Teil zur Messung und Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Kaminabluft bei bestimmungsgemäßem Betrieb. Die ergänzende Teilregel – sie hat die Messung und Überwachung radioaktiver Stoffe mit der Kaminabluft bei Störfällen zum Gegenstand – befindet sich noch in Arbeit. Der Themenkomplex wird vervollständigt durch die Messung und Überwachung nicht mit der Kaminabluft abgegebenen radioaktiven Stoffe. Zu diesem Thema ist mit den Beratungen für die Erarbeitung eines Vorberichts begonnen worden. Anhand dessen wird später zu entscheiden sein, durch wen und auf welche Weise eine Regelbearbeitung fortzuführen ist.

Innerhalb des Jahres 1979 konnte das Regelvorhaben KTA 3104 „Ermittlung der Abschaltreaktivität" im Februar als Regelentwurf und im Oktober als Regel vom KTA verabschiedet werden. Die Regel ist auf die Ermittlung der Abschaltreaktivität für Zustände im Verlauf von Störfällen ohne Kühlmittelverlust anzuwenden. Es werden Verfahren angegeben; die Festlegung von Zahlenwerten für die erforderliche Abschaltreaktivität ist nicht Gegenstand der Regel.

Als Regelelement KTA 3101 konnte die thermohydraulische Auslegung als erster Teil des Vorhabens KTA 3101 „Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren" verabschiedet werden. Hierin sind die Anforderungen an Auslegungsverfahren angegeben.

Der Regelentwurf KTA 3601 „Lüftungstechnische Anlagen in Kernkraftwerken" wurde im Oktober vom Kerntechnischen Ausschuß verabschiedet. In ihm sind die lüftungstechnischen Anlagen und Komponenten entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung in Anforderungsstufen eingeteilt. Damit stehen dementsprechend zu stellende Anforderungen und vorzusehende Prüfungen fest.

Bei der Bearbeitung des Regelthemas KTA 3702 „Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten" hat es sich als zweckmäßig erwiesen, eine thematische Aufteilung vorzunehmen. In dem als Regelentwurf vorgelegten ersten Teil KTA 3702.1 wird die Auslegung solcher Notstromerzeugungsanlagen behandelt. Der zweite Teil – er soll die Anforderungen an Prüfungen festlegen – befindet sich noch in Bearbeitung. Diese beiden Teilregeln stehen in engem Zusammenhang mit den übrigen Regelvorhaben zur elektrischen Energieversorgung des Sicherheitssystems (KTA 3701 und KTA 3702 bis KTA 3705).

6. Drittes GRS-Fachgespräch

Analyse von Kühlmittelverluststörfällen heute – Die LOFT-Versuche und ihre Konsequenzen –

Das dritte GRS-Fachgespräch fand am 29./30. November in München statt. Thema dieser Veranstaltung war die „Analyse von Kühlmittelverluststörfällen heute". Inhaltliche Schwerpunkte bildeten dabei die Beschreibung der LOFT-(Loss-of-Fluid-Test-) Versuchsanlagen im amerikanischen Bundesstaat Idaho und der mit ihr durchgeführten Versuche.

Störfälle in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, bei denen es durch Lecks im Reaktorkühlkreislauf zum Kühlmittelverlust kommt, führen zu höchsten mechanischen und thermischen Belastungen. Betroffen sind in erster Linie der Reaktorkern, die Einbauten im Reaktordruckbehälter und Primärkreis sowie der Sicherheitsbehälter, ggf. noch das Druckabbausystem.

Die Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen ist für die Reaktorsicherheit von entscheidender Bedeutung und darum ein zentrales Thema für Sicherheitsanalysen. Sie stellt ein wesentliches Aufgabengebiet der Sicherheitsforschung dar und muß im Einzelfall im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren nachgewiesen werden.

Zur Stützung und experimentellen Verifikation der Kühlmittelverlustanalysen dienen Versuche, die seit Jahren in verschiedenen Maßstäben mit elektrisch beheizten Kernsimulatoren durchgeführt werden. Mit LOFT waren erstmalig Kühlmittelverlustexperimente mit nuklearem Kern im 50-MW-Maßstab möglich.

Der Vortrag von G.D. McPherson von der amerikanischen Nuclear Regulatory Commission beschrieb diese LOFT-Versuchsanlage, ihre Programmziele und geplante Experimente. Sie ist die derzeit größte nuklear beheizte Versuchsanlage und stellt ein wichtiges Bindeglied zwischen der kleineren Semiscale-Versuchsanlage und dem Großreaktor dar. Hervorgehoben wurde die Tatsache, daß LOFT eine bedeutende Versuchsanlage zur Bewertung von Computercodes darstellt und kein Demonstrationsversuch ist.

W.W. Bixby vom amerikanischen Energieministerium sprach über „LOFT-Instrumentation". Beschrieben wurde die für Untersuchungen von großen Kühlmittelverluststörfällen eingesetzte Instrumentierung. Das Schwergewicht lag dabei auf den hydraulischen und thermischen Meßmethoden, in den Rohrleitungen und Komponenten sowie im Reaktordruckbehälter und im Druckabbausystem. Darüber hinaus wurde die vorgesehene Instrumentierung für die künftigen Versuche zu kleinen Lecks im Primärkreis diskutiert.

Das Referat von M. Firnhaber (GRS) stellte Ergebnisse und Auswertung der nichtnuklearen Versuchsserie vor. Diese Serie LOFT L1 setzt sich aus fünf isothermen Versuchen zur Untersuchung großer Kühlmittelverluststörfälle im Primärkreis eines Druckwasserreaktors zusammen. Die Versuche wurden mit Hilfe verschiedener Rechenprogramme analysiert. Experiment und Analyse führten zu einem verbesserten Verständnis für die Vorgänge beim Kühlmittelverlust und machten die Eignung der eingesetzten Rechenprogramme für die Simulation der Druckentlastungsphase deutlich. Für die Analyse der Notkühlwassereinspeisung erwies sich die Berücksichtigung des thermodynamischen Nichtgleichgewichts als vorteilhaft. Experimentelle Ergebnisse und Erkenntnisse aus den versuchsbegleitenden Analysen sowie die Bedeutung für die Störfallanalyse wurden beschrieben.

L.P. Leach von EG&G in Idaho/USA sprach über „Results and Evaluation of the Nuclear Tests". Der Vortrag faßte Ergebnisse der nuklearen LOFT-Versuche L2-2, L2-3 und L3-0 zusammen und lieferte Schlußfolgerungen aus den versuchsbegleitenden analytischen Untersuchungen. Bei den Kühlmittelverlustexperimenten dominiert ein unerwartetes Wiederbenetzen in der Blow-down-Phase. Das führt zu einer Begrenzung der maximalen Brennstofftemperaturen. Analytische Untersuchungen für eine Großanlage ergaben, daß das in LOFT beobachtete Wiederbenetzen auch dort erwartet werden kann. Dies zeigt, daß die Sicherheitsanalysen großer Kühlmittelverluststörfälle konservativer sind, als bisher angenommen.

Über die Analyse kleiner Lecks referierte W. Frisch (GRS). Aus der zunächst qualitativen Beschreibung der Probleme, die bei kleinen Lecks auftreten, wurden Anforderungen an Experimente und Rechenprogramme abgeleitet. Es schloß sich eine Beurteilung der bisher für Blowdown-Analysen verfügbaren Experimentiereinrichtungen und Rechenprogramme an. Dabei zeigte sich, daß die Anlagen für Integraltests in relativ großem Maßstab (z.B. LOFT) prinzipiell für Experimente zu kleinen Lecks geeignet sind, wenn auch die Untersuchung spezieller Phänomene Veränderungen oder Erweiterungen erforderlich macht. Außerdem wurde deutlich, daß es vorteilhaft sein kann, Transienten-Modelle einzusetzen, um bestimmte Fragestellungen bei der Analyse kleiner Lecks zu untersuchen, insbesondere dann, wenn es um den Einfluß der Neutronenkinetik, der Regeleinrichtungen oder der Sekundärseite geht.

Die Bewertung der bisherigen Analysetechnik für Kühlmittelverluststörfälle war das Thema des Vortrages von E. Hicken und K. Wolfert (GRS). Auf dem Gebiet der Notkühlung werden seit mehreren Jahren Experimente durchgeführt und Rechenprogramme entwickelt. Die Autoren kommen zu dem Schluß, daß noch vorhandene Unsicherheiten bei der analytischen Beschreibung des Systemverhaltens durch konservative Annahmen im Genehmigungsverfahren abgedeckt sind. Von der laufenden Sicherheitsforschung wird eine bessere Quantifizierung der Aussagegenauigkeit erwartet. Schwerpunkt der derzeitigen Rechenprogrammentwicklung liegt bei der Berücksichtigung der Nichtgleichgewichtszustände und der dreidimensionalen Darstellung. Nach Ansicht der Autoren sollte der Entwicklung von Rechenprogrammen mit vereinfachender Darstellung der physikalischen Prozesse und kurzen Rechenzeiten künftig mehr Bedeutung zukommen. Eine Folge der jüngst erschienenen deutschen Risikostudie wird sein, daß die neueren Forschungsarbeiten sich vor allem der experimentellen und analytischen Analyse der Vorgänge bei kleinen Lecks widmen.

Auf die mehr übergeordnete Fragestellung der internationalen Zusammenarbeit in der Reaktorsicherheitsforschung ging H. Seipel vom Bundesministerium für Forschung und Technologie ein. Im allgemeinen Rahmen der Energieforschung besteht für die Reaktorsicherheitsforschung die intensivste internationale Zusammenarbeit. Die Bundesrepublik Deutschland fördert sowohl bilaterale als auch multilaterale Aktivitäten; so ist sie z. B. auch am LOFT-Projekt beteiligt. Vor dem Hintergrund der Ereignisse in Harrisburg werden die Forschungsaktivitäten auf den Gebieten große Kühlmittelverluststörfälle, kleines Leck, Transientenstörfälle und zur Problematik Mensch – Maschine intensiviert. Grundsätzlich neue Themen hat dieser Störfall für die Reaktorsicherheitsforschung jedoch nicht gebracht.

Der Eröffnungsvortrag von G. Süßmann von der Ludwig-Maximilian-Universität, München, am Vorabend des Fachgespräches widmete sich dem Thema „Ideologie und Ethik im Spannungsfeld der Kernenergiediskussion". Der Referent zeigt exemplarisch an der friedlichen Nutzung der Kernenergie Themenkreise auf, die im Zuge der Entwicklung moderner Technologien Beachtung finden müssen. Er ging ein auf die Problematik der Vermittlung naturwissenschaftlich-technischer Inhalte, im Zusammenhang damit auf das Wissenschaftsverständnis unserer Zeit und schließlich auf die gesamtgesellschaftlichen Konsequenzen technischen Fortschritts.

In memoriam

Am 5. 9. 1979 verstarb plötzlich und unerwartet im Alter von 42 Jahren der Leiter der Abteilung Prozeßrechner Dr.-Ing. Rainer Grumbach.

Dr. Grumbach, geboren 1936 in Nürnberg, studierte von 1955–1958 am Oskar-von-Miller-Polytechnikum in München Maschinenbau; danach, von 1958–1963, Reaktortechnik an der Technischen Hochschule Aachen. Eine wissenschaftliche Tätigkeit am OECD-Halden-Reaktor-Projekt schloß sich an, die ihn bis zu seinem Tode ausfüllte. In diese Zeit fällt auch ein Forschungsaufenthalt bei Atomic Energy of Canada Ltd. in Chalk River. Er promovierte im Jahre 1973 an der Technischen Universität München mit einer Arbeit zur Kernregelung mit Hilfe eines Prozeßrechners.

Seit dieser Zeit war er sowohl Mitarbeiter des OECD-Halden-Reaktor-Projektes als auch des Laboratoriums für Reaktorregelung und Anlagensicherung der Technischen Universität München. Nach Gründung der GRS war er zunächst Leiter der Arbeitsgruppe Prozeßrechnereinsatz und wurde am 1.1.1979 zum Leiter der Abteilung Prozeßrechner ernannt.

Er war einer der tüchtigsten und engagiertesten Mitarbeiter der GRS, sein weites Interessengebiet, verbunden mit einer tiefen Menschlichkeit, war vorbildlich. Sein umfangreiches und fundiertes Wissen verschaffte ihm und der GRS hohe nationale und internationale Anerkennung. Wegen seiner besonders zuvorkommenden und freundlichen Wesensart war er allgemein beliebt. Wir werden seiner stets mit Dank und Hochachtung gedenken.

7. Geschäftliche Tätigkeit

Gesellschafter der GRS sind die Bundesrepublik Deutschland, der Freistaat Bayern, das Land Nordrhein-Westfalen, die 11 Technischen Überwachungs-Vereine der Bundesrepublik und der Germanische Lloyd. Sitz der Gesellschaft ist Köln; die GRS hat einen Betriebsteil in Köln und in Garching bei München.

Die Gesellschaft beschäftigte am 31.12.1979 insgesamt 458 (31.12.78:422) Mitarbeiter, darunter 305 (282) wissenschaftlich-technische Fachkräfte und 153 (140) sonstige Kräfte.

Die Gesellschaft arbeitet aufgrund von Verträgen für den Bund, für die Technischen Überwachungs-Vereine, für deutsche und ausländische Genehmigungsbehörden, für die Europäischen Gemeinschaften u.ä.

Die Jahreserträge beliefen sich auf 50545 TDM (1978: 44005 TDM).

Das Fachpersonal hat insgesamt 624181 Stunden (1978: 596999 Stunden) geleistet, die mit 66% an Auftraggeber weiterverrechnet wurden. Die übrigen Stunden entfielen auf Urlaub und Krankheit, auf Ausbildung sowie Restzeiten.

Die Organisation unserer Gesellschaft ist nach sachlich-fachlichen Gesichtspunkten in ortsübergreifende Bereiche gegliedert. Sie ist in Bild 42 dargestellt.

Die Organe der Gesellschaft sind:
die Gesellschafterversammlung,
der Aufsichtsrat
die Geschäftsführer.

Aufsichtsrat

Der Aufsichtsrat setzte sich im Berichtsjahr wie folgt zusammen:

Ministerialdirektor Dipl.-Ing. Wilhelm Sahl (Vorsitzender), Bonn, bis 13. 5. 1979

Ministerialdirigent Josef Karl Pfaffelhuber (Vorsitzender), Bonn, ab 14. 5. 1979

Direktor Dr.-Ing. Hans Schlachter, (stellvertretender Vorsitzender), Frankfurt

Ministerialdirigent Prof. Dr.-Ing. Franz-Josef Dreyhaupt, Düsseldorf

Regierungsdirektor Hans Peter Engelhardt, Bonn

Ministerialrat Dr. Axel Gerlach, Bonn

Direktor Dipl.-Ing. Werner-E. Hoffmann, Essen

Direktor Prof. Dr.-Ing. Albert Kuhlmann, Köln

Leitender Ministerialrat Dipl.-Ing. Rudolf Mauker, München

Direktor Dr.-Ing. Günther Noetzlin, Marl

Ministerialrat Werner Obenhaus, Bonn

Dipl.-Ing. Heinz Seipel, Bonn

Direktor Prof. Dr. Hans-Willi Thoenes, Essen

Direktor Dr. Gerhard Wittmann, München

Gesellschafter

Die Gesellschafter und ihre Anteile am Stammkapital (in %) sind:

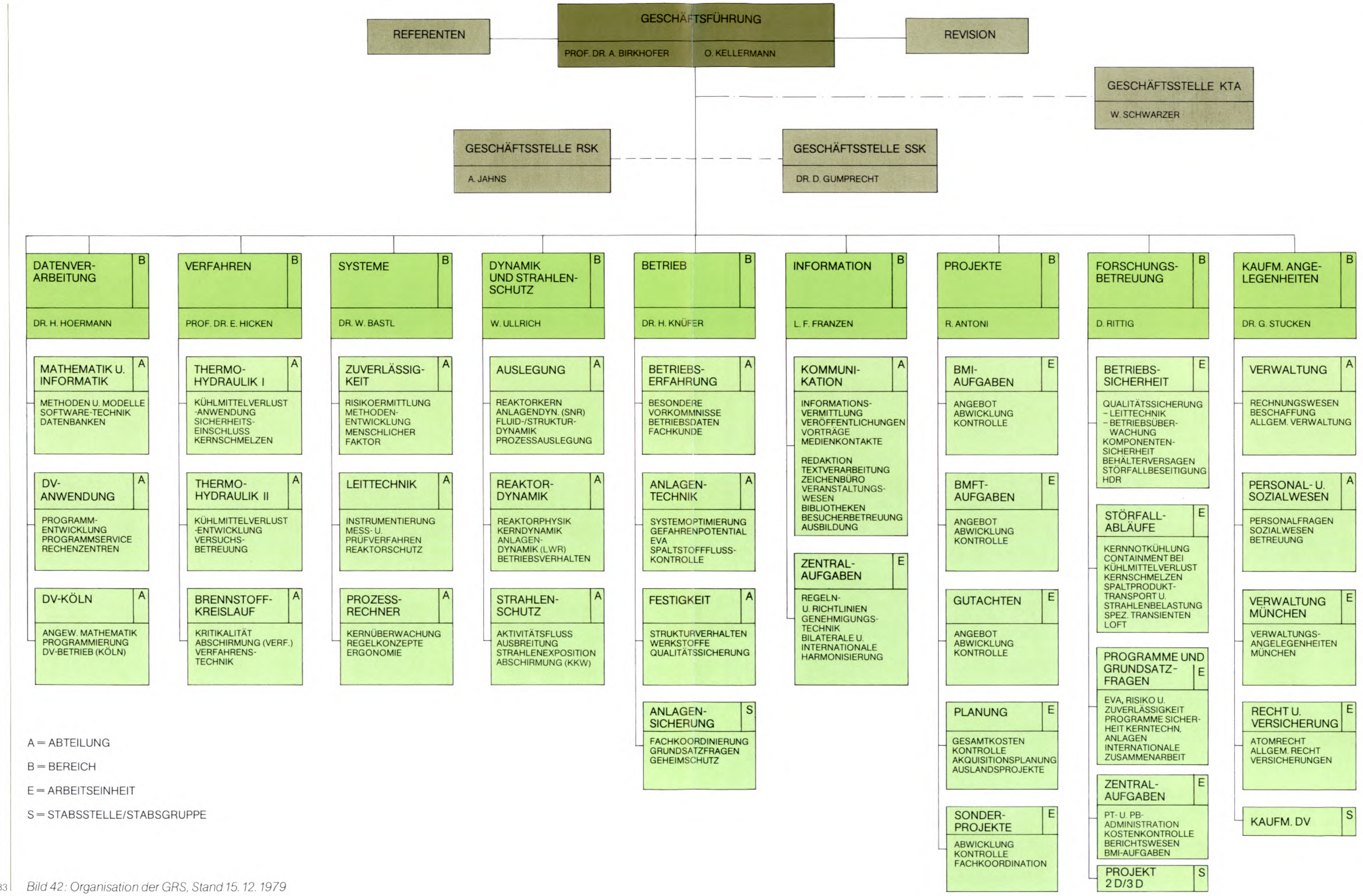
Bundesrepublik Deutschland	46,10
Freistaat Bayern	3,85
Land Nordrhein-Westfalen	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Baden e. V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Bayern e. V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Berlin e. V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Hannover e. V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Hessen e. V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Norddeutschland e. V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Pfalz e. V.	3,85
Rheinisch-Westf. Technischer Überwachungs-Verein e. V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Rheinland e. V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Saarland e. V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Stuttgart e. V.	3,85
Germanischer Lloyd	3,85

Geschäftsführer

Geschäftsführer der Gesellschaft sind:

Prof. Dr. Adolf Birkhofer
Dipl.-Ing. Otto Kellermann

Organisation der GRS



A = ABTEILUNG

B = BEREICH

E = ARBEITSEINHEIT

S = STABSSTELLE/STABSGRUPPE

Bild 42: Organisation der GRS, Stand 15. 12. 1979

8. Berichte, Veröffentlichungen und Vorträge

Die GRS-Arbeitsergebnisse finden ihren Niederschlag in Berichten, Studien und Gutachten, die für unsere Auftraggeber (Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden von Bund und Ländern) erarbeitet werden. In Abstimmung mit ihnen wird ein Teil als GRS-Berichte, als Veröffentlichungen in der Fachpresse und durch Informationsdienste allgemein zugänglich gemacht.

Das allgemein zugängliche GRS-Schrifttum wird nach vorgegebenen Verteilern versandt. Einzelheiten, Preise etc. können unserem Merkblatt „Bezugsbedingungen für GRS-Schrifttum" in der jeweils gültigen Fassung entnommen werden.

Zur Zeit sind, nach Gruppen gegliedert, folgende Berichtsreihen, Informationsdienste und sonstige Schriften lieferbar:

GRS-Berichtsreihen

- Jahresberichte
- GRS-Berichte
- Stellungnahmen zu Kernenergiefragen
- Praxisbeschreibungen

GRS-Informationsdienste

- GRS-Kurzinformationen
- Übersetzungen – Kerntechnische Regeln
- Translations – Safety Codes and Guides
- Faltblätter

Sonstige Schriften

Außerdem werden im Auftrag von Bundesministerien, RSK und SSK Tagungsniederschriften, Richtlinien, Empfehlungen und andere Schriften gedruckt und versandt.

Veröffentlichungen

GRS-Mitarbeiter veröffentlichen Beiträge in hauseigenen und externen Medien.

Vorträge

GRS-Mitarbeiter tragen auf nationaler und internationaler Ebene ihre Arbeitsergebnisse vor.

Im Berichtszeitraum erschienen die unter 8.1 bis 8.3 in chronologischer Reihenfolge zitierten Berichte, Informationsdienste und sonstigen Schriften sowie unter 8.4 in alphabetischer Reihenfolge der Autoren zitierten Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften. Im Abschnitt 8.5 sind Vorträge von GRS-Mitarbeitern ebenfalls in alphabetischer Reihenfolge zitiert.

8.1 GRS-Berichtsreihen

Jahresberichte

Die GRS veröffentlicht seit 1977 regelmäßig ihren Jahresbericht, der jeweils im April des Folgejahres erscheint.

Die Jahresberichte enthalten zunächst alle für den Jahresbericht einer GmbH gesetzlich vorgeschriebenen Angaben. Darüber hinaus geben sie einen Gesamtüberblick über die Tätigkeiten der GRS und Einzelbeschreibungen aller wesentlichen Tätigkeiten ihrer einzelnen Fachbereiche.

GRS-Berichte

Die seit 1.1.1977 herausgegebenen GRS-Berichte enthalten Darstellungen von Themen der Reaktorsicherheit, Tagungsniederschriften von GRS-Veranstaltungen, wie z.B. das GRS-Fachgespräch, und Zusammenstellungen von RSK-Empfehlungen. Sie haben ein Reportsigel mit laufender Nummer und Datum, z.B. GRS-14 (Februar 1979). Im Berichtszeitraum sind folgende GRS-Berichte erschienen:

- Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken
  2. GRS-Fachgespräch
  Köln, 19. – 20. Oktober 1978
  GRS-13 (Januar 1979)

- *Schaefer, A.:*
  Entwicklung eines Rechenprogramms zur Lösung der Neutronik-Gleichungen eines mehrdimensionalen HTR-Kernmodells
  GRS-14 (Februar 1979)

- Rechtsfragen aus dem atomrechtlichen Genehmigungs- und Streitverfahren
  2. GRS-Fachkonferenz in Köln, 12. Dezember 1978
  GRS-15 (Dezember 1979)

Stellungnahmen zu Kernenergiefragen

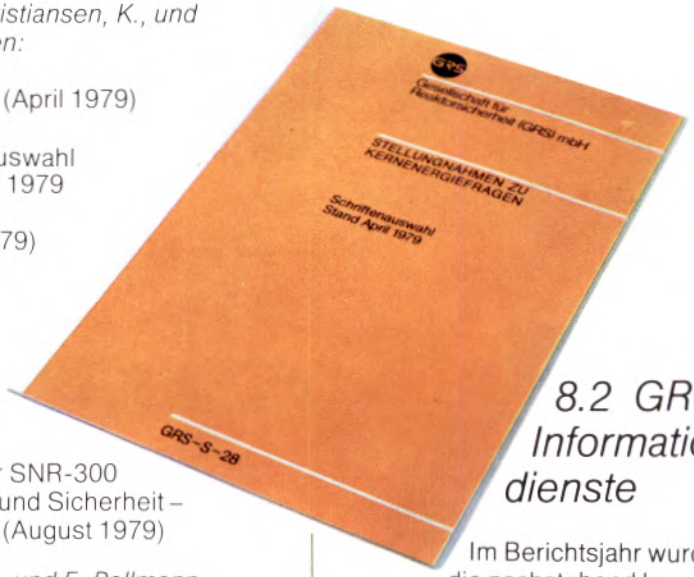
Diese Stellungnahmen sind eine Fortsetzung der gleichnamigen IRS-Schriftenreihe; sie haben das Reportsigel GRS-S mit Nummer und Datum, z.B. GRS-S-29 (August 1979). „Stellungnahmen zu Kernenergiefragen" sollen zur Versachlichung der Diskussion über Vor- und Nachteile der Kernenergie beitragen. Im Berichtszeitraum erschienen:

- *Butz, H.-P., und H.-J. Danzmann:*
  Fragen und Antworten zur friedlichen Nutzung der Kernenergie
  GRS-S-25 (Februar 1979)

- *Mayer, G.:*
  Auswahl von Stellungnahmen der Bundesregierung, 8. Legislaturperiode, Teil 1: 1976–1978
  GRS-S-26 (März 1979)

- *Müller-Christiansen, K., und M. Wollesen:*
  Plutonium
  GRS-S-27 (April 1979)

- Schriftenauswahl
  Stand April 1979
  GRS-S-28
  (August 1979)



- *Mayer, G.:*
  Schneller
  Brutreaktor SNR-300
  – Funktion und Sicherheit –
  GRS-S-29 (August 1979)

- *Butz, H.-P., und E. Pollmann:*
  Werden Störfälle geheimgehalten?
  Antwort auf eine BBU-Schrift
  GRS-S-30 (Dezember 1979)

- *Heller, H., und H. May:*
  Stillegung von Kernkraftwerken
  – Sicherheitstechnische Aspekte –
  GRS-S-31 (Dezember 1979)

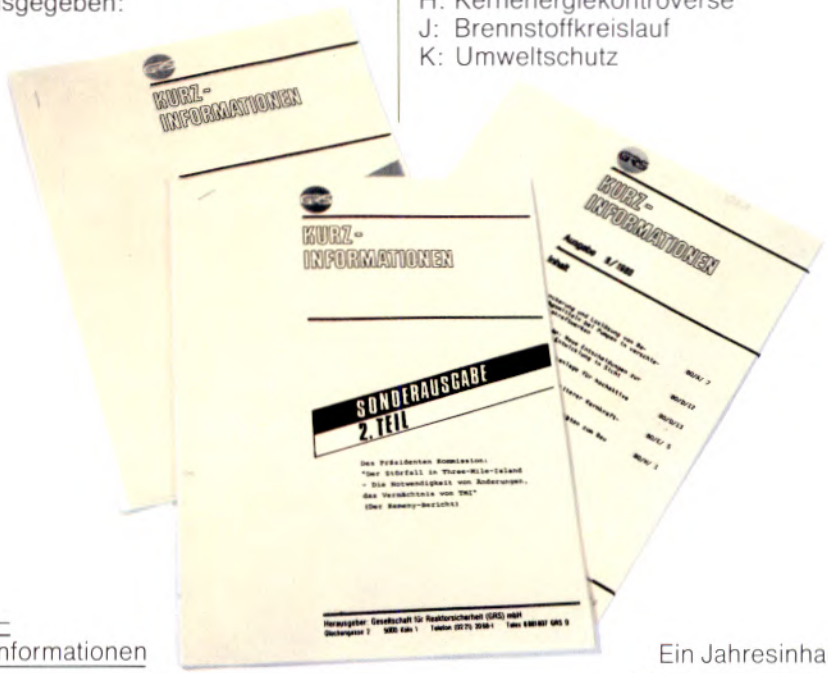
Praxisbeschreibungen

Die Reihe „Beschreibungen der gegenwärtigen Praxis zu den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke" gibt detaillierte Erläuterungen zur gegenwärtigen praktischen Umsetzung der in den Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke des BMI enthaltenen sicherheitstechnischen Anforderungen. Statt durch ein Reportsigel sind sie durch das entsprechende Sicherheitskriterium mit Nummer, Titel und Datum gekennzeichnet. Im Berichtszeitraum ist erschienen:

- *Autorengruppe TÜV/GRS:*
  Zwischenkühl- und Nebenkühlwassersysteme in Kernkraftwerken mit DWR und SWR (August 1979)

8.2 GRS-Informationsdienste

Im Berichtsjahr wurden die nachstehend beschriebenen Informationsdienste regelmäßig herausgegeben:



GRS – Kurzinformationen

Das Ziel der wöchentlich herausgegebenen GRS-Kurzinformationen ist die Unterrichtung von Bundes- und Landesbehörden sowie sonstiger interessierter Stellen im In- und Ausland. Sie erfassen neue Erkenntnisse, Entwicklungen und Vorkommnisse, soweit diese für die Reaktorsicherheit, den Strahlenschutz und damit zusammenhängende Fragen von Bedeutung sind.

Insgesamt erscheinen jährlich ca. 50 Wochenausgaben mit je 5 bis 6 Kurzinformationen, die sachlich wie folgt aufgeschlüsselt sind:

A: Betriebserfahrungen, Ausland
B: Betriebserfahrungen, Inland
C: Vorschriften und Richtlinien
D: Neue Entwicklungen, Experimente zur Reaktorsicherheit
E: Genehmigungsverfahren
F: Fachliteratur
G: Konferenzen, Tagungen, Lehrveranstaltungen
H: Kernenergiekontroverse
J: Brennstoffkreislauf
K: Umweltschutz

Ein Jahresinhaltsverzeichnis, einmal in chronologischer Reihenfolge, einmal nach Schlüsselworten geordnet, ermöglicht raschen Zugriff zu den gesuchten Meldungen der Sammlung.

Übersetzungen – Kerntechnische Regeln

Auf Veranlassung des Bundesministers des Innern (BMI) veröffentlicht die GRS im Rahmen des Programms zur Förderung der Erarbeitung deutscher sicherheitstechnischer Regeln und Richtlinien Übersetzungen ausländischer kerntechnischer Regeln und Richtlinien. Sie werden von Fachübersetzern angefertigt und in der GRS redaktionell bearbeitet. Kennzeichnung sind eine laufende Nummer und die Jahreszahl.

Im Berichtszeitraum erschienen 10 dieser Übersetzungen.

Translations – Safety Codes and Guides

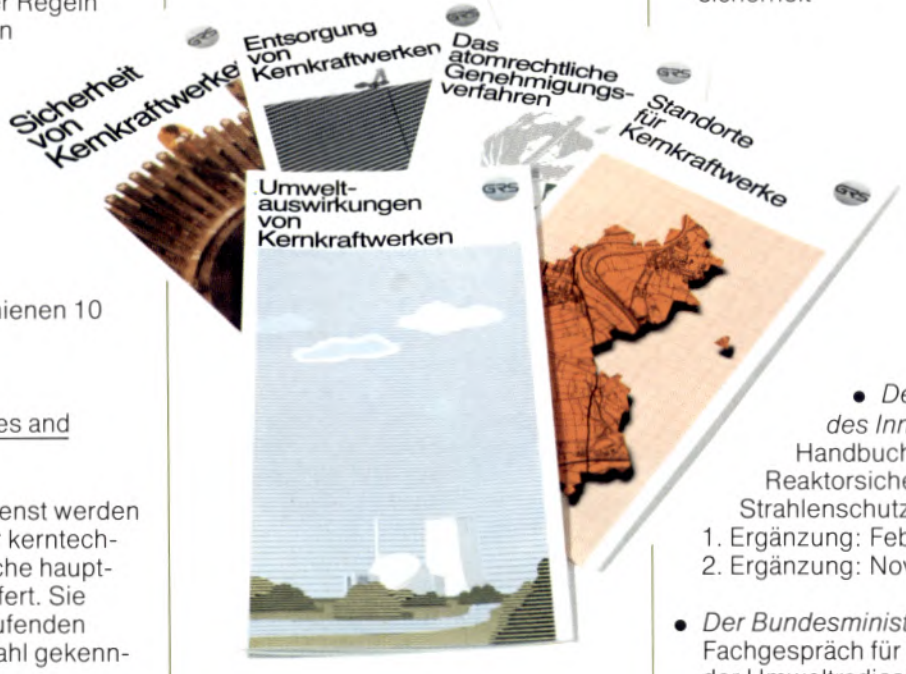
Mit diesem Informationsdienst werden Übersetzungen deutscher kerntechnischer Regeln ins Englische hauptsächlich ins Ausland geliefert. Sie sind ebenfalls mit einer laufenden Nummer und der Jahreszahl gekennzeichnet.

Im Berichtszeitraum erschienen 18 dieser Translations.

Faltblätter

Die von der GRS herausgegebenen Faltblätter behandeln in kurzer und dem Laien verständlicher Form relevante Themen aus dem Bereich der Kerntechnik. Im Berichtszeitraum erschienen:

- Sicherheit von Kernkraftwerken
- Umweltauswirkungen von Kernkraftwerken
- Entsorgung von Kernkraftwerken
- Das atomrechtliche Genehmigungsverfahren
- Standorte für Kernkraftwerke
- Einwirkungen von außen



8.3 Sonstige Schriften

Im Auftrag von Bundesministerien, der RSK bzw. SSK hat die GRS im Berichtszeitraum Druck und Versand für die folgenden Schriften übernommen:

- *Narrog, J.:*
  Zusammenstellung von Entscheidungsgrundlagen für den fachlichen Berater der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen
  Stand: Dezember 1978

- *Geschäftsstelle der Reaktor-Sicherheitskommission:*
  RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren
  2. Ausgabe, 24. Januar 1979
  Anhänge zu Kapitel 4.2,
  1. Auflistung der Systeme und Komponenten,
  2. Rahmenspezifikation Basissicherheit

- *Der Bundesminister des Innern:*
  Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz
  1. Ergänzung: Februar 1979
  2. Ergänzung: November 1979

- *Der Bundesminister des Innern:*
  Fachgespräch für die Überwachung der Umweltradioaktivität – Praktische Probleme bei der Durchführung der Umgebungsüberwachung –
  3. – 5. April 1979, Karlsruhe, Bundesforschungsanstalt für Ernährung

- *Der Bundesminister für Forschung und Technologie:*
  Die deutsche Risikostudie
  – Kurzfassung –
  15. August 1979

- *The Federal Minister of Research and Technology:*
  The German Risk Study
  – Summary –
  August 15, 1979

8.4 Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften

Von GRS-Autoren allein oder in Zusammenarbeit mit anderen Autoren sind auch zahlreiche Veröffentlichungen in der Fachpresse erschienen. Da es sich hierbei nicht direkt um GRS-Schrifttum handelt, können diese Arbeiten auch nur den jeweiligen Presseorganen entnommen werden. Im Berichtszeitraum erschienen folgende Arbeiten:

- *Alex, H. und W. M. Kuntze:*
  Das umgebende Gebäude des Sicherheitsbehälters als Bestandteil des Sicherheitseinschlusses.
  Tagungsbericht des 2. GRS-Fachgesprächs „Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken", Köln, 19.–20. 10. 1978, GRS–13 (Januar 1979), S. 51/8 und Technische Mitteilungen 72 (1979), Heft 1, S. 51/8

- *Bachner, D., H.-G. Friederichs und W. Ullrich:*
  Sicherheitsbehälter als wesentliches Rückhaltesystem für radioaktive Stoffe.
  Tagungsbericht des 2. GRS-Fachgesprächs „Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken", Köln, 19.–20. 10. 1978, GRS–13 (Januar 1979), S. 13/7 und Technische Mitteilungen 72 (1979), Heft 1, S. 13/7

- *Beraha, D.:*
  Reactor instrumentation and control
  Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course, KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 30/1

- *Beraha, D., and A. Hoeld:*
  A non-linear digital simulator for BWR nuclear power plants and its application within the scope of optimal digital load-following control
  North-Holland Publishing Company, Mathematics and Computers in Simulation XXI (1979), S. 150/62

- *Biesold, H., P. Gruner, K. Heim und H. Urbahn:*
  Ermittlung von Transferfaktoren Boden/Vegetation anhand standortspezifischer Bodenparameter
  Tagungsbericht „Radioaktivität und Umwelt", Fachverband Strahlenschutz e.V., 12. Jahrestagung Norderney, 2. – 6. Oktober 1978, Bd. I (1979), S. 482/509

- *Birkhofer, A.:*
  Zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen
  Sonderdruck „Überleben wir die Zukunft", Umweltkrise – materielle und ethische Aspekte
  Hrsg. Eberhard Pies, im Auftrag der Katholischen Landesarbeitsgemeinschaft für Erwachsenenbildung in Rheinland-Pfalz e.V. und der Katholischen Akademie Trier
  ISBN 3-7831-0575-7, 1979

- *Birkhofer, A.:*
  Probabilistic methods in the field of reactor safety in Germany
  Annals of Nuclear Energy 6 (1979) No. 5, S. 291/7

- *Birkhofer, A.:*
  Die deutsche Risikostudie
  VGB Kraftwerktechnik 59 (1979) Nr. 12, S. 911/6

- *Bogorinski, P., und R. Meissner:*
  General safety criteria; 4. Sensitivity of PWR pressure transients to plant parameters and component failures
  ANS Transactions – ENC '79 Conference Hamburg, Germany, Vol. 31, May 1979, S. 408/10

- *Bologna, S., und W. Ehrenberger:*
  Applicability of statistical software reliability models for reactor safety software verification
  Comitato Nazionale Energia Nucleare, RT/ING (79) 1

- *Brand, B., R. Kirmse und W. Winkler:*
  Specification OECD-CSNI LOCA Standard Problem No. 10 Refill and reflood experiment in a simulated PWR primary system (PKL)
  OECD-CSNI SINDOC, Dec. 1979

- *Büttner, W.-E.:*
  Retests for a safety system in a German nuclear power plant
  Proceedings of the CSNI Meeting at the Group of Experts on Human Error Data and Assessment, Paris, Sept. 1979

- *Büttner, W.-E., L. Felkel, R. Grumbach, H.-G. Herdtle und F. Øwre:*
  Data base preparation and operational features of the disturbance analysis system for the Grafenrheinfeld nuclear power plant
  Halden Project Report (HPR), 1979, 221.14

- *Butz, H.-P.:*
  Sicherheit von Kernkraftwerken
  Kern-Themen, Hrsg. Deutsches Atomforum e.V. (DAtF), Bonn, März 1979

- *Danzmann, H.-J.:*
  European Nuclear Conference 1979/VII. Foratom-Kongreß – Das Harrisburg-Panel
  Atomwirtschaft-Atomtechnik 24 (1979), Heft 8/9, S. 434/5

- *Danzmann, H.-J.:*
  Gefahren und Nutzen nicht im Gleichgewicht – Situation der Kernenergie in den Industrienationen uneinheitlich
  VDI-Nachrichten 33 (1979) Nr. 5, S. 6

- *Danzmann, H.-J.:*
  Kernenergie-Image in der Öffentlichkeit – Bewirkt das Anwachsen der Informationsflut eine weitere Verunsicherung der Bevölkerung?
  VDI-Nachrichten 33 (1979) Nr. 5, S. 22

- *Danzmann, H.-J.:*
  Brennelementzwischenlager Ahaus – Erörterungstermine führten zu heftigen Kontroversen
  VDI-Nachrichten 33 (1979), Nr. 11, S. 5

- *Drittler, K., P. Gruner und J. Krivy:*
  Vergleiche von Meß- und Rechenergebnissen der Erdbebenuntersuchungen auf niederer Anregungsstufe
  Techn. Fachbericht PHDR 10-79, Hrsg. KfK-PHDR, April 1979

- *Ehrenberger, W.:*
  Manuelle Analyse von Programmen
  Bericht KfK-PDV 179 (1979), S. 100

- *Ehrenberger, W., und P. Puhr-Westerheide:*
  Analytical software verification
  Meeting of the Avionics Panel, Ankara, Turkey, 9-13 April 1979, AGARD-CPP-261. S. 35-1/25

- *Eisert, P.:*
  Seismic analysis of design
  Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course, KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 23

- *Erlenwein, P.:*
  Water systems
  Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course, KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 27

- *Farber, G.:*
  Small pipe breaks
  Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 56

- *Felkel, L., und F. Øwre:*
  Functional description of the disturbance analysis system for the Grafenrheinfeld nuclear power plant
  Halden Project Report (HPR), 1979, 221.14

- *Fischer, K., P. Jax, B. Raible, G. Stipsits und D. Wach:*
  Leak detection and location by means of acoustic methods
  Transactions of the European Nuclear Conference '79, Hamburg, Mai 1979, Vol. 31, TANSAO 31 1-666, S 123 ff.

- *Franzen, L.F., H.H. Hennies und H. Weidinger:*
  Sicherheit von Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland
  Kerntechnische Gesellschaft, Aktuelles Thema 2/79, Bonn, 1979

- *Franzen, L.F.:*
  Laws and regulations
  Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 10/1

- *Frisch, W.:*
  Transients
  Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 53

- *Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH:*
  Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke. Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachten Risiko. Hauptband. Hrsg. Der Bundesminister für Forschung und Technologie (Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1979) ISBN 3-921059-67-4

- *Glahn, M.:*
  SMIRT – 5. Internationaler Kongreß über Fragen der Reaktorsicherheit
  TÜ 20 (1979) Nr. 10, S. 386/8

- *Glahn, M., und H. Schulz:*
  Requirements on the mechanical design of reactor systems operating at elevated temperature
  Proceedings of the 5. SMIRT-Conference, Berlin, August 1979

- *Goßner, S.:*
  Reactor protection and shut-down systems
  Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 28

- *Graf, U., and W. Werner:*
  Application of the ASWR-Method to 3d two-phase flow problems
  Proceedings of the Topical Meeting on Computational Methods in Nuclear Engineering, Williamsburg, Virginia, USA, 23.-25.4.1979, S. 10-27/10-35

- *Graf, U., P. Romstedt and W. Werner:*
  A weighted residual approach to two-phase flow problems in nuclear systems
  Proceeding of the 2nd International Conference on Boiler Dynamics and Control in Nuclear Power Stations, BNES, Bournemouth, UK, 23.-25.10.1979, S. 187/95

- *Gutschmidt, W.-D.:*
  Aspekte der Standortwahl für Kernkraftwerke
  Kernthemen, Hrsg. DAtF, Bonn, Juni 1979

- *Handge, P., und G. Meurin:*
  Ermittlung potentieller Strahlenexpositionen über terrestrische Nahrungsketten durch Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen

Tagungsbericht „Radioaktivität und Umwelt", Fachverband für Strahlenschutz e.V., 12. Jahrestagung Norderney, 2.-6. Oktober 1978, Bd. II (1979), S. 730/51

- *Herrmann, H.J., und D.W. Wildberg:* Erfüllung von Schutzbestimmungen durch Modelle kerntechnischer Anlagen TÜ 20 (1979) Nr. 2, S. 49/55

- *Heuser, F.:* Safety strategy Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 4

- *Heuser, F.:* Deterministic and probabilistic approach to safety analysis Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course, KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 5

- *Hicken, E. F.:* Zusammenfassung der Ergebnisse Tagungsbericht des 2. GRS-Fachgesprächs „Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken", Köln, 19.–20. 10. 1978, GRS-13 (Januar 1978), S. 59 und Technische Mitteilungen 72 (1979) Heft 1, S. 59

- *Höld, A.:* Heat transfer from the primary to the secondary coolant circuit of a PWR nuclear power plant by means of a natural circulation U-tube steam generator (nonlinear transient model and digital code UTSG) Published in „Numerical Methods in Thermal Problems" by R.W. Lewis and K. Morgan, Swansea, UK (1979)

- *Hoffmeister, N.:* Störfall im Kernkraftwerk Brunsbüttel, Juni 1978;atw 24 (1979) Nr. 5

- *Jahns, A.:* Basic requirements for safe design, construction and operation Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 6

- *Jahns, A.:* Guidelines Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 8/9

- *Jonczyk, J.:* Seismic analysis of design Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 24/5

- *Kafka, P., und G. I. Schuëller:* Probabilistische Zuverlässigkeitsbeurteilung von Sicherheitsbehältern am Beispiel des Druckwasserreaktors Tagungsbericht des 2. GRS-Fachgesprächs „Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken", Köln, 19.–20. 10. 1978, GRS-13 (Januar 1979), S. 39/51 und Technische Mitteilungen 72 (1979), Heft 1, S. 39/51

- *Kirmse, R.:* Investigations of pulsating turbulent pipe flow Transactions of the ASME, Journal of Fluids Engineering, December 1979, Vol. 101, S. 436/42

- *Knüfer, H.:* Operational errors Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course, KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 50

- *Köberlein, K.:* Gilt der Rasmussen-Bericht nicht mehr? K+U, Beilage zu atw 24 (1979) Nr. 3

- *Kofahl, A.:* Auxiliary systems Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course, KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 26

- *Kofahl, A.:* Ventilation systems Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course, KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 37/9

- *Langenbuch, S.:* Reactivity accidents Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course, KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 52

- *Leven, D., und H. Schier:* Ziele und Methoden der Sicherheitskontrolle spaltbaren Materials, atw 24 (1979) Nr. 1, S. 25

- *Liemersdorf, H., und P. Salewski:* Fire protection Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course, KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 40

- *Lindauer, E.:* Erste Fragen nach Harrisburg K+U, Beilage zu atw 24 (1979) Nr. 5

- *Nagel, G.:* Effect and possibilities of irradiation results error correction (Demonstrated on the results of the IAEA-coordinated program) ASTM Special Technical Publication on Effects of Radiation on Structural Materials, ASTM STP 683, Dezember 1979, S. 295/308

- *Pfeiffer, A., und F. Sage:*
  Response of reinforced concrete targets to impacting soft missiles; An FRGMRT-UKAEA Co-operation in tests for validate computer codes and scaling laws
  North-Holland Publishing Company for the CEC, Vol. J 8/4, S. 1/8

- *Riegel, B., und J.C. Rousseau:*
  Straight pipe blowdown tests and code verification
  American Nuclear Society Transactions, TANSAO 31 1-666 (1979), S. 389

- *Risse, D.:*
  Bestätigen die Experimente die thermodynamischen Belastungen von Volldruck-Sicherheitsbehältern? Tagungsbericht des 2. GRS-Fachgespräches „Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken", Köln 19. – 20. 10. 1978, GRS-13 (Januar 1979), S. 17/24 und Technische Mitteilungen 72 (1979), Heft 1, S. 17/24

- *Risse, D.:*
  Stand der Containment-Blowdown-Untersuchungen
  A: Ergebnisse der ersten Dampf-Blowdown-Versuche NW 450
  3. Statusbericht des PHDR-Sicherheitsprogramms des KfK, 4. 12. 1979 (PHDR-Arbeitsbericht 05.2/76)

- *Rohde, J.:*
  Dynamic loads on the primary system
  Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 19/20

- *Saedtler, E.:*
  A new method for on-line surveillance of nuclear power reactors based on decision theory
  Nuclear Engineering and Design 51 (1979), S. 273/83

- *Schally, P.:*
  Loss-of-Coolant Accident; 9. Simulation of phenomena in a pressure suppression system with the code DRASYS; ANS Transactions – ENC '79 Conference Hamburg, Germany, May 1979, Vol. 31, S. 397/8

- *Schulz, H.:*
  Konstruktive und festigkeitsmäßige Auslegung von Sicherheitsbehältern Tagungsbericht des 2. GRS-Fachgesprächs „Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken", Köln, 19. – 20. 10. 1978, GRS-13 (Januar 1979), S. 31/8 und Technische Mitteilungen 72 (1979), Heft 1, S. 31/8

- *Schulz, H.:*
  Risse, Brüche, Pannen
  Interview für die Zeitschrift „Wirtschaftswoche" Nr. 20, 14. 5. 1979

- *Schulz, H.:*
  Overall primary system design
  Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 21

- *Schulz, H.:*
  Design of large components
  Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 22

- *Schulz, H.:*
  Containment design
  Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course, KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 29

- *Schwarzer, W.:*
  Codes and standards
  Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course, KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 7

- *Ullrich, R.H.:*
  Loss of Coolant Accident „LOCA" large pipe break
  Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course, KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 54/5

- *Ullrich, W.:*
  Postulated accidents
  Safety Analysis Review, Abstracts, IAEA-Interregional Training Course, KfK Karlsruhe, 19. November bis 20. Dezember 1979, S. 51

- *Wach, D.:*
  Real-Time-Analyse in Kernkraftwerken
  Real-Time-Analyse, Industrielle Signal- und Systemanalyse im Zeit- und Frequenzbereich, Bd. 35, Kontakt und Studium, Kap. 9, Lexika-Verlag, Grafenau, 1979, S. 211 ff.

- *Wahba, A.B.:*
  Computational results of the blind standard problem ERSEC reflooding test calculated with the code REFLUX/GRS
  CSNI Report No. 55, June 1979

- *Weidlich, H.:*
  Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken
  GRS-Fachgespräch im Oktober 1978 in Köln
  Schweißen und Schneiden 31 (1979), Heft 2, S. 83/4

- *Werner, W.:*
  Higher order methods in fluid-dynamics
  Proceedings of the Topical Meeting on Computational methods in Nuclear Engineering, Williamsburg, Virginia, USA, 23. – 25. 4. 1979, S. I-1/I-14

- *Winkler, W.:*
  Comparison report on OECD-CSNI containment standard problem no. 1

„Steamline rupture within a chain of compartments"
CSNI Report No. 41 (draft), Sept. 1979

8.5 Vorträge

GRS-Mitarbeiter haben nicht nur an verschiedenen Tagungen teilgenommen, sondern sind dort häufig mit eigenen Vorträgen hervorgetreten. Im allgemeinen behandelten sie Themen, die unmittelbar aus der eigenen Arbeit hervorgingen oder innerhalb der GRS erarbeitet wurden. Im Berichtszeitraum wurden folgende Vorträge anläßlich der jeweils zitierten Veranstaltungen gehalten:

- *Antoni, R.:*
  Reaktortechnik – Reaktorsicherheit
  Kolpingfamilie Bergisch Gladbach, Bergisch Gladbach, 1. 10. 1979

- *Aurin, G., und W.-E. Büttner:*
  Aufstellung und Verifikation der Ereignisablauf-Diagramme für das Störungsanalyserechner-Projekt
  Demonstration des Entwicklungsstandes des Störungsanalyserechner-Systems (STAR), Institutt for Atomenergi, Halden, Norwegen, Mai 1979

- *Badur, A., R. Buescher, P.H. David, A. Müller, K. Schwarzer und J. Wolters:*
  Environmental consequences of hypothetical HTR depressurization accidents
  ENC '79 Conference of the European Nuclear Society, Hamburg, 6. – 11. 5. 1979

- *Baltes, B., Y. S. Hoang, T. Malmberg und W. Salz:*
  The simulation of small scale explosion tests with the German fluid-structure interaction code ARES
  SMIRT 5-Conference, Berlin, 13.-17.8.1979

- *Bauernfeind, V., und R. Sunder:*
  Korrelationsanalysen zur Ermittlung des Schwingungsverhaltens von DWR-Primärkreiskomponenten
  KTG-Fachtagung „Experimentiertechnik auf dem Gebiet der Thermo- und Fluiddynamik, Teil 3: Schwingungs- und Geräuschmeßtechnik", Garching, 6. – 8. 3. 1979

- *Beraha, D.:*
  Reactor instrumentation and control
  IAEA-Interregional Training Course on Safety Analysis Review, Karlsruhe, 30. 11. 1979

- *Biesold, H., P. Handge und G. Meurin:*
  Strahlenexpositionen über terrestrische Nahrungsketten durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen
  Fachtagung Radioökologie, Bonn, 2. – 3. 10. 1979

- *Birkhofer, A.:*
  Risikoanalysen unter besonderer Berücksichtigung der Kerntechnik – Rechtliche und technische Aspekte bei Risikobeurteilungen
  Baden-Baden, 11. – 14. 7. 1979

- *Birkhofer, A.:*
  Zur Sicherheit von Kernkraftwerken
  43. Physikertagung, Ulm, 25. – 29. 9. 1979

- *Birkhofer, A.:*
  Die Sicherheit von Kernkraftwerken
  Energiekonferenz, Stuttgart, 5. 12. 1979

- *Bogorinski, P., und R. Meissner:*
  Sensitivity of PWR pressure transients to plant parameters and component failures
  The European Nuclear Conference ENC '79, Hamburg, 6. – 11. 5. 1979

- *Bologna, S., und. W. Ehrenberger:*
  Safety program validation by means of control checking
  IFAC Workshop SAFECOMP 79, Stuttgart, 16. – 18. 5. 1979

- *Büttner, W. E., L. Felkel, R. Grumbach, F. Øwre und B. Thomassen:*
  Functions and design characteristics of the STAR disturbance analysis system
  IAEA/NPPCI Specialists' meeting on procedures and systems for assisting an operator during normal and anomalous nuclear power plant operation situations, München, 5. – 7. 12. 1979

- *Butz, H.-P.:*
  1. Wie werden Kernkraftwerke genehmigt und beaufsichtigt?
  2. Wie sicher ist das Kernkraftwerk? Reaktorsicherheit: Anforderungen und Gewährleistung

  Seminar des Kolping-Bildungswerks über „Kernenergie und ihre Alternativen", Herbstein, 19. – 23. 3. 1979

- *Butz, H.-P.:*
  Sicherstellung der Energieversorgung und des Umweltschutzes
  Jungwählerveranstaltung der Stadt Ratingen, Stadthalle Ratingen, 21. 9. 1979

- *Butz, H.-P.:*
  Sicherheit der friedlichen Nutzung der Kernenergie
  Streitgespräch mit Prof. Huster, Münster, 16. 10. 1979

- *Butz, H.-P.:*
  Bauen, Energie und Umwelt
  Fachveranstaltung mit Podiumsdiskussion bei der Eröffnung des Leitkongresses „Bauen und Umwelt" anläßlich der „4 x bau frankfurt", Frankfurt, 13. 11. 1979

- *Butz, H.-P.:*
  Kernkraft: Bedeutung, Risiken, Alternativen – Umweltauswirkungen im Vergleich mit anderen Energieträgern
  Seminar für Redakteure der Schülerpresse über „Energiepolitik-heute und morgen" des Kultusministeriums Rheinland-Pfalz, Bad Marienberg, 23. 11. 1979

- *Danzmann, H.-J.:*
  Energieprogramm der Bundesregierung – Sicherheitsprobleme der Energieversorgung
  Seminar „Bürgerinitiativen – Energiepolitik – polizeiliche Bewältigung von Problemlagen" des Informations- und Bildungszentrums Schloß Gimborn e.V., Marienheide-Gimborn, 15. – 19. 1. 1979

- *Danzmann, H.-J.:*
  Energieprogramm der Bundesregierung – Sicherheitsprobleme der Energieversorgung
  Seminar „Bürgerinitiativen – Energiepolitik – polizeiliche Bewältigung von Problemlagen" des Informations- und Bildungszentrums Schloß Gimborn e.V., Marienheide-Gimborn, 12. – 16. 2. 1979

- *Danzmann, H.-J.:*
  Energieprogramm der Bundesregierung – Sicherheitsprobleme der Energieversorgung
  Seminar „Bürgerinitiativen – Energiepolitik – polizeiliche Bewältigung von Problemlagen" des Informations- und Bildungszentrums Schloß Gimborn, e.V., Marienheide-Gimborn, 19. – 23. 3. 1979

- *Danzmann, H.-J.:*
  Wie notwendig und wie gefährlich ist der schnelle Brüter?
  Seminar „Energie, Umwelt und qualitatives Wachstum – Wie wollen wir künftig leben?" der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 14. – 18. 5. 1979

- *Danzmann, H.-J.:*
  Entsorgung – Strahlenschutz – Reaktorsicherheit
  Seminar „Energie, Umwelt und qualitatives Wachstum – Wie wollen wir künftig leben?" der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 14. – 18. 5. 1979

- *Danzmann, H.-J.:*
  Entsorgung – Strahlenschutz – Reaktorsicherheit
  Seminar „Energie, Umwelt und qualitatives Wachstum – Wie wollen wir künftig leben?" der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 15. – 17. 6. 1979

- *Danzmann, H.-J.:*
  Talkshow mit Sachbuchautoren „Nach uns die Sintflut?", NDR, Hamburg, 22. 6. 1979

- *Danzmann, H.-J.:*
  Kernenergie und ihre Alternativen
  Öffentliche Veranstaltung des Arbeitskreises Umwelt Mesum, Rheine-Mesum, 29. 6. 1979

- *Danzmann, H.-J.:*
  Zur Bedeutung der Kernenergie
  Europa-Haus Marienberg „Die Europäische Gemeinschaft und die Energiefrage", Bad Marienberg, 9. – 13. 7. 1979

- *Danzmann, H.-J.:*
  Wie sicher sind Energieanlagen?
  Verein Deutscher Ingenieure, Energiemonat Oktober 1979, Göttingen, 23. 10. 1979

- *Danzmann, H.-J.:*
  Wie sicher sind Energieanlagen?
  Verein Deutscher Ingenieure, Energiemonat Oktober 1979, Celle, 24. 10. 1979

- *Danzmann, H.-J.:*
  Wie funktionieren Kernkraftwerke und wie sicher sind sie?
  Entsorgung – Welche Möglichkeiten gibt es?
  Seminar „Energie, Umwelt und qualitatives Wachstum – Wie wollen wir künftig leben?" der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 22. – 26. 10. 1979

- *Danzmann, H.-J.:*
  Risiko der Kernenergie
  Volkshochschule Witten-Wetter-Herdecke, 23. Wittener Hochschulwoche: „Energie, das Problem unserer Zeit – Voraussetzungen, Möglichkeiten, Risiken", Witten, 19. – 23. 11. 1979

- *Danzmann, H.-J.:*
  Wie riskant ist die Kernenergie? – Sicherheit und Strahlenschutz
  Kreisjugendring Osterode am Harz, Köln (GRS), 28. 11. 1979

- *Danzmann, H.-J.:*
  Volkswirtschaftlicher Nutzen der Kernenergie – Sicherung der Arbeitsplätze
  Volkshochschulkurs „Kernenergie" der Volkshochschule Leverkusen, Leverkusen, 7. 12. 1979

- *Danzmann, H.-J.:*
  Energiepolitik – Technische und soziale Probleme der Energieversorgung
  Seminar „Bürgerinitiativen – Energiepolitik – polizeiliche Bewältigung von Problemlagen" des Informations- und Bildungszentrums Schloß Gimborn e.V., Marienheide-Gimborn, 17. – 21. 12. 1979

- *Dobschütz, P. v.:*
  Politische und technische Probleme bei der Errichtung und dem Betrieb von Kernenergieanlagen
  Seminar „Kernenergie – Bürgerinitiativen – polizeiliche Bewältigung von Problemlagen" des Informations- und Bildungszentrums Schloß Gimborn e.V., Marienheide-Gimborn, 18. – 23. 6. 1979

- *Eggert, H.:*
  Wie sicher sind Energieanlagen?
  Verein Deutscher Ingenieure, Energiemonat Oktober 1979, Alfeld, 23. 10. 1979

- *Eggert, H.:*
  Wie sicher sind Energieanlagen?
  Verein Deutscher Ingenieure, Energiemonat Oktober 1979, Düsseldorf-Benrath, 31. 10. 1979

- *Ehrenberger, W.:*
  Theoretische Methoden zum Gewinnen von Zuverlässigkeitsnachweisen von Prozeßrechnern
  Prozeßrechner Aussprachtag '79, Dortmund, 27. – 28. 3. 1979

- *Ehrenberger, W. und P. Puhr-Westerheide:*
  Analytical software verification
  AGARD Avionics Panel, Ankara, Türkei, 9. – 13. 4. 1979

- *Ehrenberger, W.:*
  Software verification in on-line systems
  IAEA/NPPCI Specialists' meeting on procedures and systems for assisting an operator during normal and anomalous nuclear power plant operation situations, München, 5. – 7. 12. 1979

- *Eisert, P.:*
  Seismic analysis of design
  IAEA-Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 28. 11. 1979

- *Erlenwein, P.:*
  Water systems
  IAEA-Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 29. 11. 1979

- *Farber, G.:*
  Small breaks in the primary loop of a PWR
  IAEA-Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 12. 12. 1979

- *Fautz, Grillenberger und Rappenberg:*
  Ergebnis der Blowdown-Versuche mit dem Speisewasserrückschlagventil SRV 350 (Fluiddynamik und Ventilverhalten) 3. Statusbericht des Projekts HDR-Sicherheitsprogramm des KfK, Karlsruhe, 4. 12. 1979

- *Felkel, L., R. Grumbach, F. Øwre, J.-K. Treugereid und A. Zapp:*
  Analytical methods and performance evaluation of the STAR application in the Grafenrheinfeld nuclear power plant
  IAEA/NPPCI Specialists' meeting on procedures and systems for assisting an operator during normal and anomalous nuclear power plant operation situations, München, 5. – 7. 12. 1979

- *Felkel, L., und A. Zapp:*
  Theoretical aspects of disturbance analysis
  IAEA/NPPCI Specialists' meeting on procedures and systems for assisting an operator during normal and anomalous nuclear power plant operation situations, München, 5. – 7. 12. 1979

- *Firnhaber, M., G. Lerchl und R. Ullrich:*
  Ergebnisse und Auswertung der nichtnuklearen Versuchsserie (LOFT-Bericht)
  GRS-Fachgespräch „Analyse von Kühlmittelverluststörfällen heute – Die LOFT-Versuche und ihre Konsequenzen –", München, 29. bis 30. 11. 1979

- *Fischer, K., P. Jax, B. Raible, G. Stipsits und D. Wach:*
  Leak detection and location by means of acoustic methods
  The European Nuclear Conference ENC '79, Hamburg, 6. – 11. 5. 1979

- *Franzen, L.F.:*
  Welche Probleme stellen sich den unabhängigen Gutachtern bei der Stellungnahme zu Falschinformationen?
  Pressekonferenz: Wie entstehen Falschinformationen über die Kernenergie – Neueste Fallstudien –, veranstaltet von der Schweizerischen Vereinigung für Atomenergie, Bern, 10. 1. 1979

- *Franzen, L.F.:*
  Radioaktive Ableitungen – das Beispiel des Kernkraftwerks Lingen
  Bürgerversammlung „Kernkraftwerk Lingen – angebliche Leukämieerkrankungen", Lingen, 19. 2. 1979

- *Franzen, L.F.:*
  Aspects to be considered in preparing for a nuclear program – The technical and organizational aspects
  Hellenic Nuclear Society, Panhellenic Scientific Meeting on the Peaceful Uses of Nuclear Energy, Athens, National Hellenic Research Foundation, 22. 3. 1979

- *Franzen, L.F.:*
  Nutzen und Risiko von Kernkraftwerken
  Allgemeine Vorlesung der Universität Bonn, Institut für Strahlenbiologie, Bonn, 25. 4. 1979

- *Franzen, L.F.:*
  Consistency in licensing criteria, codes and standards to be applied
  European Nuclear Society/American Nuclear Society, European Nuclear Conference ENC '79, Hamburg, 10. 5. 1979

- *Franzen, L.F., J.R. Horan und O. Ilari:*
  Occupational exposure trends in the nuclear industry in NEA/IAEA member countries
  IAEA Symposium on Occupational Radiation Exposure in Nuclear Fuel Cycle Facilities, Los Angeles, Calif./USA, 18. – 22. 6. 1979

- *Franzen, L.F.:*
  Fragen der Reaktorsicherheit
  Allgemeine Vorlesung der Universität Bonn, Institut für Strahlen- und Biophysik, Bonn, 29. 6. 1979

- *Franzen, L.F.:*
  Principles and standards of nuclear safety and their implementation
  IAEA Interregional Seminar on Nuclear Law and Safety Regulations for Developing Countries in Africa and the Middle East, Istanbul, Türkei, 10. 9. 1979

- *Franzen, L.F.:*
  The role and participation of a technical advisory organization in safety assessments and review for regulatory purposes
  IAEA Interregional Seminar on Nuclear Law and Safety Regulations for Developing Countries in Africa and the Middle East, Istanbul, Türkei, 11. 9. 1979

- *Franzen, L.F.:*
  Probleme der Sicherheit im Reaktorbau; hier: Unfälle und deren Auswirkungen
  Öffentliches Anhörverfahren des Landtages Rheinland-Pfalz, Ausschüsse für Umwelt sowie für Wirtschaft und Verkehr, Mainz, 2. 10. 1979

- *Franzen, L.F.:*
  Wie sicher sind Kernkraftwerke?
  Fachschau „Elektrotechnik '79", Westfallenhalle Dortmund, 25. 10. 1979

- *Franzen, L.F.:*
  Reaktorsicherheit und Strahlenschutz
  Landkreis Grafschaft Bentheim, Informationsveranstaltung zum geplanten Kernkraftwerk Emsland, Nordhorn, 7. 11. 1979

- *Franzen, L.F.:*
  Reaktorsicherheit und Strahlenschutz
  Landkreis Emsland, Informationsveranstaltung zum geplanten Kernkraftwerk Emsland, Meppen, 14. 11. 1979

- *Franzen, L.F.:*
  Safety requirements: Laws and regulations
  IAEA Course „Safety Analysis Review", Kernforschungszentrum Karlsruhe, Schule für Kerntechnik, 23. 11. 1979

- *Franzen, L.F.:*
  Energie und Umwelt
  Ministerium für Wirtschaft, Mittelstand und Verkehr, Energiekonferenz, Stuttgart, 5. 12. 1979

- *Franzen, L.F., und O. Ilari:*
  Occupational exposure trends in nuclear power plants with LWRs in NEA member countries
  Societé Française de Radioprotection, International Symposium on the Provisions Taken at Design and during Operation to Reduce Occupational Exposures at LWRs, Paris, Frankreich, 12. – 14. 12. 1979

- *Frisch, W., und R. Meißner:*
  The PWR plant model ALMOD
  Meeting on response surface matrix methods, Ispra, Italien, 4. 7. 1979

- *Frisch, W.:*
  Transient analysis in nuclear power plants
  Pronuclear Seminar on Transient Analysis, Rio de Janeiro, Brasilien, 21. – 27. 8. 1979

- *Frisch, W.:*
  Der Störfall im Kernkraftwerk Three Mile Island 2
  Seminar des Instituts für Elektrische Anlagen und Energiewirtschaft der RWTH Aachen, Aachen, 26. 9. 1979

- *Frisch, W.:*
  Der Störfall im Kernkraftwerk Three Mile Island 2
  Seminar über neuere Arbeiten auf dem Gebiet der Reaktortechnik, Aachen, 25. 10. 1979

- *Frisch, W., und K. Hoffmann:*
  Analyse kleiner Lecks
  GRS-Fachgespräch „Analyse von Kühlmittelverluststörfällen heute – Die LOFT-Versuche und ihre Konsequenzen –", München, 29. – 30. 11. 1979

- *Frisch, W.:*
  Transients
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 10. 12. 1979

- *Goßner, S.:*
  Reactor protection and shut down systems
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 29. 11. 1979

- *Graf, U., P. Romstedt and W. Werner:*
  A weighted residual approach to two-phase-flow problems in nuclear systems
  2nd International Conference on Boiler Dynamics and Control in Nuclear Power Stations, BNES, Bournemouth, UK, 23. – 25. 10. 1979

- *Grillenberger, T.:*
  Experimentelle und analytische Ergebnisse des HDR-Armaturen-Versuchsprogramms
  Kerntechnisches Seminar TU München, Garching, 22. 2. 1979

- *Grillenberger, T., J. Schillitz und H. R. Seel:*
  Results of HDR-valve-experiments and of calculations with the DAPSY-code
  European Nuclear Conference ENC '79, Hamburg, 6. – 11. 5. 1979

- *Grillenberger, T., und K.-H. Scholl:*
  Experimental and analytical results of HDR blowdown tests concerning dynamics valve behaviour
  5th SMIRT Conference, Berlin, 13. – 17. 8. 1979

- *Grillenberger, T., und K.-H. Scholl:*
  Objective, experimental results and analytical interpretation of various valve tests performed at the HDR facility
  7th Water Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, Maryland, USA, 5. – 9. 11. 1979

- *Grillenberger, T., und J. Schillitz:*
  Ergebnis der Blowdown-Versuche mit dem Speisewasserrückschlagventil SRV 200 (Fluiddynamik und Ventilverhalten)
  3. Statusbericht des Projekts HDR-Sicherheitsprogramm des KfK, Karlsruhe, 4. 12. 1979

- *Güldner, W., K. Plögert und H. Schüller:*
  Anwendungsmöglichkeiten für das Standardprogramm zur Simulation von Hardwarefehlern in frei programmierbaren Schaltwerken
  Statusseminar Betriebsleittechnik der Deutschen Eisenbahn Consulting GmbH, Bad Kreuznach, 2. – 3. 10. 1979

- *Gutschmidt, W.-D.:*
  Atomenergie
  Öffentliche Veranstaltung der Jungsozialisten in der SPD, Bad Münstereifel, 28. 4. 1979

- *Gutschmidt, W.-D.:*
  Atomkraft, notwendig oder tödlich?
  Podiumsdiskussion der Jungsozialisten in der SPD, Bad Münstereifel, 28. 4. 1979

- *Gutschmidt, W.-D.:*
  Entsorgung – Strahlenschutz – Reaktorsicherheit
  Seminar „Energie, Umwelt und qualitatives Wachstum – Wie wollen wir künftig leben?" der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 23. – 27. 5. 1979

- *Gutschmidt, W.-D.:*
  Die technischen Fakten und Perspektiven über die friedliche Nutzung der Kernenergie
  Informationstagung der Europäischen Staatsbürger Akademie, Winterberg, 12. 10. 1979

- *Gutschmidt, W.-D.:*
  Wie sicher sind Energieanlagen?
  VDI-GET (Gesellschaft für Energietechnik), Neuss, 15. 10. 1979

- *Gutschmidt, W.-D.:*
  Wie sicher sind Energieanlagen?
  VDI-GET (Gesellschaft für Energietechnik), Monheim, 30. 10. 1979

- *Gutschmidt, W.-D.:*
  Sicherheit beim Betrieb von Kernkraftwerken
  Seminar „Ist ein Leben ohne Kernenergie möglich?", Bund für Lebensschutz, Berlin, 1. – 2. 12. 1979

- *Hellings, G., und T. Kanzleiter:*
  Comprehensive report on results of the Battelle Frankfurt containment experiments and analytical verification
  7th Water Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, Maryland, USA, 5. – 9. 11. 1979

- *Heuser, F.-W.:*
  Safety strategy
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 20. 11. 1979

- *Heuser, F.-W.:*
  Deterministic and probabilistic approach to safety analysis
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 20. 11. 1979

- *Hicken, E.F.:*
  Codeentwicklung und Codeverifikation für hypothetische Störfälle von LWR
  Institut für Kernenergetik und Energiesysteme (IKE) der Universität Stuttgart, Stuttgart-Vaihingen, 9. 2. 1979

- *Hicken, E.F., R. Kirmse und H. Watzinger:*
  ECCS with combined and hot leg injection
  Condensation Workshop, Washington D.C., USA, 24. – 25. 5. 1979

- *Hicken, E.F., und A.B. Wahba:*
  Application of LOFT results in the Federal Republic of Germany
  7th Water Reactor Safety Research Information Meeting, LOFT Session,

Gaithersburg, Maryland, USA, 7. 11. 1979

- *Hicken, E.F., und K. Wolfert:*
  Bewertung der bisherigen Analysetechnik für Kühlmittelverluststörfälle
  GRS-Fachgespräch „Analyse von Kühlmittelverluststörfällen heute – Die LOFT-Versuche und ihre Konsequenzen –", München, 29. – 30. 11. 1979

- *Höld, A.:*
  Heat transfer from the primary to the secondary coolant circuit of a PWR nuclear power plant by means of a natural circulation U-tube steam generator (nonlinear transient model and digital code UTSG)
  International Conference on Numeral Methods in Thermal Problems, University Coll., Swansea (UK), Dept. of Civil Engineering, 2. – 6. 7. 1979

- *Hoffmeister, N.:*
  Störfallablauf und Auswirkungen in TMI 2
  Sozialministerium des Landes Schleswig-Holstein, Abteilung Reaktorsicherheit, Kiel, 21. 6. 1979

- *Hoffmeister, N.:*
  Störfallablauf und Auswirkungen in TMI 2
  Sozialministerium des Landes Rheinland-Pfalz, Abteilung Reaktorsicherheit, Mainz, 2. 8. 1979

- *Hoffmeister, N.:*
  Unfälle und deren Auswirkung
  Anhörung im Landtag von Rheinland-Pfalz, Mainz, 2. 10. 1979

- *Holm, D.:*
  Sicherheit kerntechnischer Anlagen
  Wissenschaftliches Institut für Schulpraxis, Seminar „Fragen der friedlichen Nutzung der Kernenergie", Bremen, 6. – 8. 12. 1979

- *Hoppé, P., F. Mitzel und J. Olma:*
  Schwingungsmessungen an KNK-II
  KTG-Fachtagung „Experimentiertechnik auf dem Gebiet der Thermo- und Fluiddynamik, Teil 3: Schwingungs- und Geräuschmeßtechnik", Garching, 6. – 8. 3. 1979

- *Hrubisko, M., B. Riegel und H. R. Seel:*
  Results of HDR valve experiments and of interpretation
  Meeting of the European Two Phase Flow Group, Ispra, Italien, 5. – 8. 6. 1979

- *Jahn, H.:*
  Zeitproblem Energievorsorge – Wie sicher sind Energieanlagen?
  Verein Deutscher Ingenieure, Energiemonat Oktober 1979, Friedrichshafen, 10. 10. 1979

- *Jahn, H.:*
  Zeitproblem Energievorsorge – Wie sicher sind Energieanlagen?
  Verein Deutscher Ingenieure, Energiemonat Oktober 1979, Ravensburg, 11. 10. 1979

- *Jahns, A.:*
  Basic requirements for safe design, construction and operation
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 22. 11. 1979

- *Jahns, A.:*
  Guidelines
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 22. 11. 1979

- *Jonczyk, J.:*
  Seismic analysis of design – Seismic response analysis of mechanical equipment in nuclear power plant –
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 28. 12. 1979

- *Jungclaus, D.:*
  Energiepolitik – Technische und soziale Probleme der Energieversorgung
  Informations- und Bildungszentrum Schloß Gimborn e.V., Seminar „Bürgerinitiativen – Energiepolitik – polizeiliche Bewältigung von Problemlagen", Marienheide-Gimborn, 22. – 26. 10. 1979

- *Kaestle, H.J.:*
  Aircraft impact
  IAEA-Course on Siting of Nuclear Power Plants, Argonne National Laboratory, Argonne, Illinois, USA, 10. 10. 1979

- *Kaestle, H.J.:*
  Siting practices in the Federal-Republic of Germany
  IAEA-Course on Siting of Nuclear Power Plants, Argonne National Laboratory, Argonne, Illinois, USA, 10. 10. 1979

- *Kafka, P., und G. Zipf:*
  Ausgewählte Mehtoden für Risiko- und Zuverlässigkeitsanalysen
  CNEN, Rio de Janeiro, Brasilien, 19. – 23. 11. 1979

- *Karwat, H., und W. Winkler:*
  Objectives and results of the German containment standard problem
  7th Water Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, Maryland, USA, 5. – 9. 11. 1979

- *Kellermann, O.:*
  Kernenergie und Umwelt
  Deutscher Verband Berufstätiger Frauen e.V., Bonn, 9. 1. 1979

- *Kellermann, O.:*
  Trends and summaries of extreme load design criteria in the Federal Republic of Germany
  Post-Conference Seminar on Structural Reliability of Mechanical Components and Subassemblies of

Nuclear Power Plants, Berlin, 20. – 21. 8. 1979

- *Kellermann, O.:*
  Neue Verfahren der zerstörungsfreien Werkstoffprüfung und deren Anwendungen insbesondere in der Kerntechnik
  Deutsche Gesellschaft für Zerstörungsfreie Prüfung e. V., Saarbrücken, 17. – 19. 9. 1979

- *Kellermann, O.:*
  Die Risiken der Kernenergie – eine realistische Betrachtung
  ISWA-Seminar 6/1979, Berlin, 4. – 7. 11. 1979

- *Kellermann, O.:*
  Relationship between research and regulatory review in the Federal Republic of Germany
  CSNI Specialist Meeting on Regulatory Review in the Licensing Process, Madrid, Spanien, 7. – 9. 11. 1979

- *Kellermann, O.:*
  Einwirkung von Kernkraftwerken auf ihre Umgebung
  CSU-Parteitag, Augsburg, 10. 11. 1979

- *Kirmse, R.:*
  Status of PKL-activities
  6th Meeting of the CSNI Working Group on ECC in Water Reactors, Idaho Falls, Idaho, USA, 1. – 3. 10. 1979

- *Knüfer, H.:*
  Operational errors
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 7. 12. 1979

- *Kofahl, A.:*
  Auxiliary stystems
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 29. 11. 1979

- *Kofahl, A.:*
  Ventilation systems
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 4. 12. 1979

- *Krivy, J., und W.M. Kuntze:*
  Comparison of response-spectra for aircraft impact calculated by a beam-model and a 3-D-shell-model
  5th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, 13. – 17.8.1979

- *Kußmaul, K., und G. Nagel:*
  Versprödung des Reaktordruckbehälters unter besonderer Berücksichtigung von Neutronenbestrahlung
  Seminar über neuere Arbeiten auf dem Gebiet der Reaktortechnik des Instituts für Elektrische Anlagen und Energiewirtschaft der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule Aachen, Aachen, 15.11.1979

- *Langenbuch, S.:*
  Die Entwicklung des 3D-Kernmodells QUABOX-HYCA
  Seminar der Abteilung Reaktorphysik, Universität Stuttgart, 3. 7. 1979

- *Langenbuch, S.:*
  Simulationssysteme für die Reaktorsicherheit
  Seminar über neue Rechnerarchitekturen und ihre Anwendungen, Siemens AG, München, 29. – 30. 10. 1979

- *Langenbuch, S.:*
  Reactivity accidents
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 10. 11. – 20. 12. 1979

- *Langhans, J.:*
  Experience in the safety assessment of the SNR-300-Containment
  5th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, 13. – 17.8.1979

- *Lerchl, G., und I. Vojtek:*
  DRUFANØ1 assessment results
  6th Meeting of Working Group on ECC in Water Reactors, Idaho Falls, Idaho, USA, 1. – 3. 10. 1979

- *Liemersdorf, H., und P. Salewski:*
  Fire protection
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 4. 12. 1979

- *Liesch, K. J., und K. Wolfert:*
  Status of LOCA/ECC Code Development by GRS
  6th Meeting of the CSNI Working Group on Emergency Core Cooling in Water Reactors, Idaho Falls, Idaho, USA, 1. – 3. 10. 1979

- *Liesch, K. J.:*
  Code verification activities by GRS with respect to the development and improvement on refill and reflood codes
  French-German Information Meeting on Codes, Grenoble, Frankreich, 11. – 12. 12. 1979

- *Lugenheim, V.:*
  1. Krenkraftwerke – Aufbau und Funktion
  2. Kernenergie – Risiko und Nutzen
  Kreis-Volkshochschule Düren, Merzenich, 23. 1. und 6. 2. 1979

- *Lugenheim, V.:*
  1. Wie sicher sind Kernkraftwerke?
  2. Entsorgung der Kernkraftwerke
  Seminar „Energie, Umwelt und qualitatives Wachstum – wie wollen wir künftig leben?" der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 8. 11. 1979

- *Müller, W.:*
  Strahlenschutzaspekte im Zusammenhang mit dem Störfall im Kernkraftwerk Three Mile Island 2
  7. Regionalkongreß der IRPA, 13. FS-Jahrestagung, Köln, 16. – 19. 10. 1979

- *Nagel, G.:*
  Sicherheitskonzept des RDB, Kennwertstreuung und aktuelle Forschung
  Reaktorphysik-Seminar des Instituts für Kernenergetik und Energiesysteme (IKE) der Universität Stuttgart, Stuttgart, 13. 2. 1979

- *Nagel, G.:*
  Perspektiven für die Weiterentwicklung von Bestrahlungsüberwachungsprogrammen
  Fachtagung „Sicherheit von Reaktorkomponenten gegen Strahlenschäden" des Fachausschusses Strahlenschutz in der Kerntechnik der KEST und der KTG, Hannover, 27. – 28. 3. 1979

- *Nagel, G.:*
  Die im 10 CFR 50, App. H II genannte Neutronenfluenzschwelle von $10^{17}\,cm^{-2}$ ($E > 1$ MeV) für Bestrahlungsüberwachungsprogramme und ihre Übernahme in die KTA-Regel 3203
  6. Sitzung des KTA-Arbeitskreises „Bestrahlungsüberwachungsprogramme", Hamburg, 6. 4. 1979

- *Nagel, G.:*
  Kommentar zur Darstellung des Dose-Rate-Effekts in „Correlation Methodology for Predicting In-Service Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessels" von G. R. Odette
  SMIRT 5-Post-Conference, Seminar „Assuring Structural Integrity of Steel Reactor Pressure Vessels, Berlin, 20. – 21. 8. 1979

- *Nagel, G.:*
  1. Surveillance irradiations and reactor pressure vessel safety
  2. Chairmans report on results and recommendations from session: „Determination of the material state"

  IAEA Technical Committee Meeting on Accuracies in Correlation Between Property Change and Exposure Data from Reactor Pressure Vessel Steel Irradiation, Jülich, 24. – 27. 9. 1979

- *Nagel, G.:*
  Reactor pressure vessel surveillance in view of present trends
  3rd ASTM-EURATOM Symposium on Reactor Dosimetry, Ispra, Italien, 1. – 5. 10. 1979

- *Pfeiffer, A., und F. Sage:*
  Response of reinforced concrete targets to impacting soft missiles – An FRGMRT-UKAEA co-operation in tests to validate computer codes and scaling laws
  5th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Berlin, 13. – 17. 8. 1979

- *Puhr-Westerheide, P.:*
  Graphs of data flow dependencies
  IFAC Workshop Safecomp '79, Safety of Computer Control Systems, Stuttgart, 16. – 18. 5. 1979

- *Puhr-Westerheide, P.:*
  Der PEARL-Analysator, ein Werkzeug zur Prüfung von PEARL-Programmen
  Seminar Betriebsleittechnik der Deutschen Eisenbahn-Consulting, Bad Kreuznach, 3. 10. 1979

- *Riegel, B., und J.C. Rousseau:*
  Straight pipe blowdown tests and code verification
  The European Nuclear Conference ENC '79, Hamburg, 6. – 11. 5. 1979

- *Riegel, B., und H.R. Seel:*
  Ergebnisse der Blowdownversuche mit Dampfisolierventil (DIVII) – Einfluß des Wasserfüllstandes auf die Fluid- und Ventildynamik
  3. Statusbericht des Projekts HDR-Sicherheitsprogramm des Kernforschungszentrums Karlsruhe, Karlsruhe, 4. 12. 1979

- *Risse, D.:*
  Bauwerksbelastungen aus Lekkagen innerhalb der Sicherheitshülle
  Sitzung RSK-UA Bautechnik, BMI, Bonn, 20. 2. 1979

- *Risse, D.:*
  Containmentbelastungen bei Kühlmittelverlustunfällen – Theorie und Experiment –
  Seminar „Dampf- und Gasturbinen I", Universität Karlsruhe, 26. 10. 1979

- *Risse, D.:*
  Ergebnisse der ersten Blowdownversuche im HDR-Sicherheitsbehälter
  3. Statusbericht des PHDR-Sicherheitsprogrammes des KfK, Karlsruhe, 4. 12. 1979

- *Rohde, J.:*
  Dynamic loads on the primary system
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 19.11. – 20. 12. 1979

- *Saedtler, E.:*
  Hypothesis testing and system indentification methods in large-scale systems with hierarchical structures applied for on-line vibration monitoring of nuclear power reactors
  5th IFAC Symposium on Identification and System Parameter Estimation, Darmstadt, 24. – 28. 9. 1979

- *Salewski, P.:*
  Fire protection in nuclear power plants
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 4. 12. 1979

- *Santucci, C., und H. Schüller:*
  The combined role of redundancy and test programs in improving fault tolerance and failure detection
  IFAC Workshop Safecomp '79, Safety of Computer Control Systems, Stuttgart, 16. – 18. 5. 1979

- *Schally, P.:*
  Simulation of phenomena in a pressure suppression system with the code DRASYS
  European Nuclear Conference ENC '79, Hamburg, 6. – 11. 5. 1979

- *Schüller, H.:*
  How to evaluate influence parameters in order to calculate hardware reliability figures of computer systems
  IAEA International Working Group on Nuclear Power Plants, Control and Instrumentation, Specialists' Meeting on Experience from Quality Assurance and Control of Nuclear Power Plant Control and Instrumentation Systems, Wien, Österreich, 25. – 28. 9. 1979

- *Schulz, H.:*
  Overall primary system design
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 28. 11. 1979

- *Schulz, H.:*
  Design of large components
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe 28. 11. 1979

- *Schulz, H.:*
  Containment design
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 19. 11. – 20. 12. 1979

- *Schwarzer, W.:*
  Codes and standards
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 22.11.1979

- *Seebeck, U.:*
  Wie gefährlich sind Kernkraftwerke?
  Seminar „Energie, Umwelt und qualitatives Wachstum – wie wollen wir künftig leben?" der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 31. 1. 1979

- *Seebeck, U.:*
  Wie notwendig und wie gefährlich ist der schnelle Brüter?
  Seminar „Energie, Umwelt und qualitatives Wachstum – wie wollen wir künftig leben?" der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 12. – 16. 3. 1979

- *Seebeck, U.:*
  Entsorgung – Strahlenschutz – Reaktorsicherheit
  Seminar „Energie, Umwelt und qualitatives Wachstum – wie wollen wir künftig leben?" der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 12. – 16. 3. 1979

- *Ullrich, R.:*
  Loss of coolant accident „LOCA", large pipe break
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 11. 12. 1979

- *Ullrich, W.:*
  Postulated accidents
  IAEA Interregional Training Course on Safety Analysis Review, KfK, Karlsruhe, 10. 12.1979

- *Vojtek, I.:*
  Results of the post-test analysis of CSNI standard problem no. 8 with computer code DRUFAN
  Workshop on CSNI LOCA Standard Problems, Idaho Falls, Idaho, USA, September 1979

- *Wach, D.:*
  Meßverfahren zur Schadenfrüherkennung in Kernkraftwerken
  KTG-Fachtagung „Experimentiertechnik auf dem Gebiet der Thermo- und Fluiddynamik, Teil 3: Schwingungs- und Geräuschmeßtechnik", Garching, 6. – 8. 3. 1979

- *Wach, D.:*
  Surveillance method developments at GRS
  Workshop Meeting on Noise Analysis Techniques for Plant Surveillance and Early Failure Detection, Institutt for Atomenergi Halden, Norwegen, 22. 3. 1979

- *Wach, D.:*
  Real-Time-Analyse in Kernkraftwerken
  Lehrgang Nr. 4040/60.149: Real-Time-Analyse, Technische Akademie Esslingen, 9. – 11. 5. 1979

- *Wach, D.:*
  System surveillance based on stochastical informations
  12. Informal Noise Meeting, Studsvik Energiteknik AB, Nyköping, Schweden, 16. – 18. 5. 1979

- *Wach, D.:*
  Neue On-line-Überwachungsverfahren zur Schadenfrüherkennung in Kernkraftwerken
  Kolloquium des Eidgenössischen Instituts für Reaktorforschung, Würenlingen, Schweiz, 15.11.1979

- *Wahba, A.B.:*
  CSNI LOCA standard problem no.7, ersec reflooding experiment calculated with the code REFLUX/GRS
  CSNI Standard Problem Workshop,

Idaho Falls, Idaho, USA,
25. – 27. 9. 1979

- *Wendling, R., und W. Wurtinger:*
  Entsorgung – Strahlenschutz – Reaktorsicherheit
  „Wie notwendig und gefährlich ist der schnelle Brüter?
  Seminar „Energie, Umwelt und qualitatives Wachstum – wie wollen wir künftig leben?" der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt,
  4. 5. 1979

- *Wendling, R.:*
  Wie funktionieren Kernkraftwerke und wie sicher sind sie?
  Seminar „Energie, Umwelt und qualitatives Wachstum – wie wollen wir künftig leben?" der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt,
  2. – 6. 5. 1979

- *Werner, W.:*
  Anwendung der ASWR-Methode auf Probleme der Strömungsmechanik
  Messerschmitt, Bölkow-Blohm,
  Ottobrunn, 11. 7. 1979

- *Werner, W.:*
  Application of the ASWR-method to coupled neutronics – and gas dynamics calculations in HTGR's
  Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tenn. , USA, 20. 11. 1979

- *Werner, W.:*
  Coarse mesh methods for neutron kinetics and fluiddynamics
  University of Tennessee, Dept. of Nucl. Engineering, Knoxville, Tenn., USA, 20. 11. 1979

- *Wolfert, K.:*
  Activities and plans for LOCA/ ECCS code assessment
  6th Meeting of the CSNI Working Group on Emergency Core Cooling in Water Reactors, Idaho Falls, Idaho, USA, 1. – 3. 10. 1979

- *Wurtinger, W.:*
  Der Brennstoffkreislauf: Vom Uranerz bis zur Endlagerung
  Seminar „Energie, Umwelt und qualitatives Wachstum – wie wollen wir künftig leben?" der Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt,
  2. – 6. 5. 1979

Bildnachweis:

Die Fotografien wurden von folgenden Gesellschaften zur Verfügung gestellt:

Babcock – Brown Boveri · Reaktor GmbH, Mannheim
Interatom, Bergisch Gladbach
Kraftwerk Union AG, Erlangen
Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk AG, Essen
Stern/Krämer 31. 3. 79

Ihnen sei für ihr Entgegenkommen gedankt.

Redaktion:
H. de Groot-Böhlhoff

Gestaltung: Art Service Rau, Köln
Druck: Gebr. Nettesheim, Köln
Satz: Fotosatz Böninghausen, Köln