

Jahresbericht 1984 Gesellschaft
für Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

6



Jahresbericht 1984 Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Schwertnergasse 1
5000 Köln 1
Telefon: (02 21) 20 68-0
Telex: 8 881 807 grs d
Telefax: (02 21) 2068 442

Forschungsgelände
8046 Garching
Telefon: (0 89) 3 20 04-0
Telex: 5 215 110 grs md
Telefax: (0 89) 3204 914



Die Geschäftsführer der GRS während der Pressekonferenz anlässlich des 8. GRS-Fachgesprächs



Foyer des Kölner Gürzenich zu Beginn des 8. GRS-Fachgesprächs

1 Einführung	9
2 Die GRS: Aufgaben und Ziele	10
3 Geschäftliche Tätigkeit und Organigramm	11
4 Vorhaben der GRS	14
5 Der Bereich Datenverarbeitung	19
5.1 Daten- und Informationsverarbeitung	19
5.2 IISG: Ein Beispiel für die interaktive Grafikanwendung	20
6 Der Bereich Verfahren	22
6.1 Druckaufbau im Volldrucksicherheitsbehälter während schwerer Unfälle	22
6.2 Das UPTF-Experiment	25
6.3 European DRUFAN Workshop 1984	28
6.4 Programmtechnische Simulation von Kritikalitätsexkursionen	30
7 Der Bereich Systeme	33
7.1 Deutsche Precursor-Studie	33
7.2 Schadenfrüherkennung und Fehlerdiagnose in Kernkraftwerken	34
8 Der Bereich Dynamik und Strahlenschutz	39
8.1 Rechnungen zur Langzeitsicherheit von Endlagern für radioaktive Abfallstoffe	39
8.2 Neuere Ergebnisse der Spaltproduktfreisetzung bei einem hypothetischen Kernschmelzunfall mit Versagen des Lüftungsabschlusses (FK2)	42
8.3 Bewertung der CHF-Tafeln für KWU-Brennelemente in Druckwasserreaktoren	44
9 Der Bereich Betrieb	47
9.1 Untersuchungen zum Versagensverhalten des DWR-Sicherheitsbehälters im Rahmen der Risikostudie	47
9.2 Fachkunde in Kernkraftwerken	51
9.3 Annahmebedingungen für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in der Schachtanlage Konrad	53
9.4 Erfahrungen mit Störungen gleicher Ursache an eigenmediumgesteuerten Sicherheits- und Entlastungsventilen	55
10 Der Bereich Forschungsbetreuung	57
11 Der Bereich Geschäftsstellen	61
11.1 RSK-Geschäftsstelle	61
11.2 SSK-Geschäftsstelle	65
12 Die KTA-Geschäftsstelle	70
13 Information und Dokumentation (IuD)	72
14 Achtes GRS-Fachgespräch	74
15 Zusammenarbeit mit dem Ausland	76
15.1 Kontakte auf internationaler Ebene	76
15.2 Mitarbeit in internationalen Organisationen	76
15.3 Tätigkeiten für ausländische Stellen	76
15.4 Internationale und nationale Veranstaltungen	76
16 Mitarbeit in nationalen und internationalen Gremien	78
17 Berichte, Veröffentlichungen, Vorträge	79

Im Jahr 1984 erlangte unsere Gesellschaft ein gutes wirtschaftliches Ergebnis. Insgesamt waren wir wie in den Vorjahren gut ausgelastet. Dies hat uns die Möglichkeit eröffnet, in das Anlagevermögen stärker als bisher mit eigenen Kapitalmitteln zu investieren und damit das Fundament der GRS zu stärken.

Ende 1984 waren 18 Kernkraftwerke mit einer Leistung von mehr als 15 000 Megawatt in Betrieb. Sie erzeugten insgesamt 92,6 Milliarden Kilowattstunden Strom. Mit einer Kapazitätssteigerung um 40,5% erreichten sie einen Anteil an der öffentlichen Stromversorgung von etwa 28%. Zu dieser beeindruckenden Bilanz kommt hinzu, daß es keinen gravierenden Störfall gegeben hat. Die Kernenergie trägt somit wesentlich zur Stromversorgung in unserem Lande bei.

Im Zuge der Weiterentwicklung der Entsorgungsanlagen werden wir unsere Leistungen verstärkt auf dem gesamten Brennstoffkreislauf anbieten und gleichzeitig unser verfügbares Know-how auf neue Fragestellungen anwenden. Als repräsentative Beispiele seien einige aus unserem Tätigkeitsfeld herausgestellt:

Zur geplanten Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf/Drögahn haben wir sicherheitstechnische Untersuchungen durchgeführt. Insbesondere waren verfahrenstechnische Analysen, Kritikalitätssicherheit, Störfallanalysen und Zuverlässigkeitsbetrachtungen, aber auch Brandschutzmaßnahmen Gegenstand dieser Arbeiten. An der Bewertung der Ergebnisse des Projekts haben wir mitgewirkt.

Die Diskussion über die Beherrschung schwerer Unfälle, besonders in den Vereinigten Staaten, hat bei uns dazu geführt, die Auslegungsréserven der Kernkraftwerke, ihrer Systeme und Komponenten genauer zu ermitteln und dadurch festzustellen, welche Störfallfolgen, die über die Auslegungstörfälle hinausgehen, zu erwarten sind.

Im Rahmen einer Untersuchung bemühen wir uns, Aussagen darüber zu gewinnen, inwieweit man durch probabilistische Auswertung von Betriebserfahrungen, ergänzt um theoretische Analysen, zu belastbaren Aussagen über die Sicherheit kerntechnischer Anlagen kommt. Darüber hinaus wurden die Ergebnisse dieser Studie benutzt, um probabilistische Aussagen von Risikostudien zu verifizieren.

Bei den thermohydraulischen Rechenprogrammen ist die Code-Entwicklung zu einem gewissen Abschluß gekommen und die Verifizierung bei einem Teil durchgeführt. Der Schwerpunkt unserer Bemühungen liegt künftig darin, diese Codes durch Experimente und durch vergleichende Berechnungen anderer Institutionen weiter zu qualifizieren und zu verifizieren. Die in der GRS entwickelten Codes sind auch im Ausland sehr gefragt und tragen in steigendem Maß zu den ausländischen Aufträgen bei. Erstmals konnten durch die Anwendung dieser Codes für ausländische Kunden auch Erfahrungen mit Kernkraftwerken russischer Bauart gesammelt werden.

Die Auslandsaktivitäten der GRS haben sich in enger Zusammenarbeit mit den Technischen Überwachungs-Vereinen (TÜV) entwickelt. Für einige Länder haben wir mit den TÜV Arbeitsgemeinschaften gegründet, die mithelfen sollen, ein geschlossenes Bild der deutschen Gutachterorganisationen im Ausland zu vermitteln.

Mit der Türkei, Ägypten, der Volksrepublik China und Spanien haben wir im Berichtsjahr unsere Kontakte verstärkt. Dabei war es eine interessante Aufgabe für den Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT), eine sicherheitstechnische Bewertung des KWU-3-Loop-Konzeptes für einen Druckwasserreaktor durchzuführen. In diesem Zusammenhang konnte auch ein Sicherheitsvergleich mit dem 4-Loop-Konzept erstellt werden, der zusätzlich zu den in der GRS vorliegenden Aufträgen erarbeitet wurde. Das wesentliche Ergebnis dieser Untersuchung liegt darin, daß der entwickelte 3-Loop-Reaktor unter Berücksichtigung auftragsspezifischer Modifikationen geeignet erscheint, die Genehmigungsvoraussetzungen in der Bundesrepublik Deutschland zu erfüllen.

Die Kernenergie hat sich bewährt. Sie hat eine hohe Verfügbarkeit und Sicherheit nachgewiesen. Dies scheint sich auch im Meinungsbild der Öffentlichkeit niederzuschlagen; denn immerhin akzeptiert nach einer jüngsten Umfrage ein großer Teil der Bevölkerung die Kernenergie als unverzichtbare Energiequelle. Das bedeutet für die GRS eine neue Herausforderung. Eine Reihe von Problemen, an denen wir gearbeitet haben, ist gelöst. Aus den Fragen, die mit dem Betrieb in Zusammenhang stehen, ergeben sich aber immer wieder neue Aufgaben. Darüber hinaus ist es deshalb im Interesse einer längerfristigen Sicherung unserer Arbeitsplätze geboten, daß die Gesellschaft neue Arbeitsgebiete erschließt und ihr erworbenes Know-how und die Ergebnisse ihrer Forschungs- und Entwicklungsarbeit umsetzt.

A. Birkhofer
Geschäftsführer

O. Kellermann
Geschäftsführer

2 Die GRS: Aufgaben und Ziele

Die Aufgaben der GRS lassen sich auf ein gemeinsames Ziel zurückführen: die Sicherheit kerntechnischer Anlagen und den Strahlenschutz nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu gewährleisten.

Die Aufgaben der GRS umfassen schwerpunktmäßig:

Gutachten

für deutsche und ausländische Behörden im Rahmen von Genehmigungsverfahren für nahezu alle Arten kerntechnischer Anlagen wie

- Anreicherungsanlagen
- Brennelementfabriken
- Druckwasserreaktoren
- Siedewasserreaktoren
- Schnelle Brutreaktoren
- Hochtemperaturreaktoren
- Transportsysteme
- Eingangslager
- Wiederaufarbeitungsanlagen
- Konditionierungsanlagen
- Zwischenlager
- Endlager

Planung und Überwachung

von Forschungsprojekten und -vorhaben für den Bundesminister für Forschung und Technologie

Regeln und Richtlinien

werden maßgeblich mit erarbeitet. Auf internationaler Basis werden Vergleiche von Regeln, Richtlinien und Normen durchgeführt.

Forschung und Entwicklung

auf den Gebieten der Kerntechnik, des gesamten Brennstoffkreislaufs, des Strahlen- und Umweltschutzes sowie verwandter Sicherheitstechnik

Geschäftsstellen

die der GRS angeschlossen sind, betreuen fachlich und organisatorisch folgende Gremien:

- Kerntechnischer Ausschuß (KTA)
- Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)
- Strahlenschutzkommission (SSK)

Beratung und Unterstützung

des Bundesministers des Innern beim Vollzug des Atomgesetzes sowie Unterstützung der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder

Geschäftliche Tätigkeit und Organigramm

3

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 einen in Garching bei München.

Am Jahresende waren insgesamt 455 Mitarbeiter beschäftigt. 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 63 390 TDM.

Die Organisation unserer Gesellschaft ist nach sachlich-fachlichen Gesichtspunkten in ortsübergreifende Bereiche gegliedert. Sie ist in Bild 3.1 dargestellt.

Die Organe der Gesellschaft sind:

Die Gesellschafterversammlung,
der Aufsichtsrat,
die Geschäftsführer.

Aufsichtsrat

Ministerialdirektor Dr. Hans-Peter
Bochmann, Bonn, Vorsitzender

Senator E.h. Dipl.-Ing. Herbert Löhle,
Esslingen, stellvertretender
Vorsitzender

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

Ministerialrat Hans-Peter Engelhardt,
Bonn

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

Regierungsdirektor Dr. Walter
Hohlefeld, Bonn

Ministerialrat Erhard Jauck, Bonn

Leitender Ministerialrat Dipl.-Ing. Rudolf
Mauker, München

Ministerialrat Dipl.-Ing. Heinz Seipel,
Bonn

Direktor Prof. Dr. Hans Willi Thoenes,
Essen

Staatssekretär a. D. Dipl.-Ing. Gerhard
Wacher, München

Direktor Dr.-Ing. Klaus Weber,
Hannover

Direktor Dr.-Ing. Werner Witt, Hamburg

Gesellschafter

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

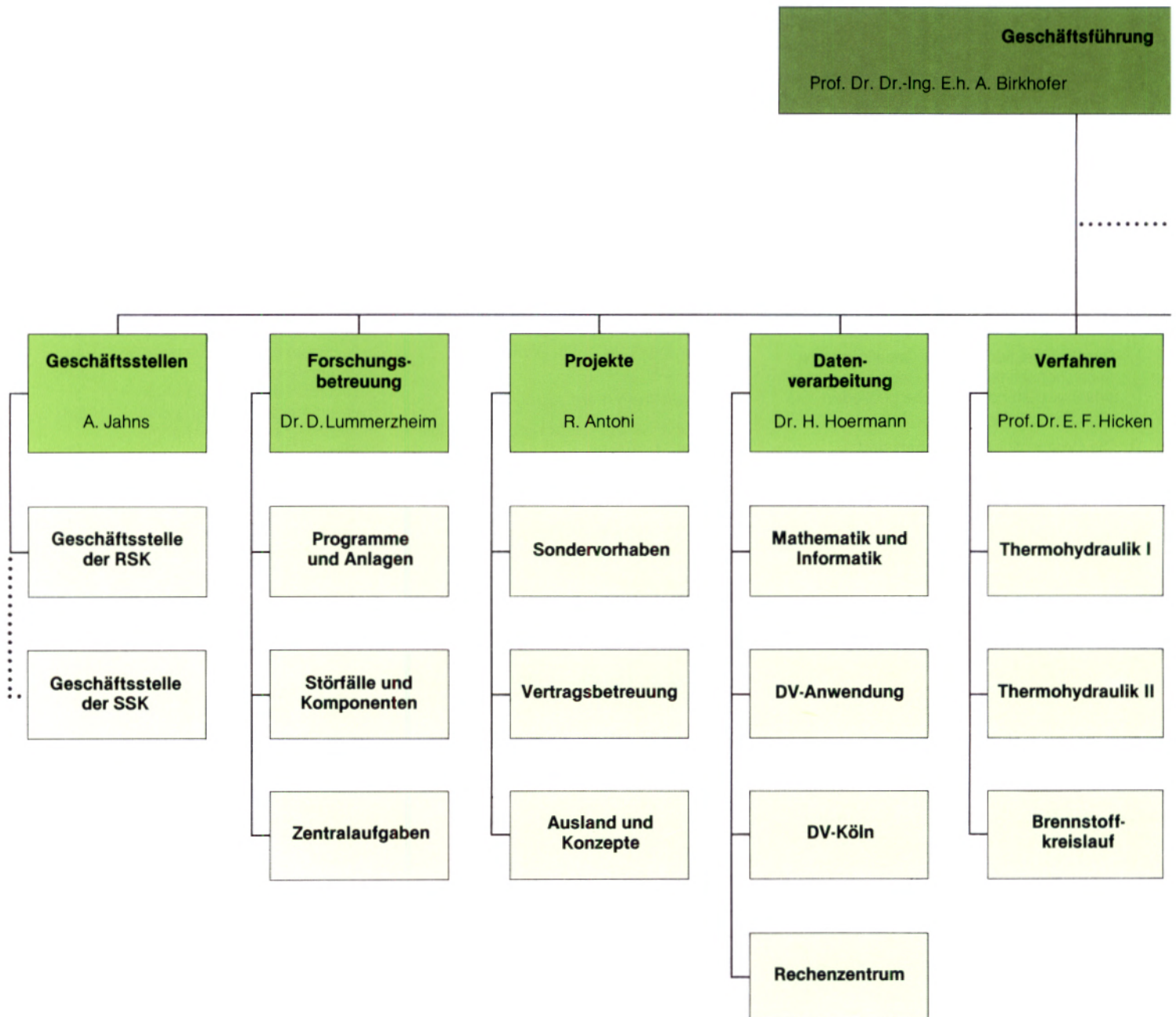
Bundesrepublik Deutschland	46,10
Freistaat Bayern	3,85
Land Nordrhein-Westfalen	3,85
Technischer Überwachungs- Verein Baden e.V.	3,85
Technischer Überwachungs- Verein Bayern e.V.	3,85
Technischer Überwachungs- Verein Berlin e.V.	3,85
Technischer Überwachungs- Verein Hannover e.V.	3,85
Technischer Überwachungs- 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. Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer
Dipl.-Ing. Otto Kellermann

Organigramm



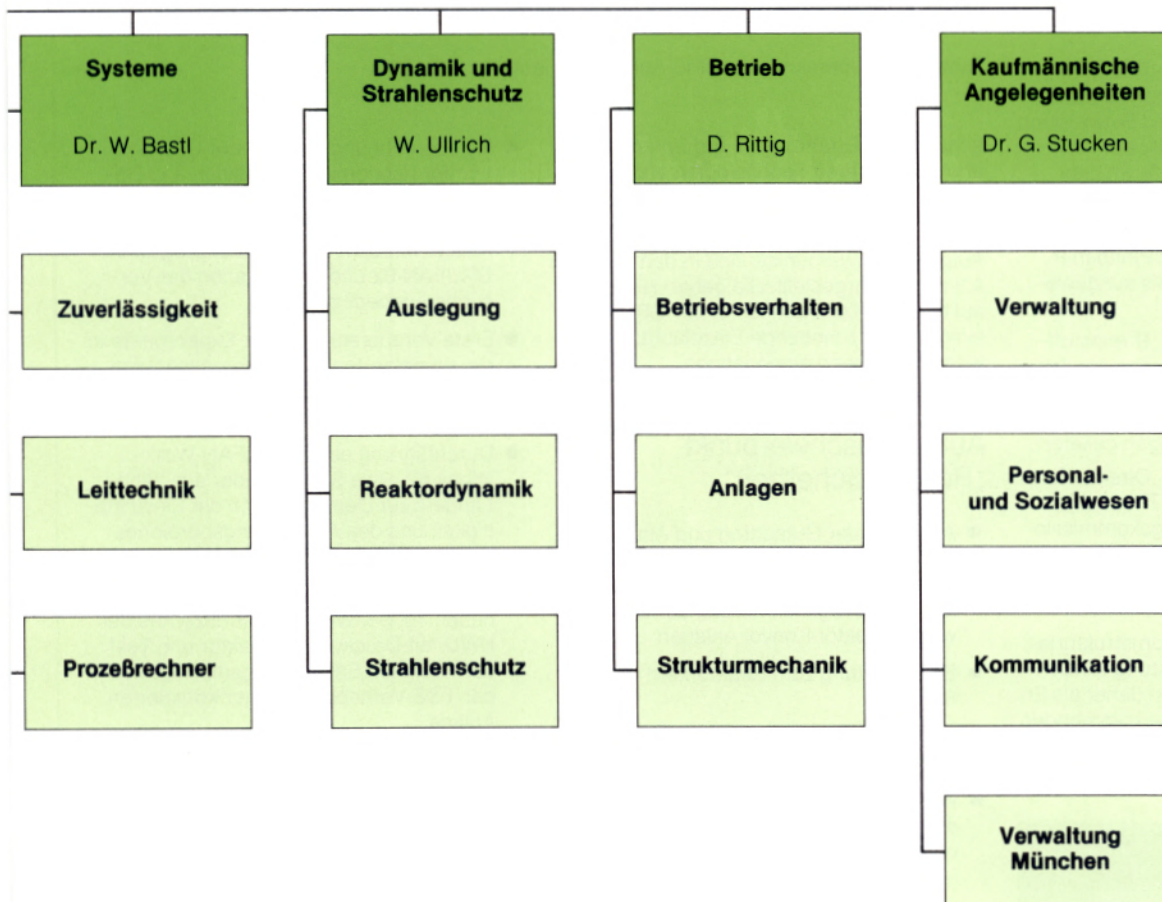
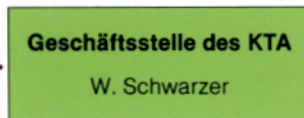
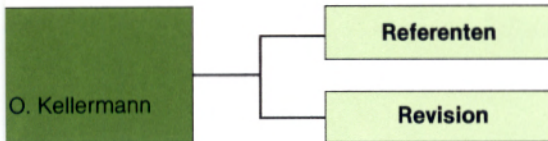


Bild 3.1: Organisation der GRS
Stand 31. 12. 1984

Die Aufgaben der GRS werden in Form von Verträgen für den Bund, die Ländergenehmigungsbehörden, die Technischen Überwachungs-Vereine und für sonstige Organisationen übernommen. Eine Übersicht des Auftragsumfanges, geordnet nach Auftraggebern und Auftragsschwerpunkten, sowie einen Vergleich mit den Vorjahren enthalten die Tabellen 4.1 und 4.2. Danach ist ersichtlich, daß der technische Leistungsumfang gegenüber dem Vorjahr nicht mehr ausgeweitet wurde. Gemäß den Zielvorgaben des Unternehmens und in Anpassung an den allgemeinen Trend der Kerntechnik und Sicherheit wurden Tätigkeiten in den Aufgabenschwerpunkten nochmals deutlich verändert. Dabei wurde

- der Aufgabenschwerpunkt „Reaktorsicherheit“ mit Sicherheitsanalysen und flankierender Forschung und Entwicklung (F&E) von 59% im Jahr 1982 auf 49% im Jahr 1983 und auf etwa 45% im Jahr 1984 zurückgenommen;
- der Aufgabenschwerpunkt „Betriebssicherheit“ einschließlich anlagennaher Verbundforschung nochmals ausgeweitet;
- der Aufgabenschwerpunkt „Brennstoffkreislauf/Entsorgung“ nach dem im Jahr 1983 stark zugenommenen Volumen weiter erhöht. Es wurden Beiträge für wesentliche Sachentscheidungen geliefert;
- der Aufgabenschwerpunkt „Direkte Zuarbeit für den Bund“ mit den Themenfeldern: Führung der Beratungskommissionen für den Bund und Koordination der F&E-Vorhaben auf dem üblichen Volumen gehalten.

Die im Jahr 1983 begonnene Umstrukturierung, d. h. Anpassung der Leistung an die neuen Marktbedingungen, kann daher als Erfolg angesehen werden. Für die kommenden Jahre wird angestrebt, die in der Kerntechnik gewonnenen methodischen und wissen-

Aufgabenschwerpunkte	Anteile %	
	1983	1984
Reaktorsicherheit	49	45
Betriebssicherheit	20	22
Brennstoffkreislauf/Entsorgung	15	17
Direkte Zuarbeit für den Bund	16	16

Aufgabenart	Vergleich 1983	Umfang 1984	
	Anteil %	Vorhaben	Anteil %
Fachberatung für BMI	40	34	41
Forschungs- und Entwicklungsvorhaben für BMFT	37	36	38
Gutachten/Studien für			
• Länderbehörden/TÜV	17	60	13
• Ausland	1	15	2
• Sonstige	5	17	6
Gesamt	100	162	100
Verrechenbare Stunden:	420 000	420 000	
Verrechnete Nettoleistung:	57,4 Mio. DM	58,0 Mio. DM	

Tabelle 4.1: Übersicht zum GRS-Auftragsumfang

schaftlichen Erfahrungen und Erkenntnisse auch bei anderen Technologien anzuwenden.

Die wesentlichen Großprojekte innerhalb der Aufgabenschwerpunkte sind in den Tabellen 4.3 bis 4.6 dargestellt. Sie geben Hinweise auf die aktuellen Arbeiten in der GRS. Auf einige hervorzuhebende Einzelaufgaben wird nachfolgend eingegangen.

Aufgabenschwerpunkt „Reaktorsicherheit“

- Abschluß der Gutachten und Analysen zur Wirksamkeit der Notkühlsysteme, zur Anlagendynamik, zur Systemzuverlässigkeit und Anlagensicherung der Druckwasserreaktor-Konvoi-Anlagen
- Begutachtung zum Reaktorkern für den SNR-300
- Begutachtung zur Leistungserhöhung des Forschungsreaktors BER II, Berlin
- Weiterführung der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B: Erstellen von Fach-/Zwischenberichten zu
 - Kernschmelzen,
 - Spaltproduktfreisetzung,
 - Belastungsverhalten des Containers bei extremen Beanspruchungen,
 - anlageninternen Bränden und
 - Erdbeben.
- Vorausrechnung des von der Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD) getragenen Versuchs zur Spaltproduktfreisetzung in der LOFT-Anlage mit dem GRS-Rechenprogramm DRUFAN-02 und Spezifikation der Versuchsrandbedingungen
- Erste Vorausrechnung für Experimente in der umgebauten LOBI-Versuchsanlage mit Simulation einer DWR-Anlage der Kraftwerk Union (KWU)
- Durchführung eines DRUFAN-Workshops für etwa 50 Anwender aus zehn Ländern zur Demonstration der Einsatzfähigkeit und des Anwendungsbereiches für den Code (s. Abschnitt 6.3)
- Sicherheitstechnische Bewertung des neuen 1000-MWe-3-Loop-Konzeptes der KWU mit Druckwasserreaktor und Test der neuesten Entwicklungsmodelle aus den F&E-Vorhaben an einer kompletten Anlage
- Im Rahmen der UPTF-Versuchsbetreuung und Mitarbeit am internationalen 2D/3D-Projekt wurden der TRAC- und der FLUT-Code implementiert und die konkreten Versuchsrandbedingungen abgestimmt.

Tabelle 4.2: GRS-Aufgabenschwerpunkte

Kenn- zeichnung	Auftrag- geber	Vorhaben	Laufzeit
SR 95	BMI	Analysen zu Standorten für kerntechnische Anlagen	1977/84
SR 119 SR 121 SR 306	BMI	Unterstützung des BMI bei Regeln und Richtlinien	1977/85
SR 177	BMI	Studien und Analysen zur Anlagensicherung	1981/85
RS 182	BMFT	GRS-Mitarbeit am LOFT-Experiment der USNRC	1976/84
SR 271/2	BMI	Studien und Analysen zur Genehmigung von Kernkraftwerken	1983/85
SR 279 RS 470	BMI BMFT	Betreuung deutscher und internationaler Standardprobleme	1980/85
RS 314	BMFT	Auswertung von Experimenten und Entwicklung von Notkühlcodes	1977/85
SR 335	BMI	Wärmeabfuhr aus Kernkraftwerken beim Notstromfall	1984/85
RS 464 A	BMFT	Methodenentwicklung zur Analyse kleiner Lecks	1980/85
RS 471	BMFT	Methodenentwicklung zu Transientenanalysen	1980/84
RS 472 A RS 475 RS 124	BMFT	Auswertung und Betreuung von Versuchen zu Kühlmittelverluststörfällen (HDR, LOBI)	1976/85
RS 474	BMFT	Modellentwicklung zu Kernschmelzvorgängen beim Schnellen Brutreaktor (SBR)	1980/85
RS 476	BMFT	Methodenentwicklung und Störfallanalysen zum SBR	1980/85
RS 477	BMFT	Bewertung von Bruchvorgängen in Reaktordruckbehältern	1980/85
RS 478	BMFT	Fluid-strukturdynamische Analysen zum Kühlmittelverlust	1980/85
RS 576	BMFT	Risikostudie für DWR, Phase B	1981/84
RS 601	BMFT	Pflege von Notkühlcodes	1983/84
RS 626	BMFT	Analysen zur Kühlbarkeit von DWR-Anlagen bei schweren Kernschäden	1983/84
RS 627	BMFT	H ₂ -Verhalten nach schweren Kernschäden	1983/85
RS 649	BMFT	Spaltprodukttransport nach schweren Kernschäden	1983/85
RS 665	BMFT	Sicherheitstechnische Bewertung des 1000-MWe-3-LOOP-Konzeptes	1984
St. 670	BMI	Studien und Analysen auf dem Gebiet des Strahlenschutzes	1977/84
BER II	TÜV	Sicherheitsgutachten zur Leistungserhöhung des Forschungsreaktors	1983/84
DWR ● Konvoi ● KKP II ● KWG	TÜV und Länder	Durchführung von Sicherheitsanalysen zur Notkühlwirksamkeit, Anlagendynamik, Zuverlässigkeit und Erstellung der Sicherungsgutachten	1982/84
KKB	TÜV	Analyse Differenzdruckverhalten von Druckabbausystemen bei Kühlmittelverlust	1983/84
KKK	TÜV	Bewertungen zur Inbetriebnahme des Kernkraftwerkes	1984
KWB-A/B	Land	Zuverlässigkeitsanalysen zu Sicherheitssystemen	1983/84
SNR-300	TÜV	Begutachtung zum Primärkreis und zum Kern	1980/84
Sonstige	Länder/TÜV	Diverse Gutachten zur Anlagensicherung und zu speziellen Sicherheitsaspekten	1982/84

Tabelle 4.3: Studien, Gutachten und Forschungstätigkeit zur Reaktorsicherheit im Jahr 1984

Kennzeichnung	Auftraggeber	Vorhaben	Laufzeit
SR 118/1	BMI	Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen in deutschen und ausländischen Kernkraftwerken	1982/85
SR 144/1	BMI	Optimierung von Brandschutzmaßnahmen	1982/84
SR 272/3	BMI	Fachliche Zuarbeit zur Zweckmäßigkeitssaufsicht für Kernkraftwerke	1984/85
SR 273	BMI	Auswertung der Wiederkehrenden Prüfungen (WKP)	1981/85
SR 307	BMI	Qualitätsanforderungen an elektrische Einrichtungen	1983/84
SR 311	BMI	Fachkunde für Schichtpersonal	1982/84
SR 313	BMI	Betriebsbezogene Analysen mit Methoden der deutschen Risikostudie	1983/84
SR 320	BMI	Anforderungen an einen Simulator für neue Kernkraftwerke	1983/84
RS 468	BMFT	Langzeitschwingungsverhalten in Druckwasserreaktoren	1980/84
RS 604	BMFT/ RWE	Erweitertes Meldekonzept durch STAR-Einsatz im Kernkraftwerk Biblis-B	1982/85
RS 624	BMFT	Entwicklung von Methoden zur Bestimmung der Grenztragfähigkeit geschädigter DE-Heizrohre	1983/84
RS 629	BMFT	Thermoschockbeanspruchungen von Komponenten	1983/85
RS 642	BMFT	Kernüberwachung und Leistungsverteilungsregelung	1983/85
RS 643	BMFT	Entwicklung eines Reaktordiagnosesystems zur Unterstützung des Operators bei Normalbetrieb und bei Störfällen	1983/84
RS 644	BMFT	Sicherheit der Prozeßdatenverarbeitung	1983/85
RS 680	BMFT	Entwicklung zum Analysesimulator	1984/86
St. 907	BMI	Anwendung und Erprobung rechnergestützter Entscheidungshilfen bei kerntechnischen Notfällen	1982/84
St. 974	BMI	Untersuchungen zum betrieblichen Strahlenschutz	1984/86
KWO } GKN }	VGB	Schwingungsüberwachung in den Kernkraftwerken Obrigheim und Neckarwestheim	1983/85
KKP II	Siemens	Entwicklungen zur STAR-Anwendung im KKP II	1983/85
KKW	Länder	Teilnahme bei Fachkundeprüfungen	1977/84
KRSKO	IAEA	Unterstützung bei Inbetriebnahme von KRSKO	1983/84

Tabelle 4.4: Studien und Entwicklungsvorhaben zur Betriebssicherheit im Jahr 1984

Aufgabenschwerpunkt „Betriebssicherheit“

- Sammlung und Bewertung der besonderen Vorkommnisse in deutschen und ausländischen Kernkraftwerken und Anlagen des Brennstoffkreislaufes
- Aus- und Bewertung der Ergebnisse der Wiederkehrenden Prüfungen in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren
- Dokumentation der Ergebnisse aus dem Entwicklungsvorhaben Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung im Kernkraftwerk Biblis-B

- Umfassende Erprobung eines Systems zur Langzeitschwingungsüberwachung des Primärkreises von DWR-Anlagen
- Weiterentwicklung des Störungsanalyse-systems STAR für einen Einsatz in den Kernkraftwerken Biblis-B und KKP-II gemeinsam mit den Energieversorgungsunternehmen und der KWU
- Entwicklung eines Reaktordiagnosesystems zur Unterstützung des Operators im Normalbetrieb und bei Störfällen
- Entwicklung von Anforderungskonzepten für moderne Kraftwerkssimulatoren

- Beantwortung von Einzelfragen zur Fachkundeprüfung des Schichtpersonals
- Entwicklung von Bewertungskonzepten für Brandschutzsysteme

Aufgabenschwerpunkt „Brennstoffkreislauf/Entsorgung“

- Abschluß der Analysen und Erstellen von Beiträgen zu den Konzeptgutachten für die Wiederaufarbeitungsanlagen Wackersdorf und Dragahn

Kennzeichnung	Auftraggeber	Vorhaben	Laufzeit
SR 249/1	BMI	Sammlung und Auswertung von Betriebserfahrungen in Wiederaufarbeitungsanlagen	1982/84
SR 274	BMI	Fachliche Zuarbeit zum Brennstoffkreislauf	1981/83
SR 301	BMI	Erfassung und Auswertung von Vorkommnissen in BE-Fabriken und Anreicherungsanlagen	1983/85
SR 315	BMI	Sicherheitsanalysen für Anlagen und Verfahren der Anreicherung und Brennstoffverarbeitung	1983/85
SR 316	BMI	Sicherheitsanalysen zu thermischem Rezyklieren von Plutonium	1983/84
SR 821	BMI	Beratung und Bewertung der Systemstudie „Andere Entsorgungstechniken“ (Vergleich PAE/PSE)	1983/84
SR 822	BMI	Beratung und Bewertung von Entsorgungsvorhaben	1983/85
SR 823	BMI	Sicherheitsaspekte bei Wiederaufarbeitungsanlagen	1983/85
ALKEM	TÜV	Sicherheitsgutachten zu Prozeßverfahren und Kritikalität	1982/84
Konrad	PTB	Sicherheitsanalysen für das Endlager Konrad	1982/84
RBU I	TÜV	Gutachten zu Prozeßabläufen und Kritikalität	1982/84
Transport	GNS	Kritikalitätsanalysen für Brennelement-Transportbehälter	1982/84
	Länder	Sicherungsgutachten für Anlagen der Brennelementverarbeitung, Zwischenlagerung und Transport	1981/84
WAA	Land	Konzeptgutachten für Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf und Dragahn	1983/84

Tabelle 4.5: Studien, Gutachten und Entwicklungsvorhaben zum Brennstoffkreislauf im Jahr 1984

Kennzeichnung	Auftraggeber	Vorhaben	Laufzeit
SR 116/1 St. 792	BMI	Betreuung von BMI-Sicherheitsuntersuchungen	1982/85
SR 117/1 SR 177 St. 667		Betreuung der Beraterkommissionen des BMI	1977/85
		– Reaktor-Sicherheitskommission	
		– Strahlenschutzkommission	
		– Sicherung des Brennstoffkreislaufes	
RS 131	BMFT	Internationale Zusammenarbeit und Informationsaustausch	1974/84
SR 240	BMI	Unterstützung bei sicherheitstechnischen Grundsatzfragen	1983/84
RS 251	BMFT	Projektbegleitung von Reaktorsicherheitsforschungsvorhaben	1984/86
SR 322	BMI	Durchführung eines nuklearhaftungsrechtlichen Symposiums	1984
RS 350	BMFT	Durchführung der Projektträgerschaft zu Sicherheitsforschungsvorhaben	1984/86
Abstellungen	BMFT	Direkte personelle Zuarbeit zu BMFT sowie Abstellungen zur IAEA, nach Ägypten und Japan	1980/84

Tabelle 4.6: Direkte Zuarbeit für BMI und BMFT im Jahr 1984

- Sicherheits- und Störfallanalysen, Betreuung und Auswertung von Experimenten sowie Erstellen von Beiträgen zu den Planfeststellungsunterlagen für das Endlager Konrad
- Erarbeiten von sicherheitsspezifischen Anforderungen und Konzeptionen für ein oberflächennahes Endlager
- Sicherheitsanalysen zur Bewertung der Langzeitbetriebsphase von tiefeingeologischen Endlagern
- Mitarbeit bei der Ermittlung und Hochrechnung radioaktiver Abfälle für die Planung von Endlagerstätten

- Sicherheits- und Sicherungsgutachten für Versorgungsanlagen zum Brennstoffkreislauf (NUKEM, ALKEM, HOBEK) sowie für Transporteinrichtungen und Zwischenlager
- Sicherheitstechnischer Vergleich der beiden Endlagerkonzepte (direkte Endlagerung von Brennelementen im Vergleich zur Wiederaufarbeitung von Brennelementen mit Endlagerung des Abfalls) als Entscheidungsgrundlage für den Länderausschuß, den BMI und die Bundesregierung

Wesentliche Ergebnisse zum Thema Sicherheit des Brennstoffkreislaufes, insbesondere zur Wiederaufarbeitung von Brennelementen und Endlagerung radioaktiven Abfalls, wurden auf dem 8. GRS-Fachgespräch im November 1984 in Köln vorgestellt (siehe hierzu Kapitel 14).

Aufgabenschwerpunkt „Direkte Zuarbeit für den Bund“ und „Ausland“

Auf diese Aktivitäten wird in den Beiträgen der Bereiche „Forschungsbetreuung“ und „Geschäftsstellen“ sowie im Kapitel „Zusammenarbeit mit dem Ausland“ eingegangen.

5.1 Daten- und Informationsverarbeitung

Die Entwicklung von der Daten- zur Informationsverarbeitung ist als Trend auch in der GRS und den Institutionen, mit denen wir zusammenarbeiten, deutlich zu beobachten.

Ausgelöst durch zahlreiche Innovationen gewinnt die Informations- und Kommunikationstechnik in diesem Zusammenhang eine wachsende Bedeutung. Diese Techniken schaffen die Voraussetzungen für qualifizierte Arbeiten in einem von Forschung und Entwicklung geprägten Umfeld und stellen einen wichtigen Teil des Instrumentariums zum Erreichen unserer Ziele dar.

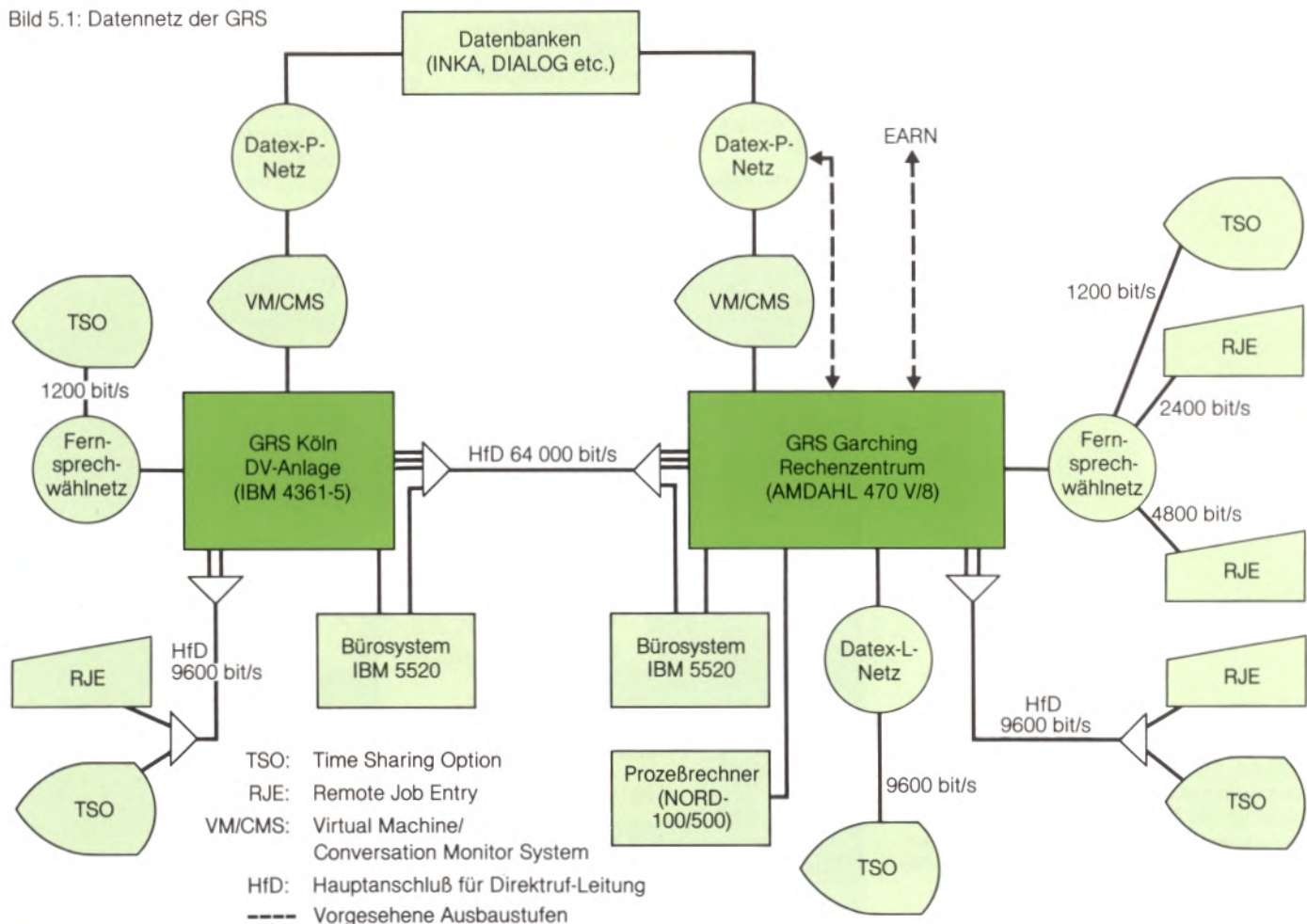
• Das Kommunikationskonzept

Aufgrund der räumlich getrennten Betriebsteile ist die GRS in besonderem Maße auf ein leistungsfähiges Kommunikationsnetz angewiesen. Als Basis dafür dient uns die sogenannte „Systems Network Architecture“ (SNA) in Verbindung mit den verschiedenen von der Deutschen Bundespost angebotenen Datenübermittlungsdiensten. Über das Leitungsnetz zur reinen internen Datenverarbeitung hinaus gab es im Jahr 1984 Erweiterungen. Es existieren nun unterschiedliche Möglichkeiten des externen Zugangs zu unseren DV-Anlagen und der Bürokommunikation.

• Das bestehende Datennetz

Bild 5.1 zeigt den inzwischen erreichten Ausbaustand unseres Datennetzes und demonstriert die Vielfalt der unterschiedlichen Anwendungen sowie Übertragungsformen. Neben den herkömmlichen Netzen (Telefonnetz, Direktrufnetz) wird zunehmend das Datennetz mit Leitungsvermittlung (DATEX-L) und mit Paketvermittlung (DATEX-P) genutzt. Eine erhebliche Bedeutung hat außerdem die seit kurzem von der Deutschen Bundespost angebotene schnelle HfD-(Hauptanschluß für Direktruf)Leitung mit einer Übertragungsgeschwindigkeit von 64 000 bit/s, die inzwischen unsere beiden Betriebsteile verbindet.

Bild 5.1: Datennetz der GRS



- Die weiteren Ausbaustufen

Als nächste Schritte sind geplant:

- Einrichtung eines DATEX-P-Anschlusses an die zentrale DV-Anlage als besonders wirtschaftliche Alternative für die Dialogverarbeitung;
- Anschluß an das European Academic & Research Network (EARN), mit dem alle namhaften europäischen Forschungseinrichtungen und Universitäten verbunden sind;
- Zugang zu internationalen Datennetzen (TELENET, TYMNET usw.), womit insbesondere die Verbindung zum Projektpartner Los Alamos Scientific Laboratory (LASL), USA, hergestellt werden kann.

J. Kriks

5.2 IISG: Ein Beispiel für die interaktive Grafikanwendung

Die auf dem Gebiet der Rechner-Hard- und -Software in den letzten Jahren erzielten Fortschritte führten zu Entwicklungen, die sich stärker als bisher an den Wünschen und Bedürfnissen der Benutzer orientieren. Solche Systeme zeichnen sich durch Eigenschaften aus wie:

- interaktive Bedienung,
- Verwendung der Menü-Technik,
- grafische Unterstützung,
- Zugriff auf Datenbanken,
- benutzerbezogene Fehlerdiagnose.

Grundlage für die Realisierung solcher Funktionen sind in der GRS verschiedene leistungsfähige Programmprodukte wie

- Dialog Manager des ISPF (Interactive System Productivity Facility)
- Grafik-Software DISSPLA, TELL-A-GRAF etc.
- Datenbankmanagementsystem SYSTEM 2000

und die Hardware-Komponenten:

- Grafischer Arbeitsplatz IBM 3270/GA
- Farbgrafik-Terminal Tektronix 4115B
- Grafikfähige Farbbildschirme IBM 3279 bzw. Memorex 2079
- Geräte zur Erstellung von Hardcopies, Folien, Dias etc.

Aufgabengebiete, für die in der GRS dialogorientierte Systeme mit den eingangs beschriebenen Eigenschaften inzwischen realisiert wurden, sind:

- Erstellung grafischer Dokumente,
- Erzeugung von Ursache/Folge-Diagrammen,
- Auswertung von Rechenergebnissen,
- Aufbau von Datensätzen für diverse Rechenprogramme.

Aus dem zuletzt genannten Gebiet sei hier das System IISG (Interaktives Eingabesystem mit Grafik) beispielhaft vorgestellt (Bild 5.2).

IISG wurde in enger Zusammenarbeit mit Anwendern aus den Fachabteilungen entwickelt, um als Vorstufe für den in der Entwicklung befindlichen Analyse-Simulator eine benutzungsfreundliche, weitgehend

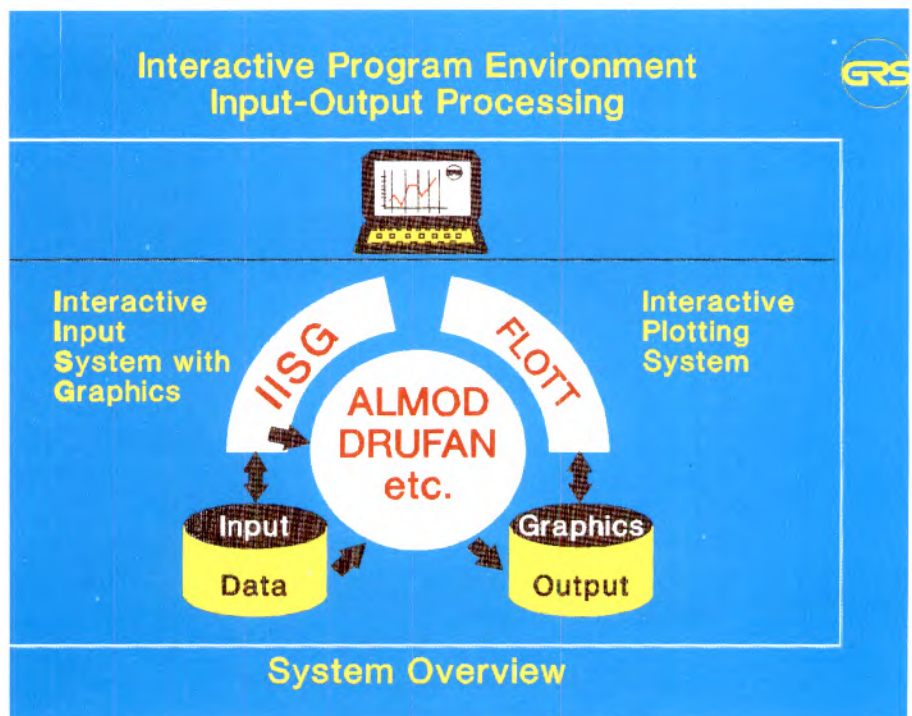


Bild 5.2: Stellung von IISG in einer interaktiven Bedienungsumgebung der Programme ALMOD und DRUFAN. Während IISG die Dateneingabe mit grafischen Mitteln unterstützt, dient das in der GRS entwickelte Plot-Programm FLOTT zur Auswertung der Rechenergebnisse.

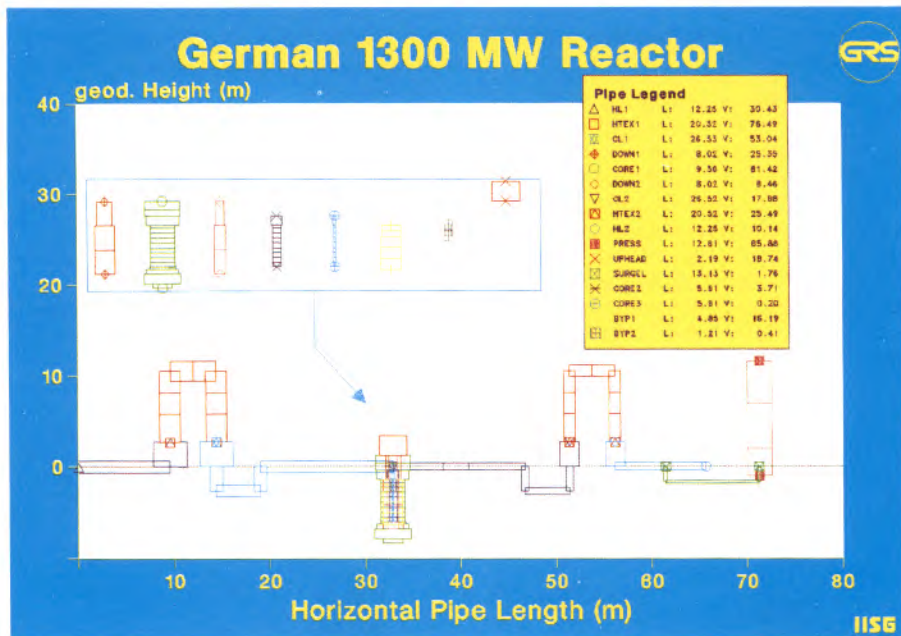


Bild 5.3: Mit IISG erzeugte schematische Farbdarstellung einer Rohrleitungsgeometrie. Die überlappenden Teile des Reaktorkerns sind zur besseren Anschaulichkeit zusätzlich versetzt gezeichnet. Die Legende enthält Angaben zu den einzelnen Rohren (Name, Länge, Volumen).

fehlerabweisende Eingabe von Programm-
daten zu ermöglichen. Die wesentlichen
Funktionen von IISG sind:

- Interaktive Eingabe der Daten

- Die Eingabe erfolgt am Bildschirm im „Dialog“ mit dem Rechner.
- Es können Daten zur Anlagengeometrie sowie zur Thermohydraulik des Rohrleitungssystems eingegeben werden.
- Bereits vorhandene Datensätze der Rechen-Codes ALMOD und DRUFAN können automatisch in das System geladen werden. Damit ist auch eine nachträgliche Überprüfung „alter“ Datensätze mit grafischer Unterstützung möglich.

- Verifikation auf unterschiedlichen Ebenen für Rohre bzw. Rohrleitungssysteme

Die eingegebenen Daten werden sofort auf Plausibilität und Vollständigkeit geprüft.

- Errechnen von ableitbaren Größen

Eine Reihe von Eingabegrößen wird bei fehlender Angabe aus den übrigen Daten selbstständig berechnet.

- Grafische Darstellung von Rohrleitungssystemen (Bild 5.3)

Die Eingabedaten können auf unterschiedliche Art und Weise grafisch dargestellt und damit schnell überprüft werden, z. B. in Form einer einfachen Grafik als Hardcopy oder einer aufwendigeren Farbgrafik als Folie oder Dia. Die Möglichkeit, derzeit bis zu 16 verschiedene Farben (aus 256) zur Unterscheidung von Kurven und Rohren verwenden zu können, bringt ein hohes Maß an Transparenz für den Betrachter.

Außerdem können spezielle Funktionen des jeweiligen Arbeitsplatzes ohne Programmierung direkt genutzt werden, wie z. B.

- Zoom: Betrachten von ausgewählten Bildausschnitten mit der „Lupe“ und evtl. Anzeige des Details im Übersichtsbild.
- Umfärben: Je nach gewünschter Bildwirkung können die Farben am fertigen Bild noch undefiniert werden.

- Generieren von Datensätzen

Die vom Dialogsystem IISG im internen Format gespeicherten Daten können in ein

lesbares externes Format übertragen und nach Einbeziehung anderer Dateien bzw. Datenbanken als Eingabedaten für DRUFAN und ALMOD oder für sonstige Anschlußprogramme zur Verfügung gestellt werden.

- Starten des jeweiligen Rechenprogramms

Der Ablauf des gewünschten Rechenprogramms wird wiederum im Dialog vorbereitet. Dabei können die Programme sowohl im Hintergrund (Batch) als auch – wahlweise – im Vordergrund (TSO) aktiviert werden. Damit entfällt die ansonsten notwendige zeitraubende und fehleranfällige Erstellung von sogenannten Job-Control-Anweisungen weitgehend.

- Bedienung

Der Benutzer wird über hierarchisch angeordnete Bildschirmmasken zur Auswahl der gewünschten Optionen durch die Sitzung geführt. Die Bedienungsanleitung ist Teil des Dialogsystems und für jeden Benutzer direkt am Bildschirm abfragbar. Fehlermeldungen werden automatisch, bezogen auf das aktuelle Problem, angezeigt. Die Ausführlichkeit der Meldungen kann vom Benutzer selbst festgelegt werden.

W. Kargl und A. Weber

6.1 Druckaufbau im Volldrucksicherheitsbehälter während schwerer Unfälle

Risikostudien und Untersuchungen im Anschluß an den Unfall im Kernkraftwerk Three Mile Island haben aufgezeigt, daß das von Kernkraftwerken ausgehende Risiko weitgehend durch solche Ereignisabläufe bestimmt wird, die zu einer erheblichen Beschädigung des Reaktorkerns bis hin zum Niederschmelzen der Kernanordnung führen. Diese als äußerst unwahrscheinlich angesehenen Ereignisabläufe liegen jenseits der sicherheitstechnischen Auslegung von Kernkraftwerken und sind nur möglich, wenn bei einem Störfall ein extremes technisches Versagen von Systemen auftritt (z. B. Mehrfachausfälle) oder infolge menschlichen Fehlverhaltens sicherheitsgerichtete Eingriffe unterbleiben.

Der Unfall, der die schwerwiegendsten Konsequenzen für die Umgebung eines Kernkraftwerkes erwarten läßt, ist der Kernschmelzunfall. Für Risikountersuchungen ist es somit notwendig, Kernschmelzunfälle hinsichtlich ihres physikalischen und phänomenologischen Ablaufes zu untersuchen.

Im vorliegenden Beitrag sollen einige Ergebnisse von Untersuchungen zur Thermohydraulik im Sicherheitsbehälter (SB) bei Kernschmelzunfällen in einer 1300-MWe-DWR-Anlage dargestellt werden.

Nach den Ergebnissen der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase A (DRS-A) ist bei mehr als 90% aller unkontrollierten Unfallabläufe Überdruckversagen des SB der Auslöser für die Freisetzung von Radioaktivität in die Umwelt. Die diskutierten Unfallabläufe beschränken sich daher auf Sequenzen, die zum unkontrollierten Überdruckversagen des SB führen können.

Störfallsequenzen

Je nach auslösendem Störfallereignis und Grad des Versagens von Sicherheitssystemen ist eine Vielzahl von Unfallabläufen denkbar. Zur Beschreibung von Kernschmelzunfällen und für eine eingrenzende Beurteilung ihrer Folgen reicht jedoch die Analyse von zwei Referenzfällen weitgehend aus:

- Unfallabläufe mit unzureichender Nachwärmeabfuhr bei **niedrigem Druck** im Primärkreis,

- Unfallabläufe mit unzureichender Nachwärmeabfuhr bei **hohem Druck** im Primärkreis.

Auslöser für Kernschmelzen bei niedrigem Systemdruck kann z. B. der 2F-Bruch einer Hauptkühlmittelleitung sein, wenn zwar zunächst Druckspeicher- und Niederdruckeinspeisung funktionieren, die Umschaltung der Niederdruckpumpen auf Sumpfumwälzbetrieb jedoch vollständig und langfristig ausfällt. Dieser Fall stellt ein Beispiel für den sog. „Niederdruckpfad Kernschmelzen“ dar und kann als Referenzfall für den Unfallpfad angesehen werden. Unfallauslösende Ursache für Kernschmelzen bei hohem Systemdruck (Hochdruckpfad) könnte der Eintritt eines Notstromfalls mit zusätzlich langfristigem Ausfall der Dampferzeugerbespeisung sein. Hierbei kann Kernschmelzen bei vollem Primärkreisdruck (~ 17 MPa) eintreten.

Beide Unfallsequenzen grenzen das Spektrum des möglichen Druckniveaus bis zum Versagen des Reaktordruckbehälters (RDB) vollständig ein.

Niederdruckpfad

Nach Eintritt des 2F-Bruches und der nachfolgenden Druckentlastung des Primärkreises (Blowdown) ist der Reaktorkern zum Zeitpunkt des Ausfalls der Nachwärmeabfuhr vollständig geflutet. Der postulierte Ausfall der Wärmeabfuhr beim Umschalten der Nachkühlung auf Sumpfumwälzbetrieb bewirkt, daß das Kühlmittel durch die Nachwärme des Kerns verdampft und der Wasserspiegel im RDB dadurch absinkt. Vom Kühlmittel nicht mehr bedeckte Teile des Kerns werden dann durch die Nachwärme und die ab ca. 1000°C einsetzende stark exotherme

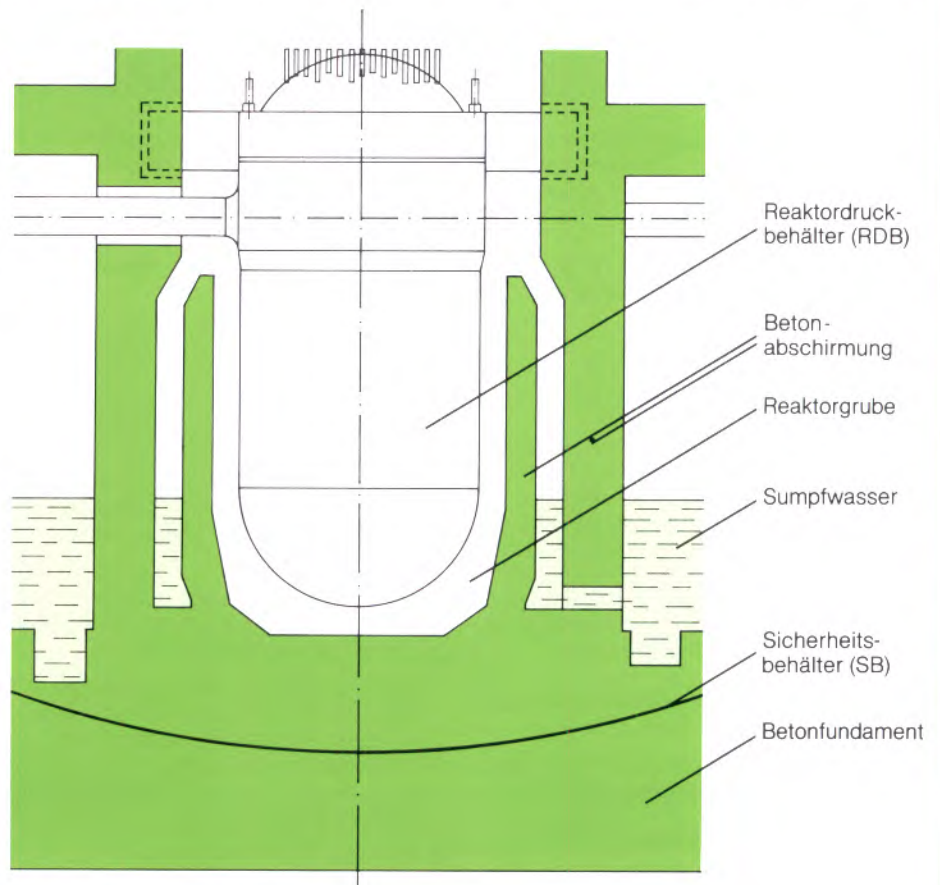


Bild 6.1: Reaktordruckbehälter und biologischer Schild

Zirkon/Wasserdampf-Reaktion aufgeheizt, so daß sie anfangen zu schmelzen. Bei fortschreitendem Verlust der Kernintegrität ist ab einem bestimmten Zeitpunkt damit zu rechnen, daß das Kernmaterial ins untere Plenum des RDB stürzt und dort noch vorhandenes Restwasser verdampft. Unter der Einwirkung von heißem Kernmaterial wird schließlich der RDB thermisch versagen. Das Kernmaterial kann damit aus dem RDB in die Reaktorgrube austreten (Bild 6.1).

In der nachfolgenden Phase der Schmelze/ Beton-Wechselwirkung wird der von der Schmelze benetzte Beton thermisch zersetzt. Neben der Erosion des Fundamentes durch die Schmelze können hierbei zum Teil erhebliche Mengen an CO_2 , CO und H_2 in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters freigesetzt werden.

In Bild 6.2 und 6.3 sind Druck- und Temperaturverlauf im SB als Funktion der Zeit beim zuvor skizzierten Unfallablauf dargestellt. Referenzanlage ist das Kernkraftwerk Bilib-B.

Bis zu etwa 20 Minuten nach Störfalleintritt – zu diesem Zeitpunkt wird ein Versagen der Nachwärmeabfuhr infolge Ausfalls der Umschaltung auf Sumpfumwälzbetrieb postuliert – verlaufen Druck und Temperatur wie beim beherrschten Kühlmittelverluststörfall. Erst danach setzt der eigentliche Kernschmelzunfall ein.

Im zeitlichen Verlauf von Druck und Temperatur spiegeln sich die Vorgänge in den verschiedenen Phasen des Kernschmelzunfalls wider. So resultiert z. B. der kurzzeitige Anstieg des Druckes bei ca. $6 \cdot 10^3$ s aus dem Vorgang der Restwasserverdampfung. Erst in der Phase der Betonzerstörung (ab ca. 10^4 s), d. h. nach Versagen des RDB, steigt langfristig der Druck kontinuierlich bis auf den Auslegungsdruck (0,57 MPa) und schließlich auch bis auf den angenommenen Versagensdruck von 0,85 MPa an. Dieser Wert wird etwa 5 Tage nach Unfallbeginn erreicht. Ursache für den langfristigen Druckanstieg ist in erster Linie die stetige Verdampfung von Sumpfwasser nach vorangegangenem Kontakt zwischen Sumpfwasser und Schmelze als Folge der Betonerosion.

Während eines Kernschmelzunfalls kann in erheblichem Maße Wasserstoff in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters freigesetzt werden. Verbrennt dieser Wasserstoff kontinuierlich, so bewirkt dies lediglich eine vernachlässigbare Druckerhöhung im SB.

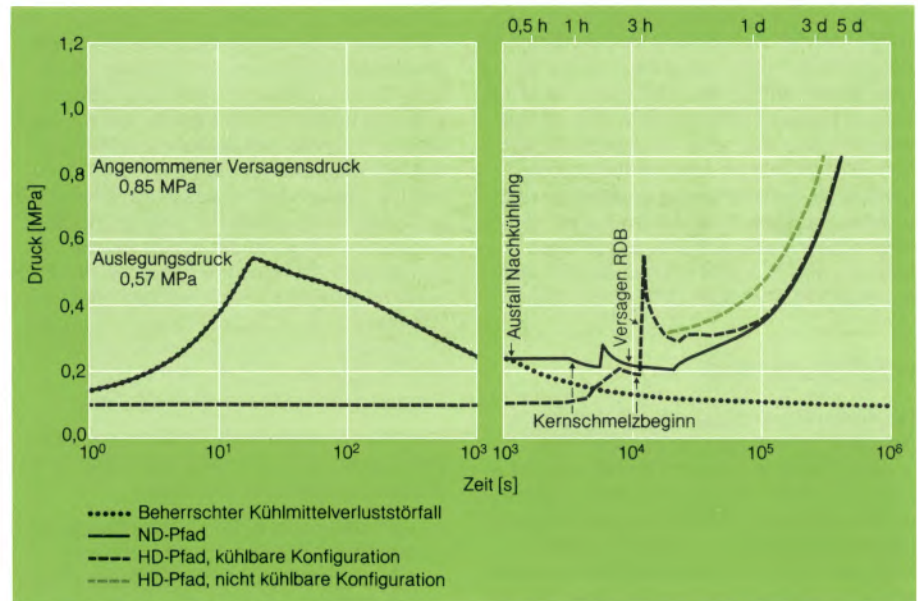


Bild 6.2: Druckverlauf im Sicherheitsbehälter nach Störfallbeginn für die Referenzfälle zum Hochdruck (HD)- und Niederdruck (ND)-Pfad

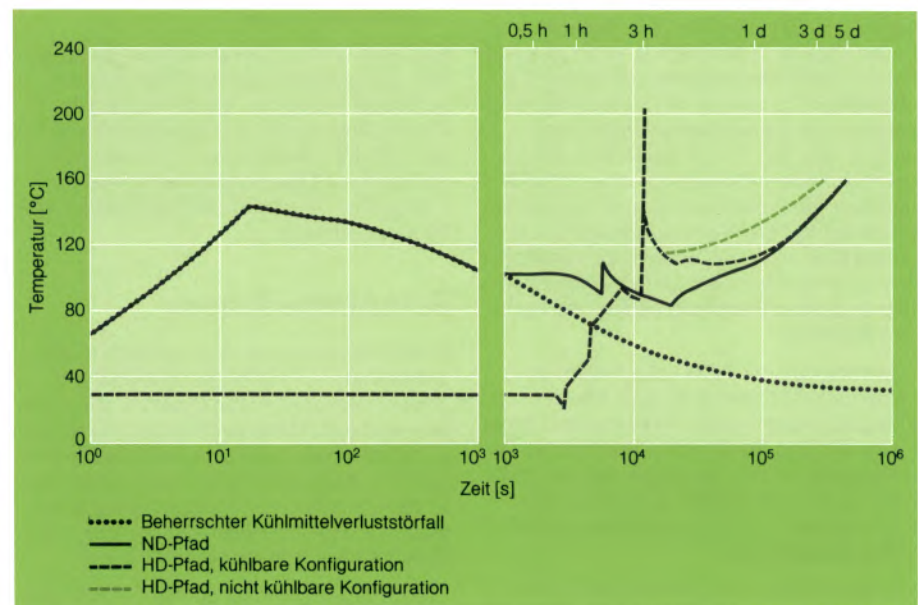


Bild 6.3: Temperaturverlauf im Sicherheitsbehälter nach Störfallbeginn

A priori nicht auszuschließen ist auch, daß freiwerdender Wasserstoff sich zunächst in der SB-Atmosphäre anreichert und unter Umständen deflagrativ verbrennt. Die Möglichkeit für das Auftreten einer Detonation mit dem Potential, einen Integritätsverlust des SB zu bewirken, wird mittlerweile allgemein als äußerst gering angesehen und praktisch ausgeschlossen. Inwieweit lokal begrenzte Wasserstoffbrände auftreten können, wird u. a. im Rahmen der zur Zeit laufenden Phase B der DRS untersucht.

Hochdruckpfad

Bei einem Notstromfall mit vollständigem Ausfall der Dampferzeugerbespeisung – dem Referenzfall zum Hochdruckpfad – kann die anfallende Nachwärme zunächst vollständig an die Dampferzeuger (DE) abgeführt werden. Dadurch dampfen diese jedoch sekundärseitig allmählich aus, so daß schließlich keine Energie mehr über sie abgeführt werden kann. Dies bewirkt einen Anstieg von Druck und Temperatur im Primärkreis bis zum Öffnen der Druckentlastungsventile am Druckhalter. Somit wird Kühlmittel zunächst in den Abblasetank und schließlich in den SB freigesetzt. Die Kapazität der Entlastungsventile reicht aus, um den anstehenden Kühlmittelmassenstrom in den SB abzuführen, so daß der RDB bei zyklisch öffnenden und schließenden Ventilen ausdampft. Der Druck im Primärkreis wird dadurch auf einem Niveau von etwa 17 MPa gehalten. Nach Kernaufheizung, Verlust der Kernintegrität und Kernmaterialabsturz ins untere Plenum des RDB kommt es schließlich ca. 3 Stunden nach Unfallbeginn ebenfalls zu dessen thermisch bedingtem Versagen (Bild 6.2).

Das Versagen des RDB unter vollem Systemdruck läßt einen massiven Massen- und Energietransport in den SB erwarten. Ferner können infolge der Druckentlastung des Primärkreises die Druckspeicher auf das heiße Kernmaterial einspeisen. Schließlich kann Kernmaterial unmittelbar mit Sumpfwasser in Kontakt kommen.

Wie der in Bild 6.2 für den Hochdruckpfad dargestellte Druckverlauf im SB zeigt, führen diese Vorgänge zu einem deutlichen Druckpeak, ohne daß dadurch der angenommene Versagensdruck des SB erreicht wird.

Der weitere Unfallablauf nach Versagen des RDB ist weniger eindeutig als beim Niederdruckpfad. Ähnlich wie beim Niederdruckpfad ist es möglich, daß auch bei Überflutung des heißen Kernmaterials durch Sumpfwasser eine Wechselwirkung zwischen geschmolzenem Kernmaterial und Beton einsetzt. In diesem Fall ist das Kernmaterial längerfristig nicht vollständig kühlbar. Andererseits ist es aufgrund der dynamischen Vorgänge beim thermischen Versagen des RDB unter hohem Druck nicht auszuschließen, daß Kernmaterial in dispergierter Form im Sumpfwasser verteilt wird und dabei vollständig kühlbar ist, d. h., es tritt keine Schmelze/Beton-Wechselwirkung ein.

Die Vielzahl möglicher Unfallszenarien läßt sich durch zwei Grenzfälle (vgl. Bild 6.2) hinreichend eingrenzen, und zwar

- Vorhandensein einer nichtkühlbaren Konfiguration und dadurch Ablauf der Schmelze/Beton-Wechselwirkung in ähnlicher Weise wie beim Niederdruckpfad Kernschmelzen,
- Entstehung einer vollständig kühlbaren Konfiguration, bei der die gesamte Nachwärme des Kernmaterials an Sumpfwasser abgegeben wird.

Letzteres führt aufgrund höherer Dampferzeugungsraten zu einer größeren thermischen Belastung des Sicherheitsbehälters. Der angenommene Versagensdruck des SB von 0,85 MPa wird dadurch bereits nach annähernd 4 Tagen gegenüber annähernd 5 Tagen im Falle einer nichtkühlbaren Konfiguration erreicht.

Schlußbemerkungen

Eine Freisetzung von Radioaktivität in die Umwelt kann in signifikantem Maße erst dann erfolgen, wenn die Dichtheit des SB in gravierendem Maße verlorengeht. In diesem Zusammenhang stellt sich auch die Frage, in welcher Weise der Sicherheitsbehälter bei einem unkontrollierten Druckanstieg seine Integrität und sein Rückhaltevermögen für Spaltprodukte letztlich verlieren kann.

Diese Fragestellung ist derzeit Gegenstand mehrerer analytischer und experimenteller Untersuchungen, die von der GRS, der Kraftwerk Union und dem Kernforschungszentrum Karlsruhe durchgeführt werden und deren Ergebnisse unmittelbar in die zur Zeit laufende Phase B der DRS einfließen.

Erste Ergebnisse strukturdynamischer Untersuchungen zum festigkeitsmäßigen Verhalten des Sicherheitsbehälters unter den thermodynamischen Randbedingungen bei einem schweren Unfall mit Kernschmelzen weisen darauf hin, daß oberhalb des Auslegungsdruckes an Schwachstellen des SB lokale Leckageöffnungen entstehen können. Sofern dies der Fall ist, genügt bereits ein effektiver Öffnungsquerschnitt von ca. 20 cm² (entsprechend einem effektiven Leckdurchmesser von ca. 50 mm), um den Druck im SB nicht weiter ansteigen zu lassen, während größere Öffnungen im SB bereits zu einer Druckabsenkung im Sicherheitsbehälter führen.

Eine Ausströmung aus dem Sicherheitsbehälter und damit auch die Freisetzung von Spaltprodukten muß zunächst in den sich zwischen SB und äußerer Betonabschirmung des Reaktorgebäudes befindenden Ringraum erfolgen. Auf welchen Wegen (Freisetzungspfaden) Spaltprodukte aus dem Ringraum letztlich in die Umwelt gelangen können, ist ein weiterer Schwerpunkt derzeit in der GRS laufender Analysen zum Ablauf schwerer Unfälle.

Die zuvor diskutierten Analysen zum Niederdruck- und Hochdruckpfad Kernschmelzen, die unter der Prämisse erfolgten, daß **keinerlei** Maßnahmen zur Begrenzung von möglichen Unfallfolgen eingeleitet werden, zeigen, daß mit einem Überdruckversagen des SB erst **mehrere Tage** nach Unfalleintritt gerechnet werden muß. Damit steht insgesamt ein erheblicher Zeitraum zur Verfügung, um sicherheitsgerichtete Maßnahmen einzuleiten und wirksam werden zu lassen und somit einen Unfall vor einer möglichen Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte in die Umwelt abzufangen und seine Folgen zu begrenzen.

K. Bracht und M. Tiltmann

6.2 Das UPTF-Experiment

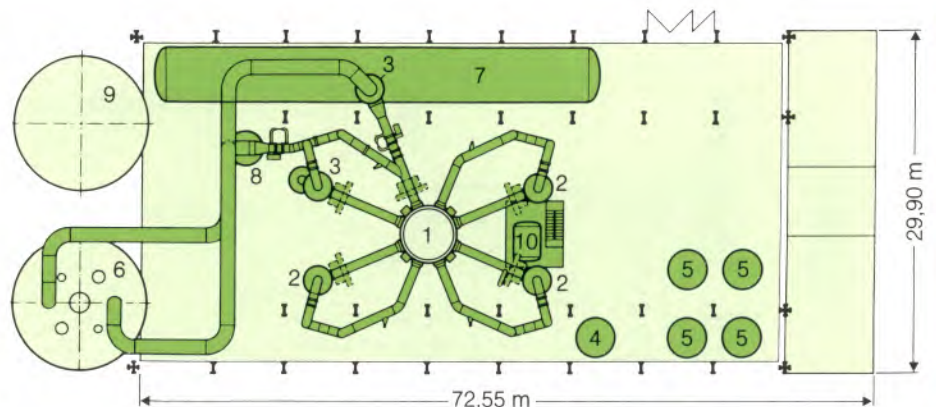
Die experimentellen Untersuchungsprogramme an den Anlagen UPTF (Upper Plenum Test Facility), SCTF (Slab Core Test Facility) und CCTF (Cylindrical Core Test Facility) sind Teil des 2D/3D-Projekts. In diesem Projekt arbeiten die Bundesrepublik Deutschland (Der Bundesminister für Forschung und Technologie, BMFT), Japan (Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI) und die Vereinigten Staaten von Amerika (United States Nuclear Regulatory Commission, USNRC) zusammen. Es werden experimentelle und analytische Untersuchungen durchgeführt. Mit ihnen soll vor allem zur Klärung der mehrdimensionalen und großräumigen Vorgänge im Reaktordruckbehälter eines Druckwasserreaktors (DWR) während der Endphase des Druckentlastungsvorganges und der Wiederauffüll- und Flutphase bei einem Kühlmittelverluststörfall beigetragen werden.

Die Versuchsanlage UPTF

Die UPTF ist eine 1:1-Nachbildung eines DWR der 1300-MWe-Klasse, wobei alle aktiven Komponenten des Primärkreises (Kern, Pumpe, Dampferzeuger) sowie das Containment durch Simulatoren ersetzt werden. In der UPTF werden bei einem Auslegungsdruck von etwa 2,0 MPa Versuche zur Klärung der 3D-Effekte während der Endphase der Druckentlastung sowie der Wiederauffüll- und Flutphase durchgeführt. Die Anlage wurde von der Kraftwerk Union (KWU) im Auftrag des BMFT beim Großkraftwerk Mannheim (GKM) errichtet und wird von der KWU etwa ab August 1985 betrieben.

Die GRS führt im Rahmen eines Reaktorsicherheitsforschungsprogrammes des BMFT umfangreiche Arbeiten zur analytischen Betreuung des UPTF-Projektes sowie zur Versuchsbetreuung durch.

Bild 6.4 zeigt die Versuchsanordnung in der Draufsicht und vermittelt einen Eindruck über die Größenverhältnisse der Anlage. Versuchsbehälter, Einbauten und Leitungsführung der intakten Kreisläufe gleichen der Referenzanlage mit nur geringen Änderungen, die durch Kompromisse mit den Vertragspartnern oder durch Versuchsinstrumentierung verursacht wurden. Allerdings sind Reaktorkern, Hauptkühlmittelpumpen, Dampferzeuger und Containment durch Simulatoren nachgebildet worden (siehe Abschnitt „Simulatoren“).



- | | | |
|--|------------------------------|-------------------------------------|
| 1 Versuchsbehälter | 4 Heißwasser-Vorratsbehälter | 8 Stickstoffbehälter |
| 2 Dampferzeuger-Simulator, intakte Leitung | 5 Druckspeicher | 9 Behälter für aufbereitetes Wasser |
| 3 Wasserabscheider, Bruchleitung | 6 Sicherheitsbehälter | 10 Ablaufbehälter |
| | 7 Ruth-Speicher | |

Bild 6.4: Draufsicht der UPTF

Versuchsbehälter und -einbauten

Der Versuchsbehälter (Bild 6.5) entspricht in seinen Abmessungen, abgesehen von den Wanddicken, etwa einem 1300-MWe-Reaktordruckbehälter.

Simulatoren

Kernsimulator

Die Simulation der Nachzerfallswärme in der UPTF während der Druckentlastungs-, Wiederauffüll- und Flutphase wird durch Einspeisen von Dampf und Wasser über eine Dampf/Wasser-Mischvorrichtung erreicht. Dazu ist der Kernbereich in 17 Kernsimulatorzonen unterteilt (Bild 6.6) mit je 9 bzw. 14 Brennelement-(BE-)Attrappen. Diese bestehen aus BE-Kopf, Stabattrappen mit je zwei Abstandshaltern und dem Fußgitter. Unter jeder BE-Attrappe befindet sich eine Düse, mit der unabhängig voneinander Sattedampf und Sattwasser eingespeist werden können. Düsen innerhalb einer Kernsimulatorzone werden als Einheit geregelt.

Bei Wasserdurchbruch vom oberen Plenum in den beheizten Kern wird Dampf produziert. Um diesen Vorgang zu simulieren, wur-

de ein sogenanntes „core simulator feedback control system“ installiert. Die in den Kern durchbrechende Wassermenge wird an der Stabhalteplatte gemessen und eine entsprechende Dampfmenge zur Simulation des Kernverhaltens mit Hilfe der Düsen eingesprüht.

Pumpensimulator

Von den Hauptkühlmittelpumpen werden nur die Strömungswiderstände und die geodätischen Überlaufhöhen nachgebildet.

Dampferzeugersimulator

In die drei intakten Loops werden Dampferzeugersimulatoren eingebaut. Ihre Querschnitte sind so gewählt, daß sich bei Zuströmung von Wasser gleiche geodätische Höhen der Wasservorlage wie bei der Referenzanlage einstellen. Die Strömungswiderstände werden durch Blenden simuliert.

In die beiden Bruchstränge ist je ein Wasserabscheider eingebaut. Diese sind ähnlich wie die Dampferzeugersimulatoren geschaltet und dienen ebenfalls zur getrennten Ermittlung der am Bruchquerschnitt austretenden Dampf- und Wassermassenströme.

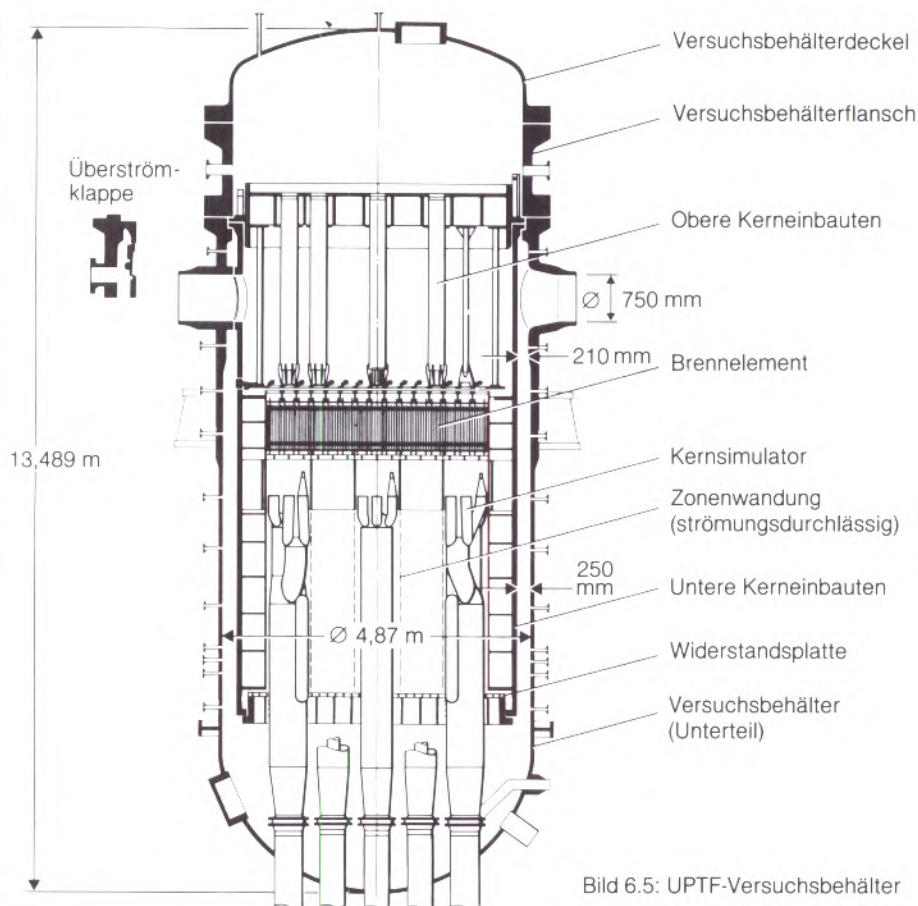


Bild 6.5: UPTF-Versuchsbehälter

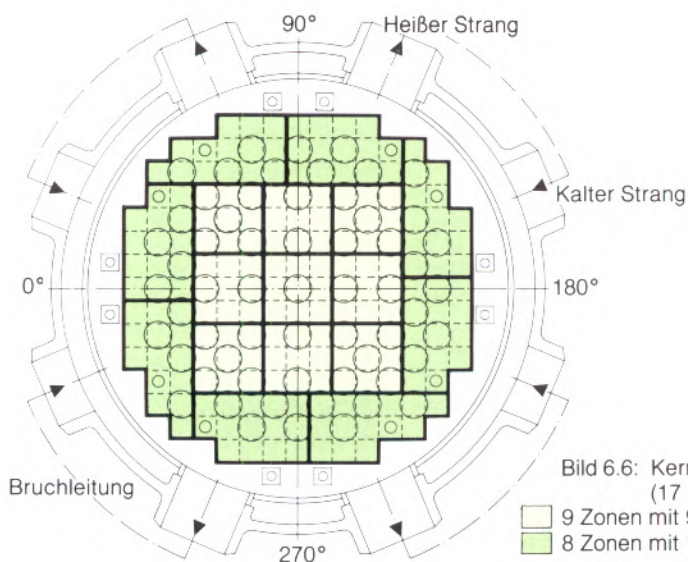


Bild 6.6: Kernsimulatorzonen (17 Einspeisezonen)

- 9 Zonen mit 9 BE-Attrappen
- 8 Zonen mit 14 BE-Attrappen

Containmentsimulator

Zur Nachbildung der im Containment nach dem Bruch einer Hauptkühlmittelleitung auftretenden Verhältnisse dient ein Containmentsimulator, der als Druckabbausystem ausgebildet wurde. Solange Dampf in den Bruchsträngen ausströmt, wird dieser in der Wasservorlage des Containmentsimulators kondensiert. Wenn sich bei einer Druckabsenkung im Versuchsbehälter die Strömung in den Bruchsträngen umkehrt, muß durch Zuspäsen von Dampf in die Druckkammer verhindert werden, daß dort der Druck zusammenbricht. Eine Regelung des Massenstromes ist bei den schnellen Transienten nicht möglich. Deshalb wird ein größerer als der vom Containmentsimulator zum Versuchsbehälter fließende Massenstrom eingespeist; der überschüssige Dampf kondensiert in der Kondensationskammer.

Notkühlsystem

Notkühlwasser in vier Druckspeichern wird unter einem Stickstoffdruck von etwa 2,0 MPa gespeichert. Während der Versuche wird dem Druckspeicher Treibdampf von 2,0 MPa zugeführt, so daß der Druck auch bei weitgehender Entleerung der Druckspeicher erhalten bleibt. Das Notkühlwasser kann durch maximal sieben Einzelstränge in den Primärkreis eingespeist werden. In jedem Strang wird der Massenstrom durch ein Ventil gesondert geregelt, womit der Gesamtmassestrom aus den Druckspeichern und den Notkühlpumpen der Referenzanlage simuliert wird. Zusätzlich wird Stickstoff in die Notkühlleitungen eingespeist, um die Anteile gelösten Stickstoffes der Originalanlage nachzubilden. Zwei von vier Druckspeichern (115 m³ Notkühlwasser) können wahlweise auch als Stickstoffspeicher für amerikanische Versuche benützt werden.

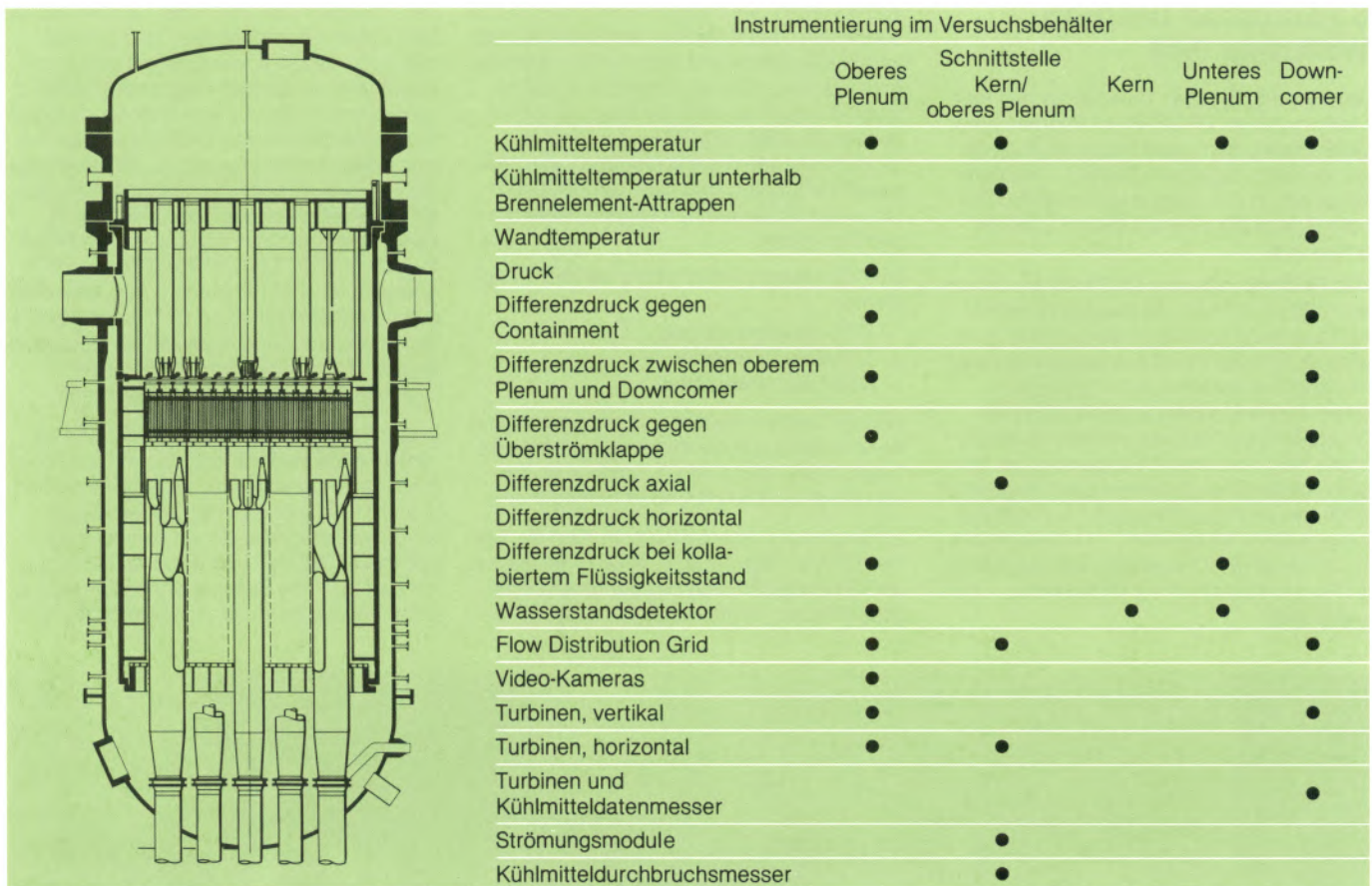


Bild 6.7: Instrumentierung im UPTF-Versuchsbehälter

Instrumentierung

Die Versuchsinstrumentierung hat die Aufgabe, die dreidimensionalen zweiphasigen thermohydraulischen Phänomene zu messen. Die wichtigsten Meßaufgaben dabei sind die Erfassung von

- Massendurchsätzen (meist zweiphasig) an Systemgrenzen und Bereichsgrenzen (siehe Bild 6.7),
- Ansammlung und Verteilung der flüssigen Phase in jedem Bereich,
- Phasengeschwindigkeiten in wichtigen Bereichen,
- örtlichen thermodynamischen Zustandsgrößen des Strömungsmediums,
- Wandtemperaturen, wo entspeicherte Wärmemengen die Strömungsvorgänge beeinflussen können (z. B. Downcomer).

Die Hauptbereiche sind:

- oberes Plenum,
- Kern,
- unteres Plenum,
- Downcomer,
- Bruchleitungen,
- Primärkreisläufe.

Entsprechend der Aufgabenstellung der Versuchsanlage liegt der Schwerpunkt der Instrumentierung in der Schnittstelle zwischen Kern und oberem Plenum (BE-Köpfe), ferner im oberen Plenum selbst sowie im Downcomer (Bild 6.7).

Ein großer Teil der Meßinstrumente wurde von der USNRC entwickelt und geliefert. Es handelt sich hierbei um die sogenannte „fortschrittliche Instrumentierung“. Die konventionelle Instrumentierung wurde von der

Bundesrepublik Deutschland geliefert. Ein Überblick über die Instrumentierung im Versuchsbehälter ist in Bild 6.7 gegeben.

K. Liesch

6.3 European DRUFAN Workshop 1984

Am 4. und 5. Oktober 1984 wurde das Rechenprogramm DRUFAN im Rahmen eines Workshops einem internationalen Interessentenkreis vorgestellt (Bild 6.8). Bei dem Workshop in Garching waren etwa 50 Teilnehmer aus zehn europäischen Ländern anwesend.

Das Rechenprogramm DRUFAN wurde von der GRS im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) entwickelt. DRUFAN wird zur Analyse der thermo- und fluiddynamischen Vorgänge in einem Druckwasserreaktor während der Druckabsenkungsphase und der Anfangsphase des Wiederauffüllvorganges bei großem, mittlerem und kleinem Leck eingesetzt. Weiterhin wird das Programm zur Analyse ausgewählter Transienten – insbesondere zur Analyse von Transienten mit ausgeprägter Phasenseparation im Primärkreis – herangezogen.

Während des zweitägigen Workshops wurde sowohl ein Überblick über den Entwicklungs- und Verifikationsstand gegeben als auch die Anwendungsbreite des Programms aufgezeigt. Vorträge wurden gehalten von Mitarbeitern der GRS und GRS-externen Programmanwendern des Kernforschungszentrums Karlsruhe sowie den Technischen Überwachungs-Vereinen Bayern, Hannover und Rheinland.

Der Workshop gliedert sich in die drei Hauptthemen

- DRUFAN Entwicklung,
- DRUFAN Verifikation,
- DRUFAN Anwendung.

Bei den Themen Verifikation und Anwendung wurde jeweils auf die Anwendungsbereiche Transienten, kleine Lecks, mittlere Lecks und große Brüche gesondert eingegangen.

Zu Beginn der Veranstaltung wurden die Teilnehmer von Prof. Dr. E. F. Hicken im Namen der GRS begrüßt. Den Hauptthemen vorangestellt waren einführende Vorträge, die ei-

nen Überblick über die in der GRS entwickelten System-, Komponenten- und Containmentprogramme sowie über die geplanten Aktivitäten hinsichtlich Programmerweiterungen und Programmanwendung vermittelten. Insbesondere wurde das bisherige Einsatzspektrum des Programms DRUFAN aufgezeigt, das versuchsbegleitende Analysen für Reaktorsicherheitsexperimente (z. B.

Loop Blowdown Investigation, LOBI; Primärkreisläufe, PKL; Loss of Fluid Test, LOFT), Analysen für DWR-Anlagen unter „best estimate“-Randbedingungen (z. B. Dampferzeugerheizrohrleck) und Analysen zur Begutachtung der Notkühlwirksamkeit (Brokdorf, Grohnde, Philippsburg, Konvoi) umfaßt.

In den Vorträgen zum ersten Hauptthema „**DRUFAN Entwicklung**“ wurden die Programmstruktur sowie die wichtigsten Modelle und Korrelationen beschrieben. Dabei wurde insbesondere darauf hingewiesen, daß das in DRUFAN verwendete Baustein-konzept (d. h. die Systemnachbildung durch Grundbausteine, wie z. B. Kontrollvolumina,



Bild 6.8: Kaffeepause während des Workshops

Strömungswege, Pumpen, Ventile) einerseits eine hohe Flexibilität in der Anwendung ermöglicht, andererseits jedoch erhöhte Anforderungen an den Programmanwender stellt. Bei den Modellen wurde auf die Beschreibung der Phasenseparation und auf die Nachbildung von Gemischspiegeln gesondert eingegangen.

Ferner wurde das in DRUFAN verwendete numerische Lösungsverfahren beschrieben, das sich vor allem durch automatische Steuerung von Zeitschritt und Verfahrensordnung sowie Überprüfung des örtlichen Diskretisierungsfehlers auszeichnet.

Den Abschluß des ersten Hauptthemas bildete ein Kurzvortrag über das GRS-Programm FLUT. Dieses Programm wird bei der Analyse großer Brüche für die Simulation des Wiederauffüll- und Flutvorganges eingesetzt. Ein spezielles Datenübertragungsprogramm gestattet eine weitgehend automatische Datenübergabe von DRUFAN zu FLUT.

Innerhalb des Themenkreises „**DRUFAN Verifikation**“ wurden Analysen sowohl zu Einzeleffektexperimenten als auch zu Systemexperimenten vorgestellt. Die Vorträge, die zum Teil von GRS-externen Programmanwendern gehalten wurden, gaben einen Einblick in die intensive Verifikationsarbeit, die mit der Entwicklung großer Rechenprogramme verbunden ist. Die Anwendung des Rechenprogrammes und der Vergleich der dabei erzielten Ergebnisse mit den Meßwerten dienen der Identifikation von Programmschwächen und geben wichtige Anregungen für die Optimierung von Einzelmodellen und des Programmablaufs. Ferner dienen die Erfahrungswerte zur Erarbeitung von Benutzeranleitungen. Eine wichtige Erkenntnis aus der vom Kernforschungszentrum Karlsruhe durchgeführten Nachrechnung von COSIMA-Versuchen (**C**ontrolled **B**lowdown **S**imulation **F**acility **K**arlsruhe) war beispielsweise, daß bei relativ grober Nodalisierung für die hier sich im Experiment einstellende Sandwich-Konfiguration (Wasser-Dampf-Wasser-Schichtung) eine deutlich verbesserte Übereinstimmung zwischen Rechnung und Experiment durch die Simulation eines zweiten Gemischspiegelpfades im unteren Plenum zu erzielen war. Wird auf die Anwendung des Gemischspiegelmodells verzichtet, muß die Nodalisierung vor allem im Bereich des oberen und unteren Plenums deutlich verfeinert werden (Bild 6.9).

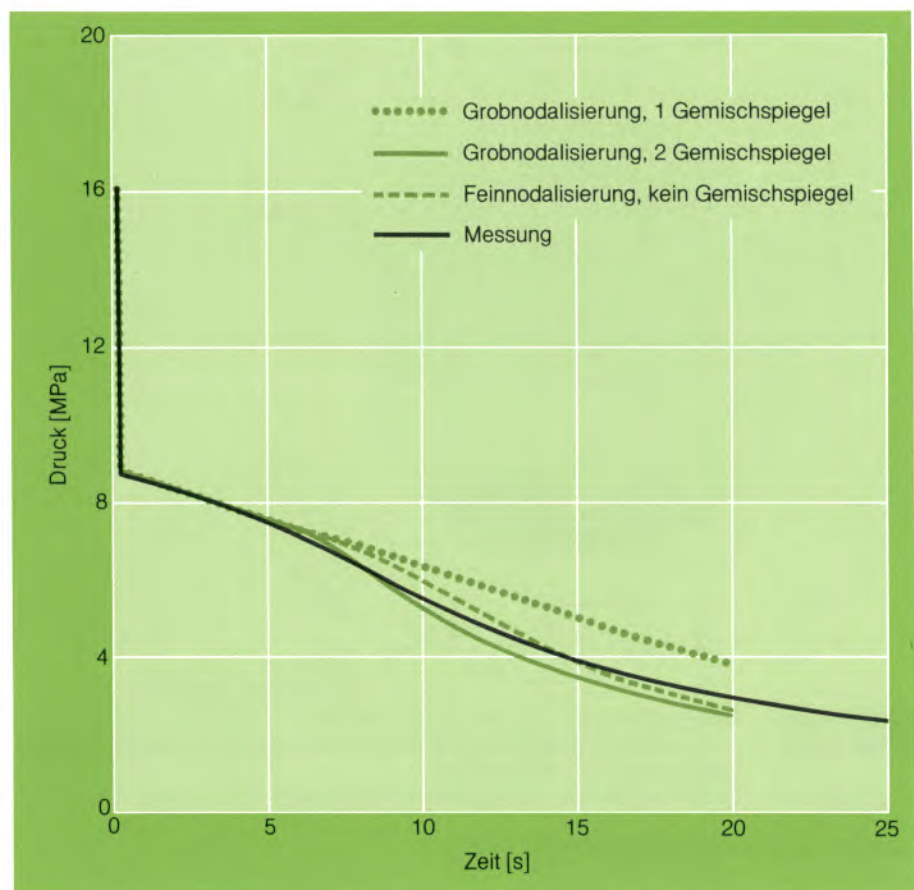


Bild 6.9: COSIMA-Versuch V 207, Einfluß der Nodalisierung auf den Druckverlauf

Die weiteren Vorträge beschrieben Analyseergebnisse zu den Integralversuchsständen LOBI und LOFT, die ein Größenverhältnis von etwa 1:700 bzw. 1:50 zur Realanlage aufweisen. Die analysierten Versuche deckten den Bereich möglicher Störfälle von Transienten (Ausfall der Speisewasserversorgung) bis zum Totalabriß einer Hauptkühlmittelleitung ab. Im Rahmen dieser Untersuchungen konnten wichtige Erkenntnisse und Anregungen hinsichtlich der Wahl von noch nicht festgeschriebenen Modelloptionen gewonnen werden. So zeigte sich bei einem Vergleich von verschiedenen Analyseergebnissen eines LOBI-Versuchs zum mittleren Leck, daß im Vergleich zum homogenen Modellansatz bei Anwendung des Drift-Modells für nahezu alle relevanten Blowdown-Parameter (Kühlmitteldruck, Kühlmittelverteilung,

Hüllrohrtemperaturen etc.) eine deutlich verbesserte Übereinstimmung mit den experimentellen Werten zu erzielen ist.

Insgesamt zeigten die Präsentationen eine gute Übereinstimmung zwischen den errechneten und den gemessenen Daten. Die Vorträge gaben Hinweise für die weitere Optimierung von Einzelmodellen und identifizierten Ansatzpunkte zur Erleichterung der Programmhandhabung.

Im Rahmen des Themenkreises „**DRUFAN Anwendung**“ wurde das Einsatzspektrum des Rechenprogramms anhand von Störfallanalysen für den Druckwasserreaktor der 1300-MWe-Klasse mit kombinierter Notkühleinpeisung aufgezeigt. Auch hier wurden die Analysen zum Teil von externen Organisationen durchgeführt. Ein Vortrag über die

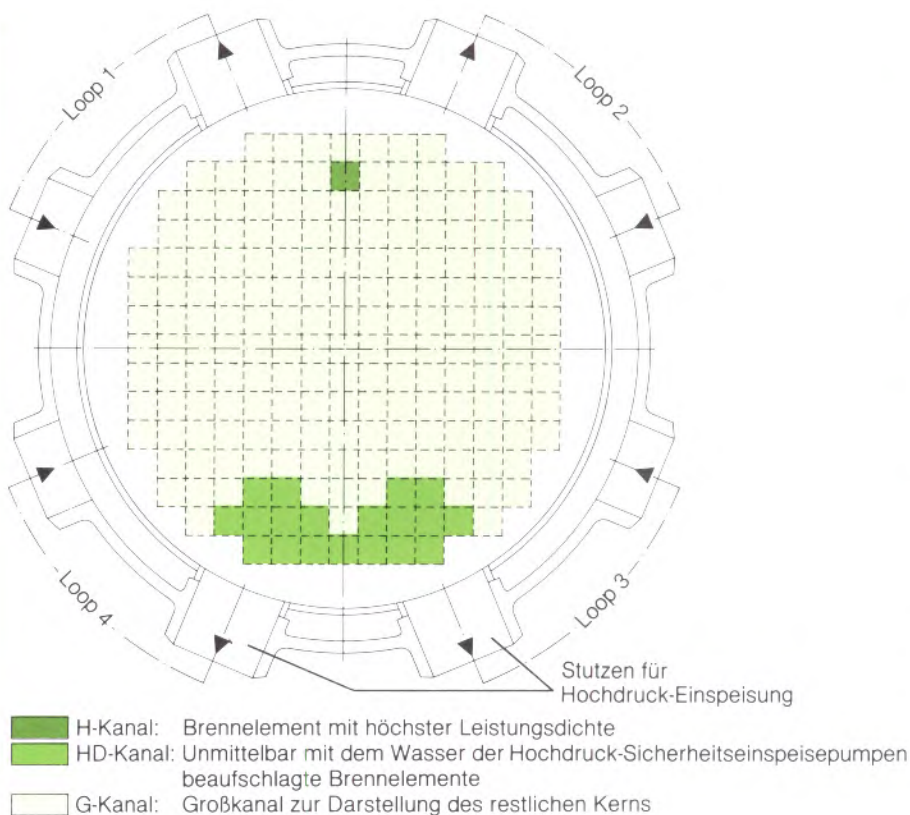


Bild 6.10: Unterteilung des Kerns in drei Kanäle

Analyse eines großen Lecks zeigte am praktischen Beispiel des kaltseitigen 2F-Bruches die Anwendung des Programmsystems DRUFAN/FLUT vom Störfallbeginn bis zum Ende der Flutphase.

Eine andere Untersuchung befaßte sich mit der Optimierung der Kerndarstellung für die Analyse von kleinen und mittleren Lecks. Als Ergebnis wurde eine 3-Kanal-Aufteilung des Kerns vorgestellt, die eine unabhängige Berücksichtigung der radialen Leistungsverteilung und des heterogenen Eindringens des heißseitig eingespeisten Notkühlwassers gestattet (Bild 6.10).

In weiteren Vorträgen wurden die Störfälle „Dampferzeugerheizrohrbruch“, „Versagen eines Druckhalterabblaseventils“, „Versagen eines Dampferzeugersicherheitsventils“ sowie „Störfälle mit reduzierter Systemverfügbarkeit“ vorgestellt.

Den Abschluß der zweitägigen Veranstaltung bildete eine farbenprächige Präsentation der zukünftigen DRUFAN-Ein- und AusgabeprozEDUREN. Mit Hilfe spezieller Programmpakete wird zum einen sowohl die Erstellung als auch die Neu-Nodalisierung eines DRUFAN-Eingabedatensatzes durch Definition von nodalisierungsunabhängigen Basisgeometrien wesentlich erleichtert, zum anderen kann die Richtigkeit der Eingabewerte mit graphischen Hilfsmitteln in vielfältiger Weise überprüft werden.

Die insgesamt 19 Vorträge der zweitägigen Veranstaltung dokumentierten den hohen Entwicklungs- und Verifikationsstand sowie das breite Einsatzspektrum des Rechenprogramms DRUFAN. Die positive Resonanz aus dem nationalen und internationalen Teilnehmerkreis bestätigten den Erfolg des European DRUFAN Workshops 1984.

6.4 Programmtechnische Simulation von Kritikalitätsexkursionen

Bei der sicherheitstechnischen Beurteilung von Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufes sind meist auch Ablauf und Auswirkung möglicher Kritikalitätsstörfälle zu analysieren. Dazu werden derzeit Rechenmodelle herangezogen, die aus Unfalluntersuchungen und Experimenten abgeleitet sind. Die Ausgangsbedingungen wie Spaltstoff, Behältergeometrie, Anreicherung oder Reaktivitätszufuhr variieren in all diesen Fällen jedoch nur innerhalb einer relativ kleinen Bandbreite. Um das Verhalten von Spaltstofflösungen bei Kritikalitätsstörfällen und sich daraus ergebende Konsequenzen besser beurteilen zu können, bietet sich die Simulation durch Rechenprogramme an.

Ablauf einer Kritikalitätsexkursion

Fließen in einen mit Spaltstofflösung gefüllten Behälter weitere Lösungsmengen zu, so kann eine sich selbst erhaltende Kettenreaktion einsetzen: Der Behälter wird „kritisch“. Bei weiterer Spaltstoffzugabe (Reaktivitätszufuhr) steigt die Anzahl der Spaltungen lawinenartig an. Es findet eine sogenannte „Kritikalitätsexkursion“ statt. In der Folge werden jedoch meist Selbstbegrenzungsmechanismen (Reaktivitätsrückkopplung) wirksam, die nach einiger Zeit einen Leistungsabfall herbeiführen.

Abhängig von der Reaktivitätszufuhr lassen sich Grenzsituationen charakterisieren:

- **Langsame Exkursion:** Der Behälter ist zu jedem Zeitpunkt nur „verzögert kritisch“ (Reaktivität < 1 \$), das heißt, die verzögerten Neutronen bestimmen den Ablauf. Die Leistungsverdoppelungszeiten liegen im Bereich von mehreren Sekunden und länger.
- **Schnelle Exkursion:** Der Behälter ist „prompt kritisch“ (Reaktivität > 1 \$). Es tritt ein steiler Leistungsanstieg auf. Je nach zugeführter Überschußreaktivität wird die Exkursion durch Lösungsausstoß beendet oder es folgt eine Reihe von Leistungssoszillationen.

Exkursionsmodell

Gängige Programme wie AIREK¹⁾ gehen von stark vereinfachenden Annahmen aus:

- Die Reaktivitätsrückkopplung wird als analytische Funktion angesetzt, deren Parameter ad hoc dem Experiment angepaßt werden.
- Für die neutronenphysikalischen Parameter wie Lebensdauer, Wanderfläche oder β_{eff} (effektiver Anteil der verzögerten Neutronen) werden gängige, aber nicht systemspezifische Werte eingesetzt.

Zwar werden dadurch vorgegebene Experimente nach geeigneter Parameteranpassung zumindest in der Anfangsphase zufriedenstellend beschrieben, Extrapolationen auf Situationen mit geänderten Ausgangsbedingungen sind jedoch nur beschränkt zulässig.

Leitprinzip bei der Erstellung des vorliegenden Programms FELIX war eine möglichst realitätsbezogene Simulation der physikalischen Vorgänge. Damit sollte eine Ausgangsbasis geschaffen werden, die sowohl für Nachrechnungen von Experimenten als auch für extrapolierende Voraussagen anwendbar ist.

Modellmäßig wird ein mit Spaltstofflösung gefüllter Behälter innerhalb der Möglichkeiten des eindimensionalen Transportprogramms ANSIN (Zylinder, Slab) nachgebildet und die stationäre Neutronenflußverteilung auf der Basis der Hansen-Roach-Wirkungsquerschnitte ermittelt. Die daraus resultierenden Neutronenflüsse und Wirkungsquerschnitte werden in das Exkursionsprogramm eingelesen und die neutronenphysikalischen Größen wie Lebensdauer, Multiplikationsfaktor, Wanderfläche, Extrapolationslänge usw. berechnet. Die endliche Füllhöhe des Behälters und deren Variation mit dem Zufluß wird durch Bucklingkorrektur berücksichtigt.

¹⁾ Hoffmann, A., et al.:
Program for the Numerical Solution of the Space Independent Kinetics Equations for KEWB
Appl. Math. Techn. Document 132, Atomics International, Nov. 1962

²⁾ Lécorché, P., et al.:
A Review of the Experiments Performed to Determine the Radiological Consequences of a Criticality Accident.
Commissariat à l'Energie Atomique, Direction de la Protection et de la Sécurité Radiologique, Service d'Etudes de Criticité, Paris, Y-CDC-12, Nov. 1973

Damit stehen alle Koeffizienten für die punktkinetischen Reaktorgleichungen zur Verfügung, mit denen die Zeitabhängigkeit der Leistung unter Berücksichtigung der verzögerten Neutronen beschrieben wird. Die Reaktivitätsrückkopplung ergibt sich aus der Dichteänderung der Lösung, die wiederum durch Temperaturänderung und wechselnden Gasblasenanteil (Wasserdampf und Radiolysegas) verursacht wird. Die Wärmeableitung aus dem System wird berücksichtigt. Ausgehend von vorgegebenen Anfangsbedingungen wie Ausgangsleistung, -temperatur und Zufuhr rate wird das System von gekoppelten Differentialgleichungen numerisch für die einzelnen Zeitabschnitte gelöst. Als Ergebnis erhält man Leistung, integrale Spaltzahl und Temperatur als Funktion der Zeit.

Nachrechnung von CRAC-Experimenten

An gut dokumentierten Exkursionsversuchen²⁾ stehen die in Frankreich durchgeführten CRAC-Experimente (Conséquences Radiologiques d'un Accident de Criticité) zur Verfügung.

Bisher wurden 7 CRAC-Experimente nachgerechnet. In allen Fällen handelt es sich um zylindrische Behälter mit einem Durchmesser von 300 mm, gefüllt mit Uranylinitratlösung (93% angereichertes Uran). Die Uran-Konzentrationen variierten von 50 g U/l bis 200 g U/l, die Reaktivitätszufuhren von $1,4 \cdot 10^{-3}$ \$/s bis 0,79 \$/s.

Die im folgenden näher beschriebenen Experimente (CRAC 04, CRAC 13) wurden ausgewählt, weil

- in diesen beiden Fällen der Exkursionsverlauf als Funktion der Zeit in der Literatur²⁾ explizit dargestellt wird. Damit ist ein detaillierter Vergleich von Nachrechnung und Experiment möglich;
- es sich bei CRAC 04 mit einer Reaktivitätszufuhr rate von $3,4 \cdot 10^{-3}$ \$/s um eine typische „langsame“ Exkursion, bei CRAC 13 mit 0,16 \$/s um eine „schnelle“ Exkursion handelt. Damit wird die Leistungsfähigkeit des Programms an zwei Extremfällen nachgewiesen.

CRAC 04

Bild 6.11 zeigt den experimentellen (punktierte Kurve) und nachgerechneten Verlauf (durchgezogene Kurve). Die Zeit vom Über-

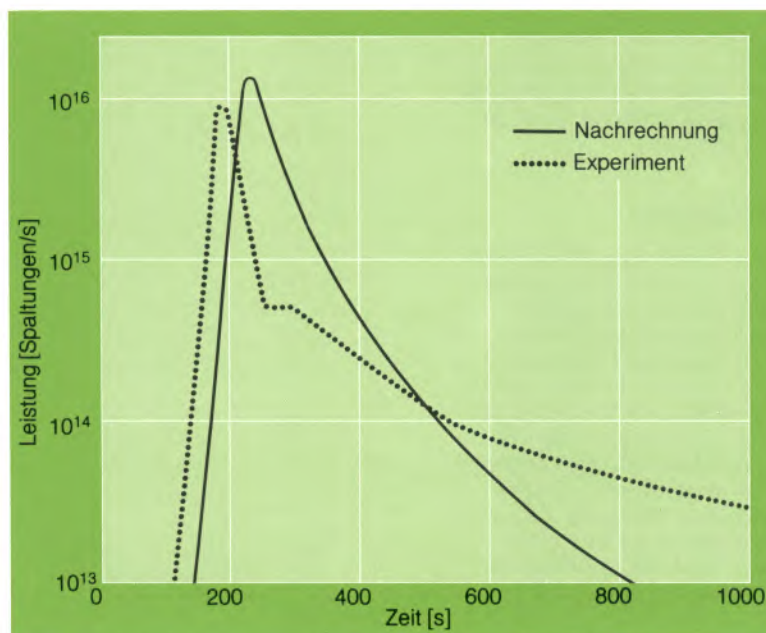


Bild 6.11: Leistungsverlauf bei CRAC 04

schreiten der Kritikalität bis zum Leistungsmaximum beträgt ca. 200 s („langsame“ Exkursion). Aufgrund der Reaktivitätskopplung wegen Temperaturerhöhung der Lösung nimmt die Leistung danach wieder ab. Höhe und Zeitpunkt des Leistungsmaximums werden innerhalb der bestehenden Unsicherheiten (Konzentrationsvariation, Anfangsleistung) durch die Nachrechnung gut wiedergegeben. Auf jegliche Anpassung wurde verzichtet.

Der asymptotische Verlauf bei längeren Zeiten wird durch die Wärmeableitung aus dem System bestimmt. Da hierzu experimentelle Angaben fehlen, wurde ad hoc ein Schätzwert von $200 \text{ W/m}^2 \text{ K}$ eingesetzt. Dies erklärt das unterschiedliche Ausklingverhalten.

CRAC 13

Bild 6.12 zeigt den experimentellen und nachgerechneten Verlauf. Hier handelt es sich um eine „schnelle“ Exkursion, bei der das erste Leistungsmaximum nach ca. 7 s auftritt. Diesem folgt eine Reihe von Oszillationen mit abnehmender Amplitude. Die jeweilige Leistungsabnahme wird durch Reaktivitätsrückkopplung wegen Radiolysegasbildung verursacht. Die Periode hängt von der Verweildauer der Blasen im System ab, und diese Verweildauer wurde – da sonst keine Information zur Verfügung stand – dem Experiment angepaßt. In beiden Fällen sind nach ca. 150 s die Schwingungen abgeklungen und die Leistung nimmt danach langsam ab. Die Abnahme wird wiederum durch die Wärmeableitung bestimmt.

Zusammenfassung

An zwei Beispielen mit extrem unterschiedlichem Zeitverhalten wurde gezeigt, daß mit dem entwickelten Exkursionsprogramm FELIX in beiden Fällen eine gute Übereinstimmung von Nachrechnung und Experiment erzielt wird, die bisher nicht erreicht worden ist. Alle Größen sind durch physikalische Bedingungen festgelegt, lediglich bei Gasfreisetzung muß ein empirisch angepaßter Parameter verwendet werden. Somit steht ein Programm zur Verfügung, das in vielen Fällen Extrapolationen auf Kritikalitätsexkursionen erlaubt, deren Anfangsbedingungen nicht durch Experimente abgedeckt werden.

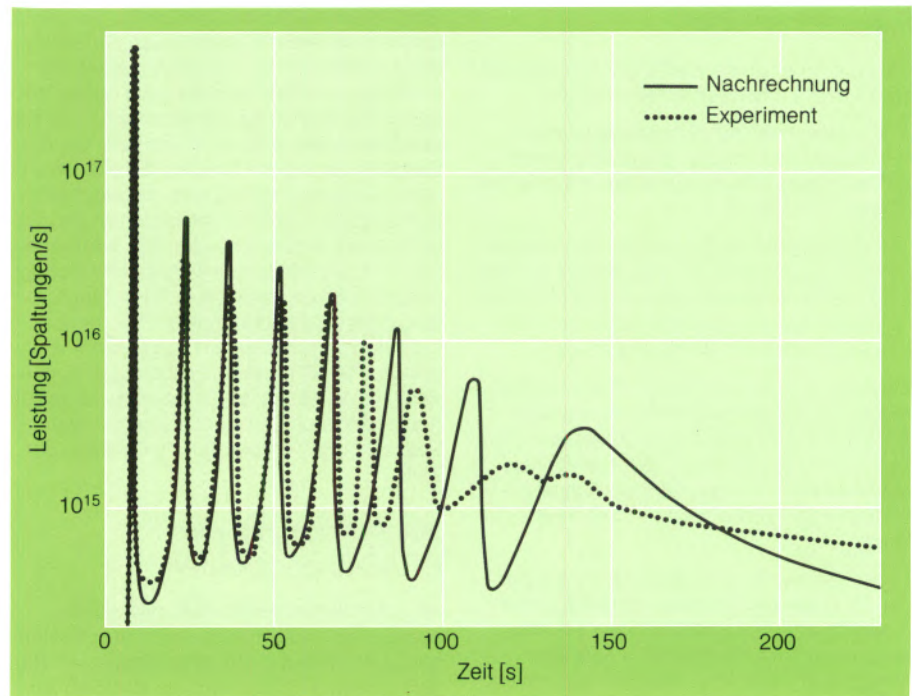


Bild 6.12: Leistungsverlauf bei CRAC 13

7.1 Deutsche Precursor-Studie

Ein spektakuläres Ergebnis der amerikanischen „Accident Sequence Precursor“- (ASP-)Studie¹⁾ war, daß die Häufigkeit möglicher schwerer Kernschäden, die auf Basis der US-Betriebserfahrung mit Kernkraftwerken in den Jahren 1969 – 1979 abgeschätzt wurde, deutlich ungünstiger lag als die in der „Reactor Safety Study“²⁾ berechnete Kernschmelzhäufigkeit.

Mit der Durchführung der deutschen Precursor-Studie³⁾⁴⁾ hat der Bundesminister des Innern die GRS beauftragt. Die Vorgehensweise der ASP-Studie, für alle DWR- bzw. SWR-Anlagen

- mittlere Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse und
- mittlere Wahrscheinlichkeiten von Systemausfällen

zu bestimmen, wurde nicht übernommen. Damit wurden zum einen die Kritiken an der ASP-Studie berücksichtigt, zum anderen wurde dem insgesamt geringeren Umfang deutscher Betriebserfahrungen Rechnung getragen. Die deutsche Precursor-Studie basiert auf einer ausgewählten Referenzanlage, dem Kernkraftwerk Biblis mit den Blöcken A und B. Wesentliche Unterschiede zur Vorgehensweise der amerikanischen Studie ergaben sich dadurch, daß

- anlagenspezifische Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse unter Verwendung detaillierterer Unterlagen, wie insbesondere Prüfanweisungen, als nur der Meldungen über besondere Vorkommnisse ermittelt wurden,
- die Wahrscheinlichkeiten von Systemausfällen aus anlagenspezifischen Strang-Nichtverfügbarkeiten⁵⁾ sowie aus den in Biblis aufgetretenen Systemausfällen, Mehrfachausfällen und potentiellen System- bzw. Mehrfachausfällen bestimmt wurden,
- Handmaßnahmen auf der Basis anlagenspezifischer Betriebserfahrungen bewertet wurden.

Die Bewertungen wurden wie in der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke⁶⁾ auf der Basis pessimistischer Mindestanforderungen aus dem Genehmigungsverfahren und für Vollastbetrieb durchgeführt.

Wie die Häufigkeit pro Reaktorjahr der als „Precursor“ (Vorläufer) eingeordneten Ereignisse sich zeitlich entwickelt hat, zeigt Bild 7.1. Getrennt ausgewiesen wird dabei die Häufigkeit der „Vorläufer“, an denen menschliches Fehlverhalten beteiligt war, was insgesamt für knapp die Hälfte aller „Vorläufer“ zutrifft. Es wird deutlich, daß die Häufigkeit der „Vorläufer“ mit Beteiligung menschlichen Fehlverhaltens im Laufe der Betriebsjahre stark abnimmt und darin sehr gut mit dem Trend der Häufigkeit aller „Vorläufer“ korrespondiert. Die letzten ausgewerteten Betriebsjahre lassen erkennen, daß sich die „Vorläufer“ auf ein bis zwei pro Reaktorjahr eingependelt haben. „Vorläufer“ mit Beteiligung menschlichen Fehlverhaltens traten hier mit einer mittleren Häufigkeit von 0,5 pro Reaktorjahr auf.

Die zeitliche Entwicklung des Schätzwertes für die Häufigkeit möglicher schwerer Kernschäden pro Reaktorjahr ist in Bild 7.2 dargestellt. Als Mittelwert über die gesamte Betriebszeit erhält man einen Schätzwert von $4,7 \cdot 10^{-5}$ pro Reaktorjahr. Die „Vorläufer“ mit Beteiligung menschlichen Fehlverhaltens tragen mit 67 % zu diesem Gesamtergebnis bei. Es liegt innerhalb des 90 % igen Vertrauensintervalles der in der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke ermittelten Kernschmelzhäufigkeit, das von $1 \cdot 10^{-5}$ bis $3 \cdot 10^{-4}$ pro Reaktorjahr reicht, bei einem Erwartungswert von $9 \cdot 10^{-5}$ pro Reaktorjahr.

Die insgesamt deutliche Abnahme der in den Abbildungen 7.1 und 7.2 dargestellten Häufigkeiten mit den Betriebsjahren ist auf zahlreiche Systemverbesserungen und die zunehmende Erfahrung des Betriebspersonals

¹⁾ Minarick, J. W., und C. A. Kulkielka: *Precursors to Potential Severe Core Damage Accidents: 1969 – 1979. A Status Report* Science Applications, Inc., Oak Ridge National Laboratory, NUREG/CR-2497, June 1982

²⁾ Reactor Safety Study *An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants* WASH-1400 (NUREG-75/014), October 1975

³⁾ Hörtnner, H., W. Frey, J. von Linden und G. Reichart: *German Precursor Study – Methods and Results – International ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Safety Methods and Applications*, San Francisco, February 24 – March 1, 1985

⁴⁾ Hörtnner, H., W. Frey, J. von Linden und G. Reichart: *Betriebserfahrung und Wahrscheinlichkeit schwerer Kernschäden, Deutsche Precursor-Studie* Jahrestagung Kerntechnik 1985, München, 21. – 23. Mai 1985

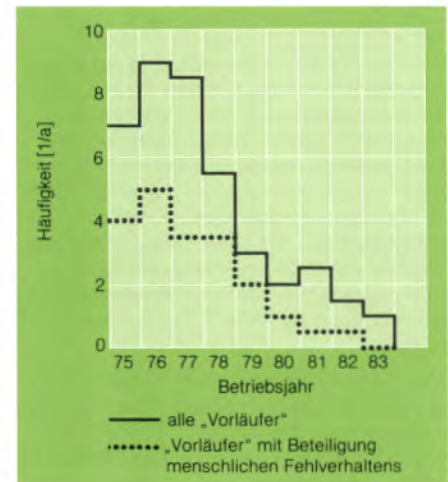


Bild 7.1: Häufigkeit der „Vorläufer“ pro Reaktorjahr in Abhängigkeit vom Betriebsjahr

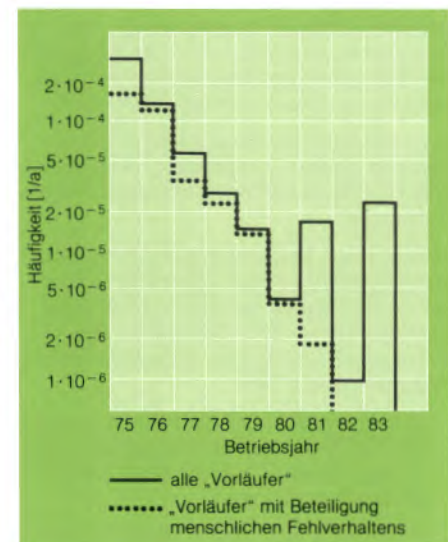


Bild 7.2: Häufigkeit möglicher schwerer Kernschäden pro Reaktorjahr in Abhängigkeit vom Betriebsjahr

⁵⁾ Gesellschaft für Reaktorsicherheit: *Auswertung von Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken* 7. GRS-Fachgespräch, 27. – 28. Oktober 1983, München, GRS-54

⁶⁾ Gesellschaft für Reaktorsicherheit: *Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Hauptband und Fachbände* Hrsg.: Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1979

zurückzuführen. So war der weitaus dominierende Beitrag zur Häufigkeit möglicher schwerer Kernschäden während der ersten Betriebsjahre durch „Ausfälle der Hauptspeisewasserversorgung“ und „Ausfälle der Hauptwärmesenke“ infolge Auslösung der $\Delta p/\Delta t$ -Signale (Absperrsignale für Frischdampf- und Speisewasserkreislauf) gegeben. Hier handelte es sich aber um Anfangsschwierigkeiten, die zu Verbesserungen der Frischdampf-Umleitregelung und des Betriebshandbuchs führten. Dieses auslösende Ereignis ist seit Mitte 1978 nicht mehr aufgetreten.

In den letzten Betriebsjahren trugen zum Gesamtergebnis im wesentlichen der potentielle Mehrfachausfall von 3 Nachkühlpumpen wegen Ölmangels (1983) und der „Notstromfall“ im Jahr 1981 bei, der während der Revision des anderen Blocks auftrat. Diese Beiträge weichen deutlich vom generellen Trend in der ermittelten Häufigkeit möglicher Kernschäden ab. Da die Netzeinspeisungen zwischenzeitlich verbessert worden sind, ist zu erwarten, daß „Notstromfälle“ jetzt einen merklich geringeren Beitrag zur Häufigkeit möglicher schwerer Kernschäden liefern.

In Fortführung der vorliegenden Precursor-Studie ist geplant, zu den bisher ermittelten Schätzwerten statistische Unsicherheiten zu bestimmen.

Weiterhin soll die Übertragbarkeit der gemeldeten besonderen Vorkommnisse anderer deutscher Anlagen auf das Kernkraftwerk Biblis geprüft werden. Dies soll in zwei Arbeitsschritten anhand der folgenden Fragestellungen geschehen:

- Sind in anderen Kernkraftwerken zusätzliche Arten auslösender Ereignisse aufgetreten, und inwiefern sind sie auf die Anlage Biblis übertragbar?
- Sind in anderen Kernkraftwerken zusätzliche Arten von Systemausfällen, Mehrfachausfällen oder von potentiellen System- bzw. Mehrfachausfällen aufgetreten, und inwiefern sind sie auf die Anlage Biblis übertragbar?

Die Arbeiten hierzu wurden bereits in Angriff genommen.

H. Hörtnner

7.2 Schadenfrüherkennung und Fehlerdiagnose in Kernkraftwerken

Ausgelöst durch verschiedene Schäden an Reaktoreinbauten amerikanischer Leichtwasserreaktoren wurde Anfang der siebziger Jahre in der Bundesrepublik Deutschland damit begonnen, im Rahmen bundesgeförderter Forschungs- und Entwicklungsvorhaben neue Meßverfahren und Systeme zu entwickeln, deren Ziel es ist, ohne Störung des Betriebs eine Beurteilung des jeweiligen mechanischen Zustandes wichtiger Komponenten zu erlauben und Veränderungen frühzeitig anzuzeigen. Im Vordergrund standen dabei zunächst die Reaktoreinbauten und Primärkreis Komponenten, da der Zugang zu diesen Systemen während des Reaktorbetriebs nicht möglich bzw. aus Strahlungsgründen stark eingeschränkt ist.

Bei den Entwicklungsarbeiten, die auch im Ausland in entsprechender Weise und mit Intensität angegangen wurden, zeichneten sich folgende Schwerpunkte ab:

- Körperschallüberwachung: Detektion und Ortung loser und lockerer Teile im Primärsystem,
- Schwingungsüberwachung: Erkennung von Schäden an Reaktoreinbauten und Primärkreis Komponenten.

Darüber hinaus wird an der Entwicklung von Systemen zur Leck- und Rißerkennung auf akustischer Basis, zur Erkennung thermohydraulischer Anomalien im Kernbereich und zur Meßfühlerüberwachung gearbeitet. Gemeinsames Merkmal der Verfahren ist die Verwendung stochastischer Primärinformationen, d. h., es werden entweder die dynamischen Überlagerungen von Prozeßgrößen (Fluktuationen, Rauschen) herangezogen oder die Signale selbst sind regellose dynamische Meßgrößen (Schwingungen, Schall). Von den stochastischen Signalen werden Kenngrößen und Kennfunktionen gebildet, deren zeitliches Verhalten im Hinblick auf außergewöhnliche Veränderungen überwacht wird. Zur richtigen Festlegung und Interpretation derartiger Veränderungen sind detaillierte Kenntnisse der Signalzusammensetzung (Signalquellen), der zulässigen statistischen Kennwertstreuungen und der den Prozeß beschreibenden theoretischen Modelle erforderlich. Darüber hinaus spielen aufgrund der komplexen Zusammensetzung

und systemspezifischen Unterschiede der verwendeten Kennfunktionen die experimentellen Erfahrungen in Kernkraftwerken eine besondere Rolle.

Die GRS hat an der Entwicklung der On-line-Diagnose- und Schadenfrüherkennungsverfahren wesentlichen Anteil. Zusammen mit der Industrie wurden an den DWR-Prototypanlagen in Stade (600 MW, 4-Loop-Anlage), Biblis-A (1200 MW, 4-Loop-Anlage) und Neckarwestheim (850 MW, 3-Loop-Anlage) die grundlegenden Kenntnisse zum betrieblichen Normalverhalten der Schwingungen von Primärkreisstrukturen durch gezielte Analysen von Inbetriebnahmemessungen während der Kalt- und Warmprobebetriebe erarbeitet. An den Anlagen Stade und Brunsbüttel wurde erstmalig die Körperschallmeßtechnik zur Erkennung lockerer und abgelöster Teile getestet.

Aufgrund der positiven Erfahrungen mit indirekten Meßverfahren zur Erfassung der Einbautenschwingungen wurde 1976 in Neckarwestheim ein Prototyp-Schwingungsüberwachungssystem (SÜS) installiert. Damit konnten umfangreiche Erfahrungen zum Langzeitschwingungsverhalten der Reaktoreinbauten und Primärkreis Komponenten im Leistungsbetrieb gesammelt werden. Schwingungsüberwachungssysteme werden seit Neckarwestheim in allen DWR-Anlagen von den Betreibern grundsätzlich eingebaut. In Biblis-A und Biblis-B wurden Systeme nachgerüstet. Die aus den Schalluntersuchungen resultierenden Körperschall-Überwachungssysteme (KÜS) sind inzwischen in allen Kernkraftwerken vorhanden.

Die Entwicklung in der Bundesrepublik stimmt mit dem Stand bzw. den Trends in allen anderen wichtigen Reaktorbetreiberländern überein. Insbesondere Frankreich, die Niederlande, Belgien, Schweden und Finnland haben bereits Systeme, die unserem KÜS und SÜS entsprechen. Aus dem Ostblock ist bekannt, daß in Ungarn, in der CSSR und DDR Überwachungssysteme im Einsatz sind, die auf den gleichen Meßprinzipien beruhen. In den USA sind Körperschallüberwachungssysteme obligatorisch, Neutronenflußmessungen werden zur Überwachung von Einbautenschwingungen bei einigen Anlagen gefordert. In Japan werden erhebliche Anstrengungen zur Entwicklung entsprechender Überwachungs-/Diagnosesysteme unternommen.

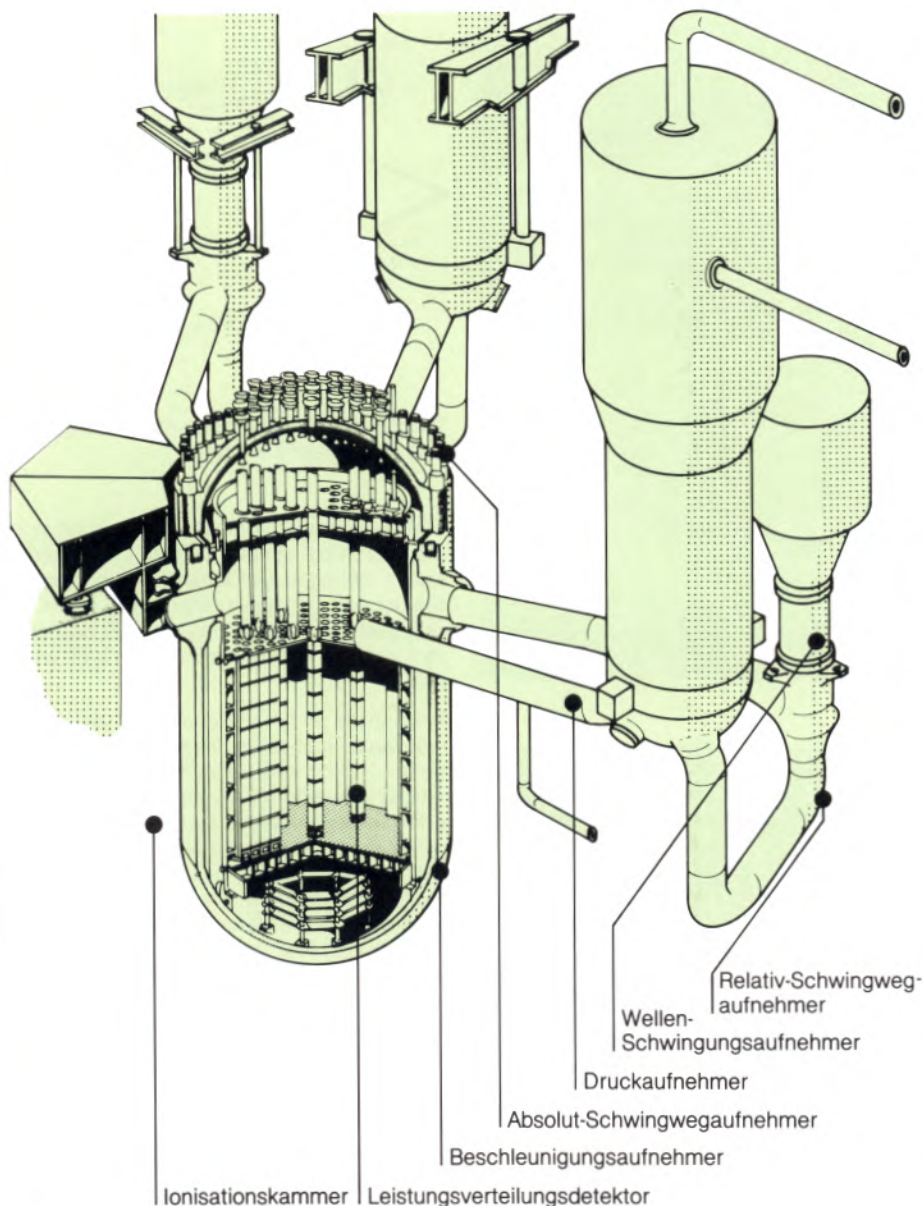


Bild 7.3: Grundsätzlich zur Verfügung stehende Signaltypen an jeweils einem ausgewählten Meßort

Entscheidend für die allgemeine Akzeptanz dieser neuen Überwachungs-/Diagnosesysteme durch die Betreiber und die aufsichtsführenden Behörden ist letztlich die Treffsicherheit und Belastbarkeit der erzielten Diagnosen bzw. Prognosen. Um dies sicherzustellen, bedarf es sowohl hoher Präzision bei der Durchführung der Messungen und Ermittlung der Signalmuster als auch eines fundierten Wissens bei der Interpretation von Referenzmustern und ihrer Abweichungen. Der Entwicklungsstand der GRS bei der Signalanalyse und der Musterinterpretation soll nachfolgend verdeutlicht werden.

In Bild 7.3 sind zunächst die grundsätzlich für Schwingungs- und Körperschallanalysen zur Verfügung stehenden Signaltypen an jeweils einem ausgewählten Meßort gezeigt.

Schwingungsüberwachung

Ein standardmäßiges SÜS eines 4-Loop-Druckwasserreaktors stellt folgende Meßsignale bereit:

- 4 Absolutschwingwege am Reaktordeckel,
- 8 Neutronenflußrauschsignale der Außenionisationskammern,
- 5 dynamische Drucksignale in den Hauptkühlmittelleitungen,
- 16 Relativwege im Bereich der Hauptkühlmittelpumpen und Dampferzeuger.

Wellenschwingungssignale der Hauptkühlmittelpumpen und Neutronenrauschsignale der Incore-Leistungsteilungsdetektoren werden in einigen Anlagen zusätzlich mitbetrachtet.

Als Beispiel für den hohen Interpretationsstand bei der GRS werden in den Bildern 7.4 und 7.5 für die beiden wichtigen Signaltypen „Absolutschwingwege“ und „Neutronenflußrauschen“ Interpretationsschemata von Signalmustern einer 3-Loop-Anlage – hier im Bild von Leistungsdichtespektren – gezeigt.

Die Kodierungen der Frequenzpeaks beziehen sich auf Strukturschwingungen des Reaktordruckbehälters, seiner Kerneinbauten, der Dampferzeuger und Hauptkühlmittelpumpen. Ein Vergleich der Interpretationsschemata läßt erkennen, daß sich die Schwingungsinformationen beider Signalarten zum Teil überlappen und ergänzen, partiell jedoch auch unterschiedliche Schwingungsformen erfaßt werden.

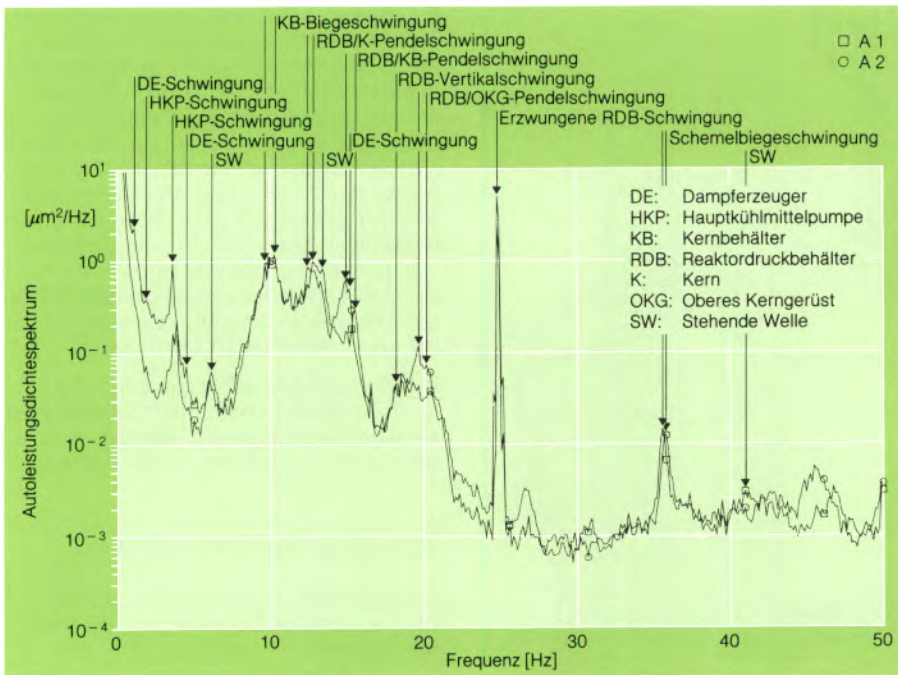


Bild 7.4: Interpretation von RDB-Schwingungsspektren

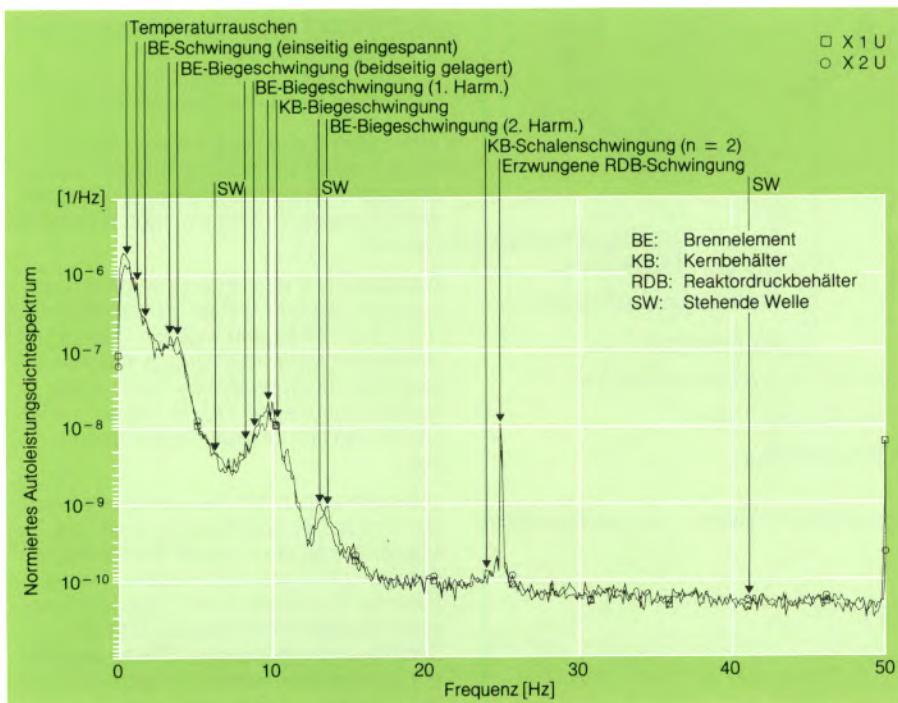


Bild 7.5: Interpretation von Excore-Neutronenflußspektren

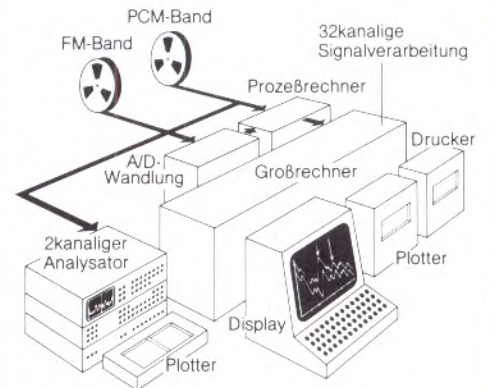


Bild 7.6: Auswertesysteme für Schwingungs- und Rauschsignalanalysen

Von besonderer praktischer Bedeutung sind die Ergebnisse unserer Langzeit- und Trenduntersuchungen, bei denen die Abhängigkeiten der den Komponentenschwingungen zugeordneten Spektralanteile von der Betriebszeit und dem Betriebszustand ermittelt werden.

Messungen und Analysen werden zweckmäßigerweise mehrmals pro Kernzyklus durchgeführt (in der KTA-Regel 3204 werden drei Messungen empfohlen). Dabei ist es nicht erforderlich, daß jedes einzelne Kraftwerk mit umfassenden Analyseeinrichtungen ausgestattet sein muß. In den Anlagen, in denen die GRS wiederkehrende Analysen durchführt, werden die Daten in FM- oder PCM-Technik auf Mehrspurmagnetbandgeräte gespeichert und in das gut ausgerüstete Analyselabor der GRS in Garching gebracht. Dort stehen für Schwingungs- und Rauschsignalanalysen wahlweise zwei Auswertesysteme zur Verfügung (Bild 7.6). Sind sehr viele Korrelationsbetrachtungen gleichzeitig durchzuführen, wie sie z. B. bei Standardauswertungen oder bei Baseline-Messungen, d. h. Erstreferenzerfassungen notwendig sind, werden die Möglichkeiten des institutseigenen Großrechners genutzt. Softwarepakete für 32kanalige Signalverarbeitung stehen dort zur Verfügung. Sind Detailanalysen in wenigen Signalkanälen durchzuführen, so wird ein 2kanaliger rechnergestützter Signalanalysator verwendet. Dieser ist sehr handlich und kann auch vor Ort eingesetzt werden.

Körperschallüberwachung

Lockere oder abgelöste Teile, ja sogar Fremdkörper, wie z. B. Werkzeugteilstücke, innerhalb des Reaktorprimärsystems sind erfahrungsgemäß nicht auszuschließen. Da solche Teile durch die Kühlmittelumwälzung nahezu immer zu metallischen Anschlägen führen, die sich als Schallimpulse auf die druckführende Umschließung übertragen und dort ausbreiten, kann ihr Nachweis durch kontinuierliche Schallüberwachung an einigen ausgesuchten Positionen erfolgen. Derzeit sind an Reaktordruckbehältern und Dampferzeugern mindestens 14 Aufnehmer installiert. Aufgabe der Diagnose ist es, den tatsächlichen Anschlagort zu lokalisieren und die Schallursache nach Art, Größe und Energie des schlagenden Teils zu klären. Die dafür erforderlichen Informationen sind primär sogenannten „Burstmustern“ zu entnehmen. Ein derartiges Burstmuster, d. h. eine hochaufgelöste grafische Darstellung der einem Schallereignis zuzuordnenden Antwortsignale verschiedener Aufnehmer, ist im Bild 7.7 für einen Testschlag gezeigt. Laufzeitdifferenzen, Signalformen und Aufspaltungen verschiedener Wellenpakete sind die wesentlichen Kenngrößen für die Identifizierung eines Schallereignisses.

Zur Lokalisierung des Anschlagortes werden daneben die Schallgeschwindigkeiten benötigt, mit denen sich die Schallpakete in der Struktur ausbreiten. Theoretische und experimentelle Untersuchungen ergaben, daß insbesondere der symmetrische und asymmetrische Mode der Lambwellen (Plattenwellen) von Bedeutung ist. Die Geschwindigkeiten sind sowohl von der Plattendicke als auch von der Frequenz abhängig.

Die GRS wurde bei verschiedenen Kernkraftwerken mit der Analyse von Körperschallsignalen beauftragt. Eine Reihe von sehr präzisen Diagnosen bei laufender Anlage, die sich durchweg bei nachfolgenden Inspektionen bestätigten, haben ihr sowohl von Behörden/TÜV als auch von Betreibern Anerkennung verschafft. Hierzu gehören z. B. Lagerschäden an einem unzugänglichen Rückschlagventil, gebrochene Verbindungsbleche an einem SWR-Dampfabscheider, massive Rohranschläge bei einem Not- und Nachkühlsystem. Ein weiteres Beispiel ist in Bild 7.8 gezeigt. Durch Beobachtung der Häufigkeit von Burstsignalen, durch Analyse der einzelnen Burstformen und Vergleich mit Referenzanschlägen konnten Geräusche in

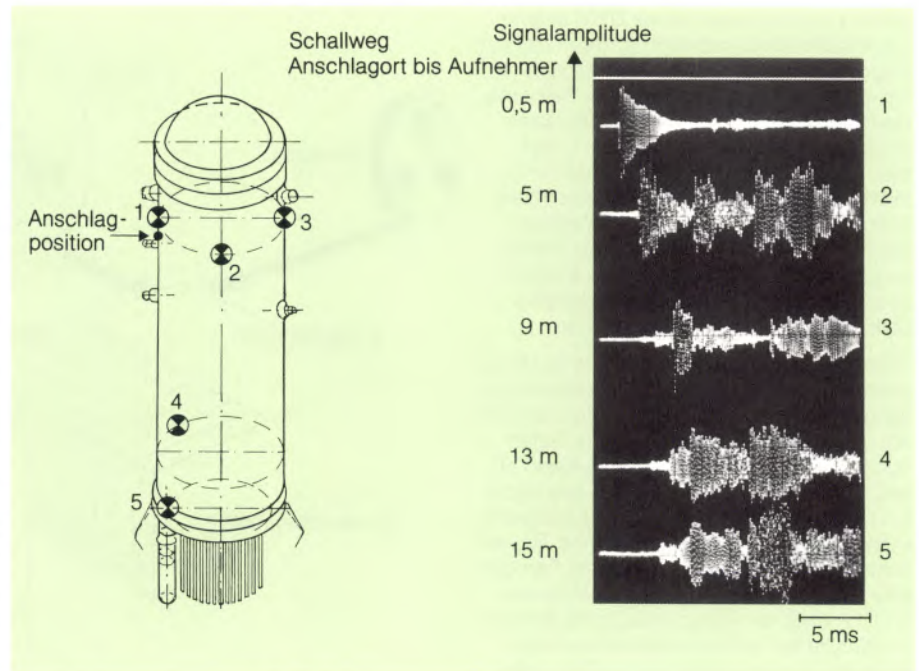


Bild 7.7: Burstformen bei unterschiedlichen Schallwegen

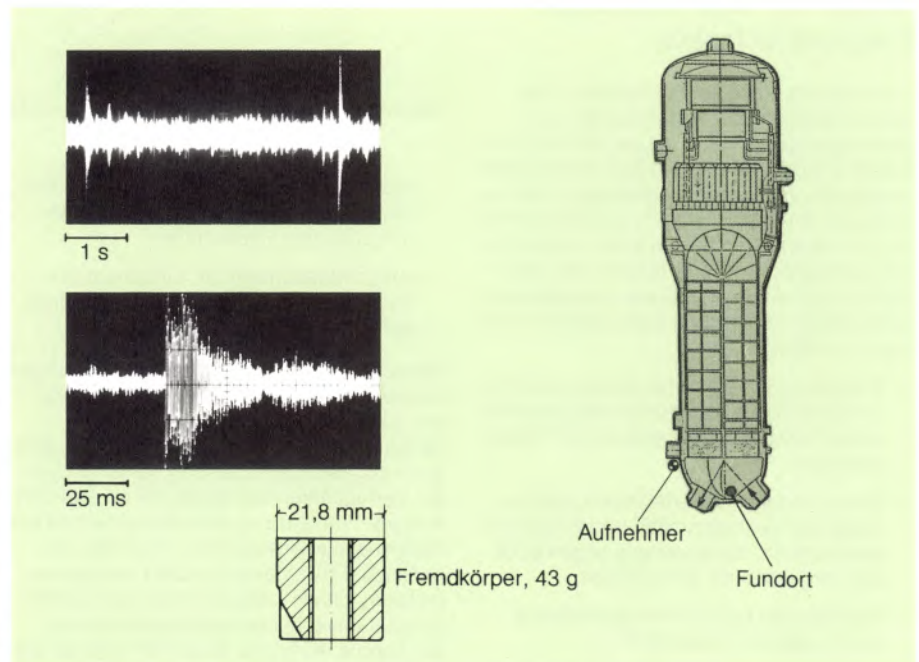


Bild 7.8: Identifizierung eines losen Teiles (Beispiel DWR-Dampferzeuger)

einem Dampferzeuger eines DWR in guter Übereinstimmung mit dem späteren Befund diagnostiziert werden. Es handelte sich um ein 43 g schweres Teilstück einer Reibahle, die bei Reparaturmaßnahmen vergessen worden war. Auch ein derartiges – vergleichsweise kleines – Teil ist nicht unkritisch, da durch ständiges Behämmern des Dampferzeuger-Rohrbodens im Zeitraum weniger Tage Beschädigungen der Plattierung entstehen können. Wie in Frankreich geschehen, kann dies zu monatelangem Stillstand des Kernkraftwerks führen.

Die GRS hat zur Detailanalyse von Burstmustern ein rechnergestütztes Meßdatenerfassungs- und -analysesystem (MEDEA) erstellt, mit dem magnetbandgespeicherte Daten rasch untersucht werden können (Bild 7.9). MEDEA besteht im wesentlichen aus digitalen Durchlaufspeichern (sog. Transientenrekordern) mit individuell einstellbaren Triggerschwellen, einem Tischrechner mit Farbdisplay und Rechnerperipherie. Mit Hilfe von MEDEA kann der Personalaufwand für Analysetätigkeiten deutlich reduziert werden. Auch ein On-line-Einsatz von MEDEA wäre möglich.

Nutzen der Überwachungs-/Diagnosetechniken

Zusammenfassend ist festzustellen: Die neuen Methoden der Körperschall- und Schwingungsüberwachung werden mit deutlichem Erfolg in deutschen Kernkraftwerken eingesetzt. Vor kurzem begonnene Untersuchungen, die Methodik auch auf andere Fehlerfrüherkennungen auszuweiten, sind sehr erfolgversprechend. Der Nutzen der dargestellten Überwachungs-/Diagnosetechniken für die Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlagen ist vielfältig:

- Erkennung von Schäden bereits vor Erreichen kritischer Situationen (Begrenzung eines Schadens, Vermeidung von Folgeschäden),
- Erkennung von Materialermüdungen an Komponentenlagerungen und Bauteileinspannungen, insbesondere gegen Ende der vorgesehenen Betriebszeit,
- Reduzierung der Strahlungsbelastung durch gezielte Inspektionen,
- Absicherung von Betriebsgenehmigungen durch betriebsbegleitende Maßnahmen

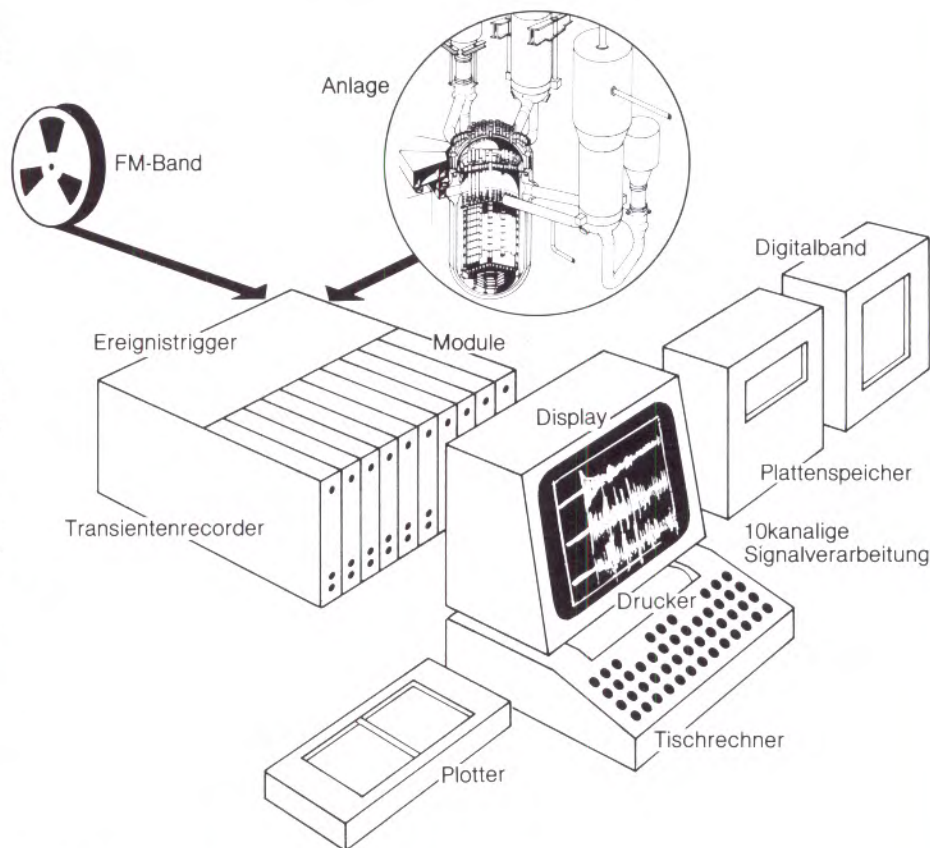


Bild 7.9: GRS-Rechnersystem für Körperschallanalysen

men bei potentiellen Schädigungen (Probleme in Parallelanlagen, notwendiger Aufschub von Reparaturen),

- Integritätsnachweis für Einbauten und Primärkreis Komponenten nach außergewöhnlichen Belastungen.

Insbesondere bei potentiellen Schädigungen können die Schadenfrüherkennungssysteme, wie z. B. der Betreiber des GKN in Neckarwestheim erfahren hat, sehr nutzbringend eingesetzt werden und zur Erhöhung der Verfügbarkeit beitragen: Als an anderen Anlagen Probleme mit dem Schemel und mit Niederhaltefedern auftraten, konnten zeitraubende Prüfarbeiten im GKN weitgehend entfallen, da die Integrität über das Schwingungsüberwachungssystem beurteilt werden konnte. Auf diese Weise hat sich die seinerzeitige Entscheidung, als erste deutsche Anlage die neuen Überwachungssysteme

und Diagnosetechniken betrieblich einzusetzen, inzwischen als vorausschauend und richtig erwiesen.

B. Olma, R. Sunder und D. Wach

8.1 Rechnungen zur Langzeitsicherheit von Endlagern für radioaktive Abfallstoffe

Endlager für radioaktive Abfallstoffe in geologischen Formationen müssen so errichtet werden, daß neben der Sicherheit während des Einlagerungsbetriebes auch die Langzeitsicherheit gewährleistet ist. Dies bedeutet, daß auch nach Abschluß des Endlagers keine unzulässigen Auswirkungen auf die Umgebung auftreten dürfen. Für den Nachweis der Langzeitsicherheit sind u. a. folgende zwei Problemstellungen zu bearbeiten:

- Im Rahmen von Standsicherheitsuntersuchungen wird mit Hilfe von thermomechanischen Rechnungen geprüft, ob durch die Einlagerung wärmeproduzierender Abfälle die zulässigen Grenzwerte nicht überschritten werden, z. B. Spannungszustände, Temperaturen und Hebungen.
- Im Rahmen des Nuklidtransports wird geprüft, ob es nicht zu einer unzulässigen Freisetzung von Radionukliden aus dem Endlager über die Geosphäre in die Biosphäre kommt.

Bedingt durch die zum Teil sehr großen Halbwertszeiten der eingelagerten Radionuklide (z. B. ^{237}Np mit $2,14 \cdot 10^6 \text{a}$) sind die Betrachtungszeiträume ebenfalls entsprechend groß. Im folgenden soll gezeigt werden, wie mit den der GRS zur Verfügung stehenden Rechenmodellen die Langzeitsicherheit überprüft werden kann. Als Beispiel dient das Endlager in einem Modellsalzstock.

Thermomechanik

Bei der Einlagerung wärmeproduzierender radioaktiver Stoffe in einen Salzstock ist das langzeitige Verhalten des Globalsystems Salzstock/Deckgebirge von besonderem Interesse. Zur Berechnung der durch diese Einlagerung induzierten thermomechanischen Vorgänge innerhalb der geologischen Formationen setzt die GRS das von dem amerikanischen Ingenieurbüro SAI entwickelte Rechenprogramm STEALTH ein. Mit diesem Code, der sowohl das thermomechanische Verhalten als auch das Fließverhalten von Materialien (z. B. Steinsalz) beschreiben kann, ist das Verhalten eines Modellsalzstockes vor und nach der Einlagerung hoch-

radioaktiver Stoffe untersucht worden. Bild 8.1 zeigt einen Schnitt durch den Salzstock und sein Nebengestein; der Ausschnitt mißt etwa $9,9 \cdot 3,6 \text{ km}^2$. Der Salzstock reicht bis etwa 200 m unter Flur und ist im oberen Kissenbereich etwa 3,7 km breit. Während im linken unteren Randbereich ein Salzkissen mit söligen gelagertem Salz angenommen wurde, ist am rechten Fußbereich die Salzvorlage begrenzt worden. Der Endlagerbereich liegt in etwa 800 m Tiefe mit den Abmessungen $400 \cdot 300 \text{ m}$. Salz und Nebengestein wurden als Materialbereiche isotrop behandelt. Die Materialdaten sind dem Code als Funktionen der Temperatur oder des Drucks vorgegeben worden. Die Beschreibung der Kriechvorgänge in Steinsalz erfolgte nach einem Exponentialgesetz, das bei der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe entwickelt wurde. Kriechen der Nebengesteine wurde nicht unterstellt.

Die Rechnung erfolgte in einem Rechengitter von $18 \cdot 29$ Maschenpunkten. In einem ersten Rechenschritt wurde der thermodynamische Zustand des Salzstockes und seiner Umgebung vor Einlagerung berechnet. Die Rechnung zeigt deutlich die Wirkung der gegenüber dem Steinsalz schwereren Ne-

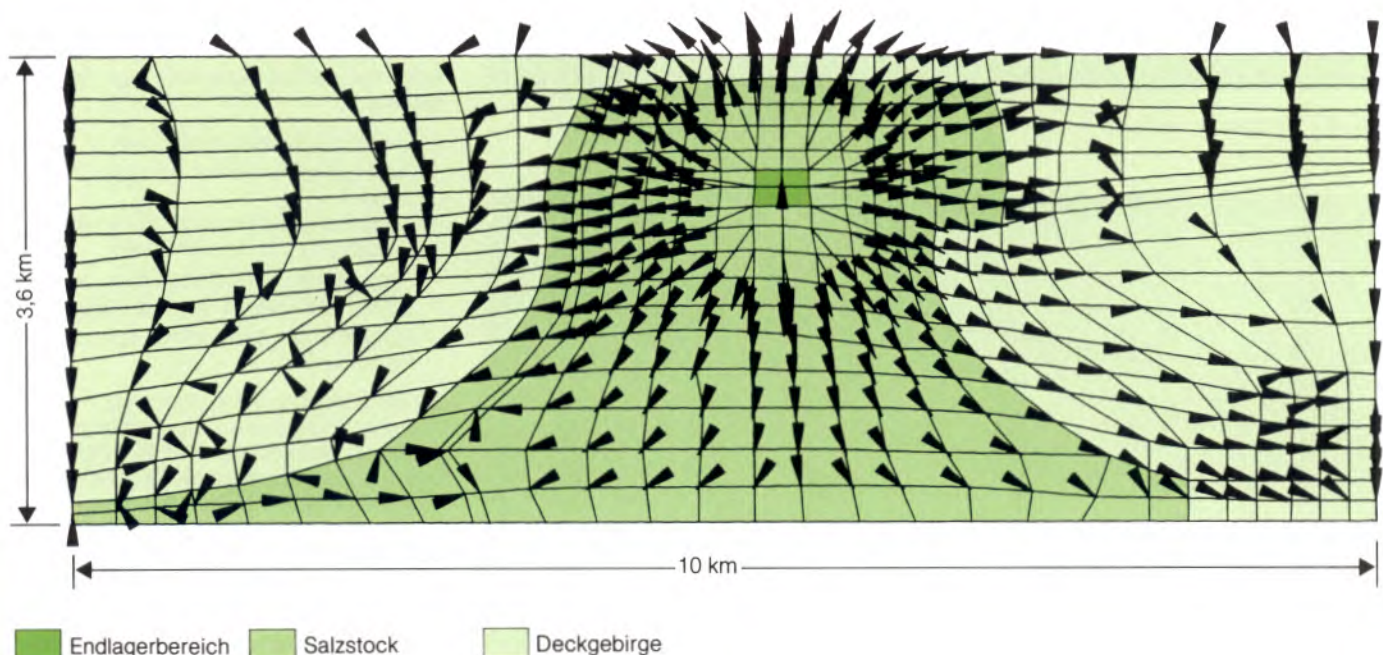


Bild 8.1: Geschwindigkeitsfeld 50 Jahre nach Einlagerungsbeginn

bengesteine. Das Salzgestein weicht dieser Belastung durch Spannungumlagerung aus, das Material kriecht, was zu einer Aufwärtsbewegung des Salzkissens mit Salznachlieferung aus der Salzvorlage im Salzbett führt. Es wird an der Erdoberfläche eine Auftriebsgeschwindigkeit von etwa 0,03 mm/a berechnet. Simultan zu den mechanischen Ergebnissen berechnet

STEALTH die Temperaturwerte je Masche. Die natürliche Temperatur in 800 m Tiefe beträgt etwa 34°C.

Im zweiten Schritt ist die Wärmeentwicklung der eingelagerten Gebinde über die e-Funktionen approximiert und im Einlagerungsbe-
reich als Wärmequelle in die Rechnung eingeführt worden. Durch diesen Wärmeeintrag

werden aufgrund thermomechanischer Vorgänge die Salzmassen im Nahbereich des Endlagers stark beschleunigt. In der Anfangsphase bildet sich ein nahezu radial-symmetrisches Geschwindigkeitsfeld (Bild 8.1) aus, wobei Spitzengeschwindigkeiten von 30 mm/a auftreten. Mit zunehmender Zeitdauer geht das Geschwindigkeitsfeld des Salzkissens in eine aufwärtsgerichtete Bewegung über. Die Temperaturentwicklung des Endlagergebiets erreicht nach 130 Jahren ihr Maximum mit 170°C (Bild 8.2). Etwa 3300 Jahre nach Einlagerungsbeginn ist die Temperatur auf etwa 41°C gefallen.

Die Hebungsgeschwindigkeit der Erdoberfläche beträgt zu diesem Zeitpunkt etwa 0,09 mm/a. Nach 3300 Jahren erhebt sich die Erdoberfläche oberhalb des Endlagers um maximal 185 cm (Bild 8.3). Die Hebung erstreckt sich über eine Länge von 4000 m, d. h., die Steigung beträgt 185 cm auf 2000 m.

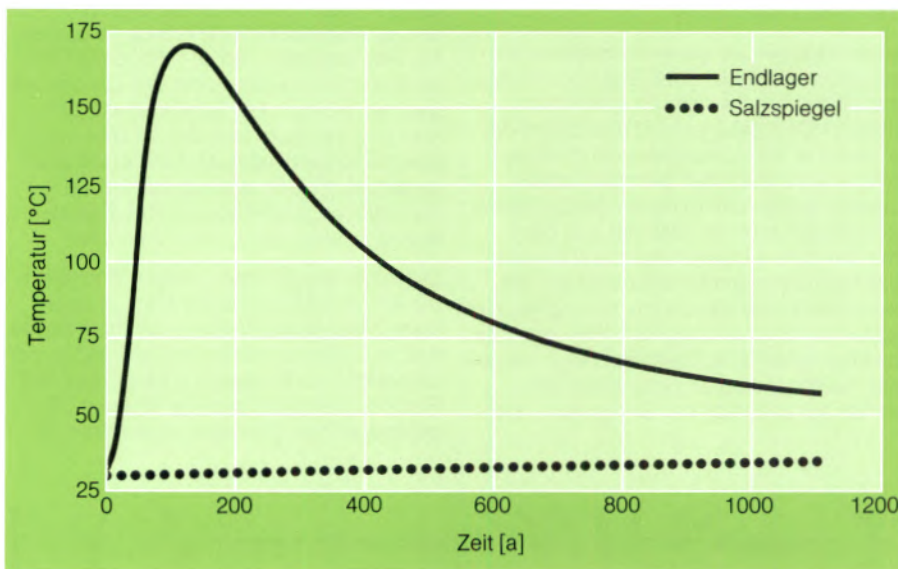


Bild 8.2: Temperaturverläufe

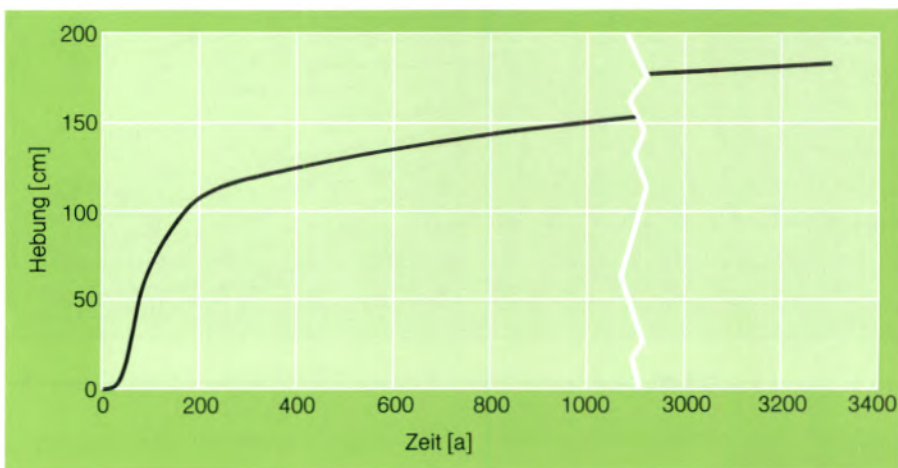


Bild 8.3: Oberflächenhebung oberhalb des Endlagers

Radionuklidtransport

Für die Betrachtung der langfristigen Freisetzung von Radionukliden aus dem Endlager wurde als einhüllender Störfall ein hypothetischer Wassereintrich in das Endlagerbergwerk postuliert. Für die Modellierung eines solchen Störfallablaufes sind im wesentlichen die folgenden Vorgänge von Bedeutung:

- Zulauf von Wasser ins Bergwerk,
- Auslaugung der Radionuklide aus den Gebinden,
- Ausbreitung der Radionuklide im und Freisetzung aus dem Bergwerk,
- Ausbreitung der Radionuklide in der Geosphäre und Freisetzung in die Biosphäre,
- Aufnahme der Radionuklide durch den Menschen.

Zur Beschreibung dieser Vorgänge werden im allgemeinen numerische Rechenmodelle eingesetzt. So wird derzeit in der GRS für die Ermittlung der Vorgänge im Bergwerk das Rechenmodell MARNIE erstellt. Es wird die Wasserströmung, die Auslaugung der Radionuklide und ihren Transport im Bergwerk als gekoppelte Phänomene behandeln.

Für die Beschreibung der Vorgänge in der Geosphäre können die physikalischen Phänomene zum Teil entkoppelt betrachtet werden, da aufgrund der relativ niedrigen Kon-

zentrationen eine Rückwirkung der Radionuklidverteilung auf die Strömung ausgeschlossen werden kann. Dadurch kann zuerst mit einem allgemeinen Grundwassermodell die Strömungssituation in der Umgebung des Endlagers ermittelt werden, die dann als Eingabe für die Transportrechnungen dient. Für diese Teilaufgaben stehen der GRS entsprechende Rechenprogramme zur Verfügung. Die Grundwasserströmung wird mit dem vom Sandia National Laboratory entwickelten Programm SWIFT ermittelt. Es bildet das Modellgebiet in dreidimensionaler Form nach, wobei Heterogenitäten im Aufbau des Grundwasserleiters berücksichtigt werden. Darüber hinaus werden auch Dichteeinflüsse aufgrund von Temperaturgradienten und Versalzung auf die Strömungsverteilung mit einbezogen. Grundwasserneubildung aus Niederschlägen, Quellen und Brunnen sowie der Ausstrom in Oberflächengewässer gehen als entsprechende Randbedingungen in das Modell ein.

Für Nuklidtransportrechnungen setzt die GRS das vom Eidgenössischen Institut für Reaktorforschung erstellte eindimensionale Rechenmodell RANCH oder das an der Universität Stockholm erstellte und von der GRS weiterentwickelte dreidimensionale Rechenmodell TRUCHN ein. Beide Modelle lösen die Transportgleichungen für eine mehrgliedrige Zerfallsreihe und berücksichtigen dabei neben dem Transport mit der Grundwasserströmung auch eine dispersive Ausbreitung sowie als Rückhalte­mechanismus die Sorption am Feststoff.

Als Demonstrationsbeispiel für das Zusammenspiel des Grundwasserströmungsmodells SWIFT mit dem Transportmodell RANCH wird als Modellgebiet ein Grundwasserleiter von 6400 m Länge und 645 m Tiefe zweidimensional nachgebildet (Bild 8.4). Die Ränder sind mit Ausnahme der Bereiche der Grundwasserneubildung, der Leckage und des Ausstroms als dicht vorausgesetzt. Zusätzlich wird noch eine Quelle am Hang des modellierten Tales angenommen. Die Grundwasserneubildungsrate wurde so angesetzt, daß die 0,1-MPa-Isobare gerade an der Oberfläche des Grundwasserleiters verläuft. Mit der Tiefe nimmt dann der Wasserdruck entsprechend dem hydrostatischen Druck zu.

Die in Bild 8.5 durch Vektorpfeile dargestellte Grundwasserbewegung zeigt am rechten Rand vorzugsweise eine Abwärtsströmung. Der Einfluß der Quelle reicht etwa 200 m tief.

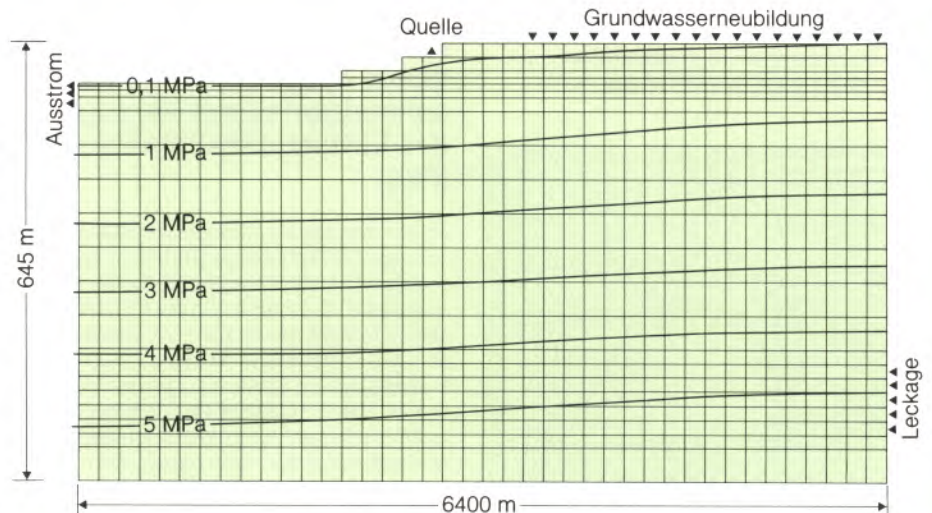


Bild 8.4: Modellgebiet für SWIFT-Rechnungen

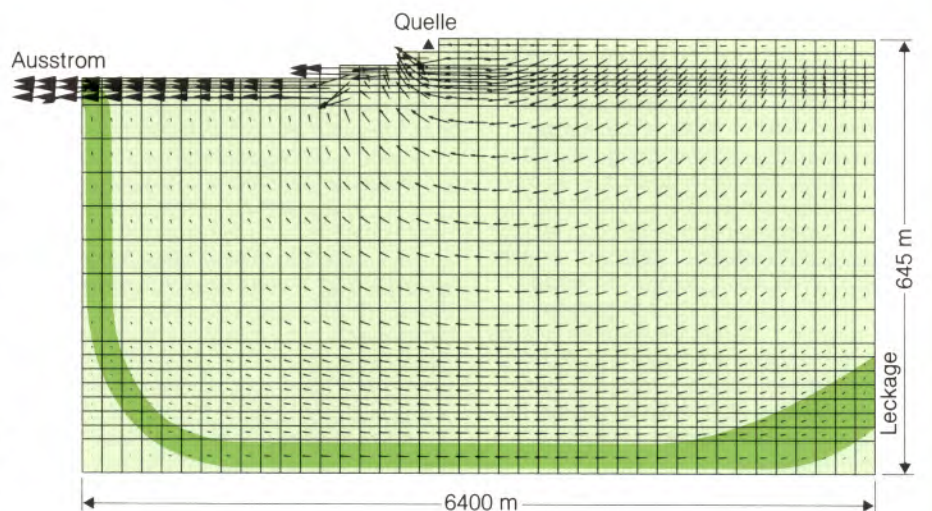


Bild 8.5: Grundwasserbewegung

Radionuklidweg

Die unteren Bereiche des Grundwasserleiters werden hauptsächlich zum Austritt am linken Rand hin entwässert. Die durch die Leckage in den Aquifer eintretenden Radionuklide werden von der Grundwasserströmung zum unteren Rand hin abgedrängt, am

Boden des Grundwasserleiters entlang transportiert und steigen dann zum Ausstrom hin langsam auf. Die Wanderungsgeschwindigkeit der Radionuklide, die im Boden nicht zurückgehalten werden, entspricht der Grundwassergeschwindigkeit. Andere

Nuklide, für die der Aquifer Rückhalteeigenschaften besitzt, wandern wesentlich langsamer und erreichen ihr Konzentrationsmaximum daher auch deutlich später.

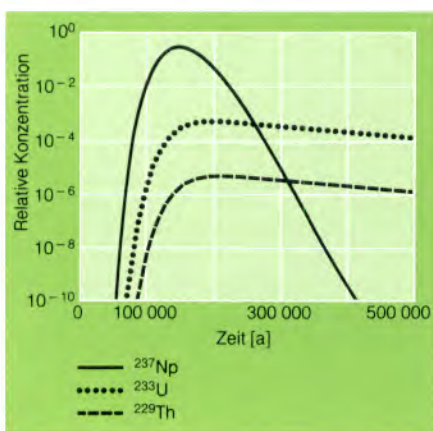


Bild 8.6: Radionuklidkonzentration im Ausstrom

Bild 8.6 zeigt die Ergebnisse einer Transportrechnung mit dem eindimensionalen Programm RANCH für die Zerfallsreihe $^{245}\text{Cm} \rightarrow ^{237}\text{Np} \rightarrow ^{233}\text{U} \rightarrow ^{229}\text{Th}$. ^{245}Cm hat aufgrund seiner guten Sorptionseigenschaften eine so lange Wanderungszeit, daß es bis zum Ausstrom schon nahezu vollständig zerfallen ist. Demgegenüber wird ^{237}Np relativ schlecht zurückgehalten. Trotzdem erreicht es seine maximale Konzentration im Ausstrom im Vergleich zur Grundwasserlaufzeit stark verzögert. Die beiden anderen Nuklide dieser Kette haben wiederum gute Rückhalteeigenschaften. Da sie jedoch aus dem schneller wandernden ^{237}Np entstehen, haben sie ihr Konzentrationsmaximum nur unwesentlich später.

B. Baltes und P. Bogorinski

8.2 Neuere Ergebnisse der Spaltproduktfreisetzung bei einem hypothetischen Kernschmelzunfall mit Versagen des Lüftungsabschlusses (FK2)

Im Rahmen der vom Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) in Auftrag gegebenen Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, deren erste Phase im Jahr 1979 abgeschlossen wurde (DRS-A), werden von der GRS auch weiterhin Untersuchungen zur Freisetzung von Spaltprodukten bei hypothetischen Kernschmelzunfällen in einem Leichtwasserreaktor (LWR) durchgeführt. Als Referenzanlage dient dabei, wie in Phase A, das Kernkraftwerk Biblis-B. In der vertiefenden Untersuchung in Phase B der Studie (DRS-B) werden weiterentwickelte Modelle und neuere Ergebnisse der Sicherheitsforschung berücksichtigt. Dies betrifft z. B. die primäre Freisetzung von Spaltprodukten aus der Kernschmelze, ihr Verhalten innerhalb des Reaktorgebäudes und den Freisetzungspfad aus der Anlage in die Umgebung.

In der nachfolgend diskutierten Rechnung zum Versagen des Lüftungsabschlusses (Freisetzungskategorie FK2) wird Kernschmelzen im Niederdruckpfad betrachtet, dem der in der DRS-A mit Kernschmelzfall 1 bezeichnete Ablauf zugrunde liegt. Nach einem großen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung erfolgt in den ersten 20 Minuten die Kernnotkühlung durch Einspeisen aus Druckspeichern und dem Niederdrucksystem. Beim Umschalten auf Sumpfumwälzbetrieb wird unterstellt, daß alle Nachkühlsysteme ausfallen und der Kern durch die Nachzerfallswärme bis zur Schmelze aufgeheizt wird. Dieser Prozeß vollzieht sich unter den Druckverhältnissen, wie sie im Sicherheitsbehälter herrschen, und wird als Kernschmelzen im Niederdruckpfad bezeichnet.

Primärfreisetzung

Während des Kernschmelzens im Reaktor-druckbehälter (RDB) werden Temperaturen bis 2400°C erreicht, wobei große Mengen an Spaltprodukten und Strukturmaterialien in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters freigesetzt werden: 4200 kg Aerosole und 350 kg Edelgase als Spaltprodukte.

Um die primär freiwerdenden Elementmassen und die zugehörigen Aktivitäten zu ermitteln, werden die Freisetzungsraten verwendet, die im SASCHA-Versuchsprogramm¹⁾ experimentell bestimmt worden sind.

Die in der DRS-A getroffene pessimistische Annahme, daß das gesamte Jod in elementarer Form freigesetzt wird, ist in der Zwischenzeit durch Experimente und theoretische Berechnungen widerlegt. Der maximal mögliche Anteil elementaren Jods liegt bei dem hier betrachteten Unfallablauf bei weniger als 1%, während das übrige Jod sich an Aerosolpartikel anlagern wird.

Spaltproduktverhalten

In der DRS-A wurde das Ablagerungs- und Transportverhalten aerosolförmiger Stoffe mit dem Programm CORRAL berechnet. Dort war die für die Gravitationsabscheidung wichtige Partikelgröße durch an Experimente angepaßte Eingabewerte vorgegeben. In der DRS-B wird das im Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) entwickelte Programm NAUA²⁾ verwendet, in dem die Prozesse, die in einem im allgemeinen polydispersen Partikelkollektiv wirken, explizit formuliert sind. Als innere Wechselwirkungen zwischen den luftgetragenen Partikeln wird

- Brownsche und
- Gravitations-Koagulation

berücksichtigt.

Die Verringerung der luftgetragenen Partikelkonzentration wird im NAUA-Code durch folgende Prozesse bewirkt:

- Sedimentation auf horizontale Flächen durch den Einfluß der Schwerkraft,
- Diffusion zur Wand durch den Konzentrationsgradienten in der Grenzschicht,
- Diffusiophorese zur Wand als Mitführung bei der Wasserdampfkondensation und
- Leckage mit der thermodynamisch ermittelten Gasabströmung.

¹⁾ Albrecht, H., und H. Wild:
Review of the Main Results of the SASCHA Program on Fission Product Release under Core Melting Conditions
Primärbericht PNS – Nr. 815/84, Kernforschungszentrum Karlsruhe, Mai 1984

²⁾ Bunz, H., M. Koyro und W. Schöck:
NAUA Mod 4, A Code for Calculating Aerosol Behaviour in LWR Core Melt Accidents, Code Description and Users Manual
KfK 3554, Kernforschungszentrum Karlsruhe, 1983

Um das Verhalten des freigesetzten gasförmigen, molekularen Jods zu berechnen, wird ein vom KfK entwickeltes Modell eingesetzt, mit dem die unterschiedlichen Reaktionsprozesse des Spaltjods modelliert werden. In dem hier diskutierten Rechenfall bestimmt allerdings zur Hauptsache die aerosolförmige Jodform die gesamte Jodfreisetzung.

Für die Edelgase wird ohne jegliche Rückhaltung im Reaktorgebäude eine Freisetzung entsprechend der thermodynamisch ermittelten Gasabströmung errechnet.

Freisetzungspfad

Während in der DRS-A nur der Sicherheitsbehälter (SB) als Rückhaltecompartment für Aerosole und eine direkte Freisetzung aus dem SB nach außen angenommen wurde, wird in der Phase B die gestaffelte Anordnung von Sicherheitsbehälter, Ringraum (RR) und angrenzendem Hilfsanlagengebäude (HAG) betrachtet.

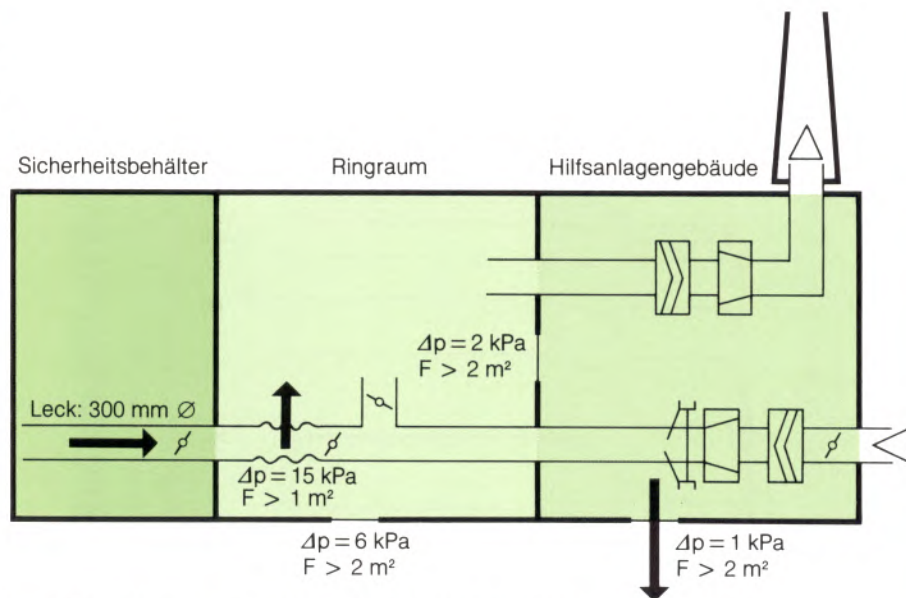


Bild 8.7: Leckagepfade: Fall „Versagen des Lüftungsabschlusses“ ($\triangle$ FK2)

Freisetzung aus der Anlage

Bei dem hier diskutierten Unfall wird angenommen, daß der Lüftungsabschluß des Sicherheitsbehälters durch Offenbleiben von Abschlußarmaturen im Lüftungssystem (Zuluft/Abluft der Unterdruckhaltung im SB) nicht erfolgt. Infolge des Druckaufbaus während der Blowdown-Phase kommt es zu

einem Versagen des Lüftungskanal im Ringraum. Der sich hierbei einstellende Überdruck im Ringraum führt schließlich zum Öffnen der großen Schleusenverbindung in das Hilfsanlagengebäude und von dort über Leckagen bodennaher Türen ins Freie. Der Freisetzungsweg ist schematisch in Bild 8.7 dargestellt.

Die Rückhaltewirkung der drei Raumbereiche SB, RR, HAG ist aus den Massenbilanzen in Bild 8.8 zu ersehen. Dort sind für alle im NAUA-Code modellierten Aerosolabbauprozesse die kumulativen Aerosolmassen als Funktion der Zeit der jeweiligen noch luftgetragenen Partikelmasse gegenüberge-

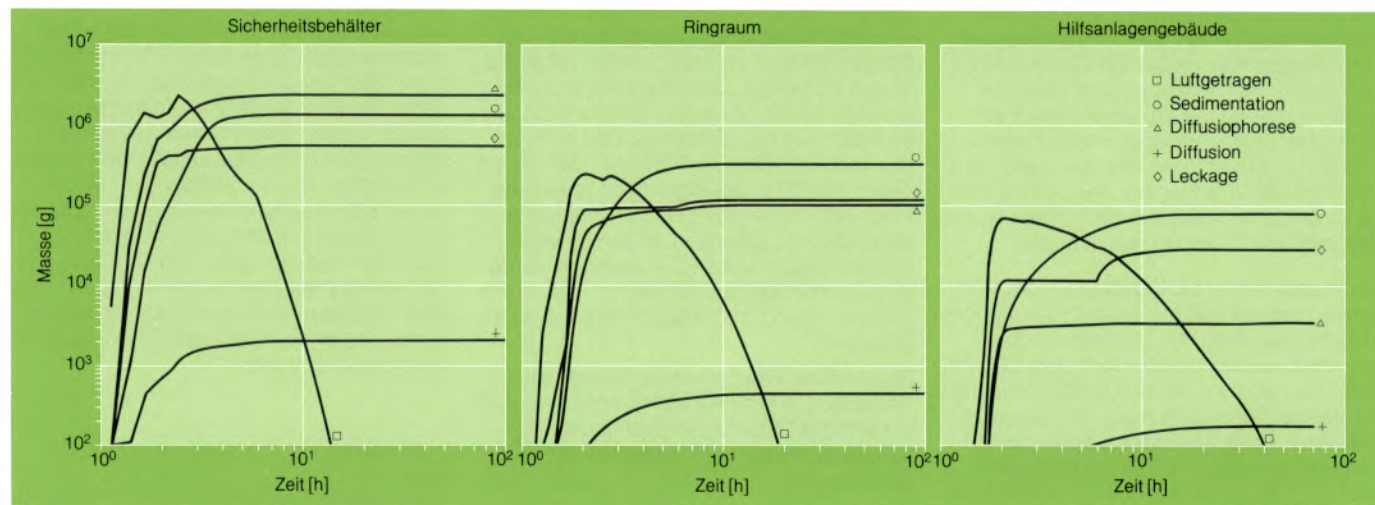


Bild 8.8: Massenbilanz im Sicherheitsbehälter, Ringraum und Hilfsanlagengebäude

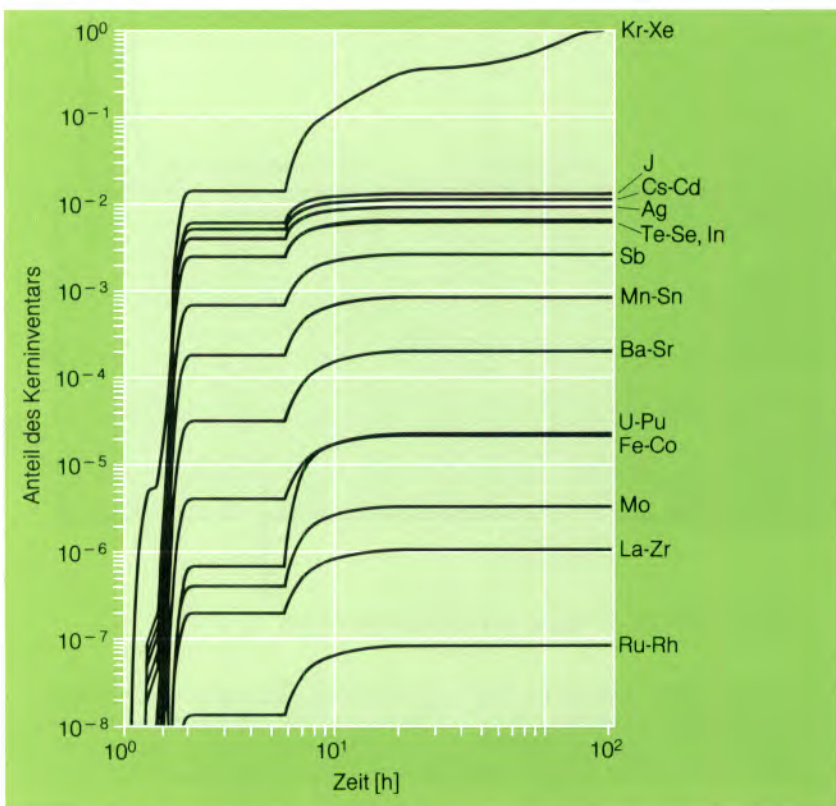


Bild 8.9: Nuklidfreisetzung aus der Anlage in Anteilen des jeweiligen Kerninventars

stellt. Im Sicherheitsbehälter überwiegt dabei die diffusiophoretische Partikelabscheidung mit dem an den Wänden kondensierenden Wasserdampf. Im nachfolgenden Ringraum und Hilfsanlagegebäude dagegen werden die Aerosole im wesentlichen aufgrund der Sedimentation zurückgehalten. Bild 8.9 zeigt in Anteilen des jeweiligen Kerninventars bei Unfallbeginn, wie sich die Freisetzung aus der Anlage in die Umgebung auf die beteiligten Nuklidgruppen verteilt.

Ein Vergleich mit den Ergebnissen der DRS-A zeigt, daß die Neurechnung des Ereignisablaufs „Versagen des Lüftungsabschlusses“ (FK2) bei den Leitnukliden Jod, Cäsium und Tellur eine um ca. eine Größenordnung niedrigere Freisetzung ergibt, die durch die detaillierte Berücksichtigung der in SB, RR und HAG gestaffelten Gebäudegeometrie und durch die verbesserte Beschreibung des Aerosolverhaltens mit dem NAUA-Code begründet ist.

Bedingt durch die verzögerte Gasabströmung in dieser Raumkette besitzt zudem die Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung einen sehr viel günstigeren Zeitverlauf, so daß Notfallschutzmaßnahmen erleichtert werden. Für die Abgabe radioaktiver Edelgase ergibt sich beispielsweise, daß 10 Stunden nach Unfallbeginn 10% und nach etwa 3 Tagen erst 50% des schließlich vollständig freigesetzten Kerninventars an Edelgasen in die Umgebung gelangen. In den Unfallfolgenrechnungen der DRS-A dagegen wurde die gesamte Spaltproduktfreisetzung bereits 4 Stunden nach Unfallbeginn als beendet angesehen.

Diese neuen Ergebnisse zur Spaltproduktfreisetzung in der FK2 lassen erwarten, daß in künftigen Unfallfolgenrechnungen der Schadensumfang noch erheblich geringer sein wird.

E. Schrödl

8.3 Bewertung der CHF-Tafeln für KWU-Brennelemente in Druckwasserreaktoren

Ein wesentliches Ziel der thermohydraulischen Auslegung von Leichtwasserreaktorkernen ist eine ausreichende Kühlung der Brennelemente in allen Zuständen des bestimmungsgemäßen Betriebes, damit die Integrität der Hüllrohre als Aktivitätsbarriere gewährleistet bleibt. Dazu muß ein ausreichender Sicherheitsabstand beim Übergang von Blasensieden zum Filmsieden eingehalten werden. Der Siedeübergang ist gekennzeichnet durch die kritische Wärmestromdichte. Bisher wurden zur Vorhersage der kritischen Wärmestromdichte bei der Druckwasserreaktor-(DWR-)Kernausslegung empirische, meist herstellereigene Korrelationen verwendet, die auf eingeschränkter experimenteller Datenbasis beruhen. Diese Daten wurden bei ähnlichen Strömungs- und Wärmeübergangsbedingungen gewonnen, wie sie im Reaktorkern vorliegen. Die Kraftwerk Union (KWU) beabsichtigt, anstelle bisher verwendeter Korrelationen die von russischen Autoren¹⁾ vorgeschlagenen CHF-Tafeln (Critical Heat Flux) auf breiterer Datenbasis einzuführen. Diesen Tafeln liegen Siedeübergangsversuche zugrunde, die in weiten Parameterbereichen meist an innerdurchströmten Rohren durchgeführt wurden. Um die CHF-Tafeln hinsichtlich ihrer Anwendbarkeit auf die Geometrie im DWR-Kern zu bewerten, hat die KWU Versuche zur Bestimmung der kritischen Wärmestromdichte an elektrisch beheizten Testbündeln durchführen lassen. Durch den Vergleich der Versuchsergebnisse mit den Tafelwerten wird von der KWU die Übertragung auf die Verhältnisse im Brennelement begründet. Die Grundlagen dieser Übertragung sind von der GRS im Auftrag der Technischen Überwachungs-Vereine zentral überprüft worden, um den erforderlichen Aufwand zur Einführung der CHF-Tafeln in das Genehmigungsverfahren zu verringern. Weitere Prüfungen können sich auf die speziellen Bedingungen einer bestimmten Reaktoranlage konzentrieren.

¹⁾ Doroshchuk, V. E., L. L. Levitan, F. P. Lantzman, et al.: Tabular Data for Calculating Burnout when Boiling Water in Uniformly Heated Round Tubes Teploenergetika 23 (1976), p. 90 – 92

Abhängig vom Dampfgehalt werden zwei Formen des Siedeüberganges unterschieden, DNB (**D**eparture from **N**ucleate **B**oiling) und Dryout. Tritt in DWR-Kernen Siedeübergang ein, so ist aufgrund der Randbedingungen typischerweise ein DNB-Ereignis zu erwarten. Als Maß für den Sicherheitsabstand zum DNB verwendet man das Verhältnis von kritischer zu tatsächlicher Wärmestromdichte, das DNB-Verhältnis. Die CHF-Tafeln sollen nur für diese Siedeübergangsform verwendet werden.

Die Bewertung zum Vergleich der Versuchsergebnisse mit den CHF-Tafeln umfaßt:

- Nachrechnung der Durchmischungsversuche,
- Nachrechnung der Siedeübergangsversuche,
- Folgerungen aus der Versuchsauswertung für die Anwendung der CHF-Tafeln in der thermohydraulischen Kernausslegung einschließlich Festlegung des 95/95-Grenzwertes,
- zusammenfassende Bewertung.

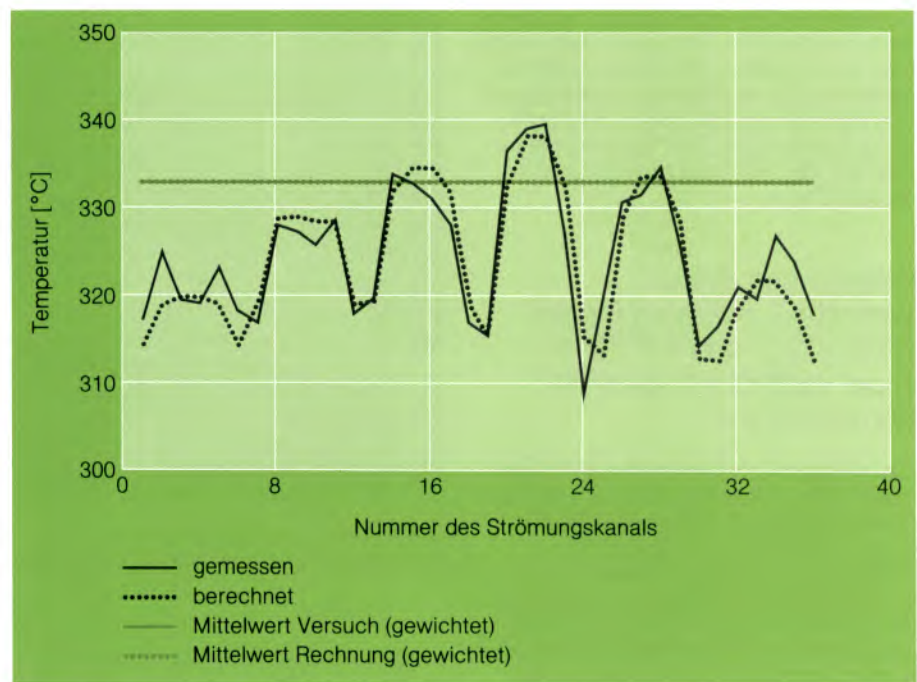


Bild 8.10: Temperatur in den Strömungskanälen

Nachrechnung der Durchmischungsversuche

Da der Siedeübergang als ein lokales Ereignis zu betrachten ist und deshalb für den Druckwasserreaktor in Abhängigkeit von den lokalen Werten für Druck, Massenstromdichte und Dampfqualität beschrieben wird, müssen diese lokalen Kühlmittelzustände innerhalb des Versuchsbündels mit geeigneten Rechenmodellen ermittelt werden. Dabei sind von besonderer Bedeutung die Annahmen und Modellvorstellungen zum Massen-, Energie- und Impulsaustausch zwischen den Strömungskanälen.

Mit dem Ziel, die entsprechenden Durchmischungsparameter auch experimentell zu bestimmen, sind vor den Siedeübergangsversuchen bei vergleichbaren Eintrittsbedingungen, aber geringerer Leistung, Durchmischungsversuche an verschiedenen Teststrecken mit 5×5 -Heizstäben durchgeführt worden. Mit dieser Geometrie werden die Siedeübergangsbedingungen in der Umgebung der heißen Stäbe sowohl eines 16×16 als auch eines 18×18 -Brennelementes mit unterschiedlichen radialen Leistungsfakto-

ren nachgebildet. Zur Bewertung wurden die Versuche für drei Teststrecken mit dem Rechenprogramm COBRA IIIC nachgerechnet.

Dabei wird der Druckverlustbeiwert und der Faktor, der den turbulenten Enthalpieaustausch beschreibt, so lange variiert, bis gemessener und berechneter Druckverlust sowie die gemessenen und berechneten lokalen Kühlmitteltemperaturen am Bündelaustritt übereinstimmen. Für einen Versuchspunkt zeigt Bild 8.10 den Verlauf von berechneten und gemessenen Kühlmitteltemperaturen sowie die dazugehörigen Mittelwerte in Abhängigkeit vom Strömungskanal bei vorgegebenem Druckverlustbeiwert. Zur Mittelwertbildung wurden nur Strömungskanäle herangezogen, die von vier Heizstäben umgeben sind.

Da die Durchmischungskoeffizienten für die einzelnen Versuchspunkte stark streuen, muß ein oberer Grenzwert bestimmt werden. Dieser wurde nach dem 95/95-Kriterium festgelegt. Bei den gegebenen Abhängigkeiten der kritischen Wärmestromdichte führt eine angenommene größere Durchmischung zu

einer geringeren Dampfqualität und somit zu einer größeren berechneten kritischen Wärmestromdichte im heißesten Strömungskanal, wo der Siedeübergang zu erwarten ist.

Nachrechnung der Siedeübergangsversuche

Bei den Siedeübergangsversuchen wird die dem Testbündel zugeführte Leistung schrittweise erhöht, bis der Temperaturanstieg im Heizstab deutlich größer ist als die Temperaturerhöhung, die der durchgeführten Leistungserhöhung entspricht. Aus der gemessenen Heizleistung sowie den ebenfalls gemessenen Leistungsfaktoren für die einzelnen Stäbe wird die kritische Wärmestromdichte aus dem Versuch bestimmt. Zur Nachrechnung der Siedeübergangsversuche werden für jeden Versuchspunkt die lokalen Strömungszustände berechnet. Die hierzu notwendigen Parameter zum Queraustausch stammen aus den Durchmischungsversuchen. Bei Kenntnis dieser Strömungszustände kann die kritische Wärmestromdichte aus den CHF-Tafeln ermittelt

werden. In Bild 8.11 sind für die ausgewerteten Versuchspunkte die berechneten und gemessenen kritischen Wärmestromdichten gegenübergestellt. Die Mehrzahl der Punkte liegt unterhalb der Diagonalen, was bedeutet, daß die aus den CHF-Tafeln ermittelte kritische Wärmestromdichte kleiner ist als die gemessene.

Folgerungen aus der Versuchsauswertung für die Anwendung der CHF-Tafeln in der thermohydraulischen Kernausslegung

Zum Vergleich von berechneter und gemessener kritischer Wärmestromdichte wird der Quotient aus beiden Werten, $DNBR_V = q_{c,R}/q_{c,V}$, gebildet. Der Mittelwert für $DNBR_V$ und die Standardabweichung aus der statistischen Analyse aller ausgewerteten Versuchspunkte stimmen gut mit den von der KWU ermittelten Werten überein. In Bild 8.12 ist das Histogramm und die sich aus der Normalverteilung ergebende Dichtefunktion für das $DNBR_V$ dargestellt. Im Verhältnis von berechneter zu gemessener kritischer Wärmestromdichte lassen sich auch Abhängigkeiten vom Druck und von der Massenstromdichte erkennen. Als Ergebnis der statistischen Analyse und des Vergleichs der Nachrechnung mit den Ergebnissen der KWU kann daher festgestellt werden:

- Die Versuchsergebnisse legen eine Aufteilung in zwei Druckbereiche nahe, nämlich um 10 MPa und größer als 13,5 MPa.

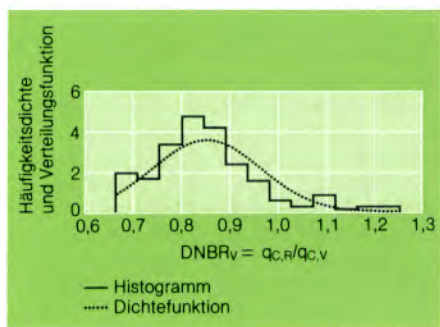


Bild 8.12: Statistik für das Verhältnis von berechneter zu gemessener kritischer Wärmestromdichte

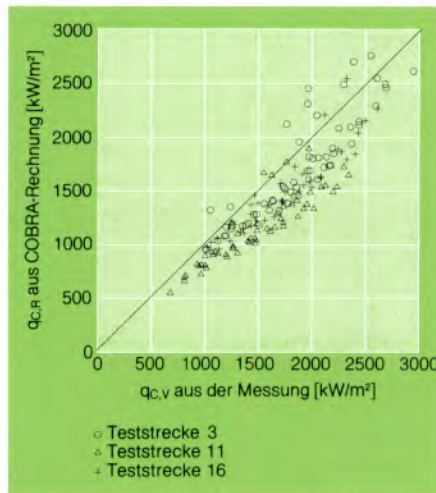


Bild 8.11: Vergleich der gemessenen und berechneten kritischen Wärmestromdichte

- Für den Druckbereich größer als 13,5 MPa liegen die Mittelwerte des Verhältnisses von berechneter zu gemessener Wärmestromdichte deutlich unter eins.
- Neben der Abhängigkeit vom Druck ist auch eine Abhängigkeit von der Massenstromdichte festzustellen. Mit zunehmender Massenstromdichte nimmt der Mittelwert für $DNBR_V$ ab.

Für die thermohydraulische Reaktorauslegung ist nach der KTA-Regel 3101.1 der Grenzwert nach dem 95/95-Kriterium zu Grunde zu legen. Dieser Grenzwert bestimmt mit einer Aussagesicherheit von 95% den 95%-Anteil der Versuchspunkte, bei denen die berechnete kritische Wärmestromdichte kleiner als die gemessene ist. Bei Berücksichtigung aller DNB-Ereignisse ergeben GRS-eigene Rechnungen einen Grenzwert, der sehr gut mit dem von der KWU ermittelten Wert übereinstimmt. Die detaillierte Prüfung der Versuchsergebnisse hat gezeigt, daß die Modellannahmen zur Beschreibung des Queraustausches bei der thermohydraulischen Kernausslegung abhängig sind von den entsprechenden Annahmen bei der Versuchsnachrechnung. Die Erfassung lokaler Enthalpieerhöhungen im heißen Unterkanal legt bei der Kernausslegung die Wahl eines kleineren als bei der Versuchsauswertung verwendeten Durchmischungskoeffizienten nahe.

Zusammenfassende Bewertung

Die CHF-Tafeln der KWU sind für die thermohydraulische Kernausslegung von DWR-Brennelementen ohne Durchmischungsfahnen geeignet. Die Bewertung der Tafeln und die zu beachtende Einschränkung lassen sich folgendermaßen zusammenfassen:

- Die vorgegebenen CHF-Tafeln sind in ihrer Anwendung einfach, die kritische Wärmestromdichte wird in Abhängigkeit von den Parametern Druck, Massenstromdichte, Dampfqualität und hydraulischer Durchmesser ermittelt.
- Die Auswertung der durchgeführten Siedeübergangsversuche für 5×5 -Testbündel bestätigt die Übertragbarkeit der Ergebnisse aus den CHF-Tafeln auf Brennelementverhältnisse und ermöglicht es, die zulässigen Grenzwerte zu bestimmen.
- Die detaillierte Auswertung der Siedeübergangsversuche ergibt, daß für die Übertragbarkeit eine Abhängigkeit von Druck und Massenstromdichte zu berücksichtigen ist. Auch sind für die verschiedenen Teststrecken Abweichungen des Mittelwertes vom gemeinsamen Mittelwert aller Teststrecken vorhanden.
- Die Abhängigkeit der kritischen Wärmestromdichte von einer axial ungleichförmigen Beheizung ist bisher von der KWU in den Experimenten nicht untersucht worden. Dieser Einfluß ist bei der thermohydraulischen Kernausslegung zu berücksichtigen.

Unter Beachtung der Anwendungsvorschriften und der angegebenen Einschränkungen erfüllen die CHF-Tafeln zur Berechnung der kritischen Wärmestromdichte die Anforderungen der KTA-Regel 3101.1.

S. Langenbuch, K.-D. Schmidt und J. P. Weber

9.1 Untersuchungen zum Versagensverhalten des DWR-Sicherheitsbehälters im Rahmen der Risikostudie

Risikountersuchungen an kerntechnischen Anlagen erfordern Aussagen zum Grenztragverhalten von Komponenten. Dabei werden auch extrem unwahrscheinliche, nicht mehr auslegungsrelevante Störfallszenarien angenommen. Für die dabei entstehenden hohen Belastungen muß das Versagensverhalten der wesentlichen Komponenten und Bauwerksstrukturen analysiert und bewertet werden.

In der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase A¹⁾, wurden das globale quasi-statische Grenztragverhalten und die Versagensdrücke des Sicherheitsbehälters (SB) für die Referenzanlage Biblis-B untersucht. Danach ergibt sich als obere Grenze ein Versagensdruck von 0,95 MPa (absolut) für das zähe Verformungsversagen des SB unter der Annahme einer idealen Kugelschale mit Mindestwandstärke, jedoch ohne Störstellen, Durchdringungen, Risse etc. Als niedrigster Versagensdruck wurden 0,85 MPa ermittelt, wenn man Sprödbbruchversagen nach dem K_{IC}-Konzept mit kritischen Rißlängen unterstellt.

Im Rahmen der aktuellen Arbeiten zur deutschen Risikostudie, Phase B, wird das Verhalten des SB differenzierter untersucht. Insbesondere sind aus strukturmechanischer Sicht Fragestellungen nach Leck vor Bruch bzw. nach lokalem/globalem Versagen der Schale mit Störstellen und Verformungsbehinderungen im Verlauf des späten Überdruckversagens nach einem hypothetischen Kernschmelzunfall abzuklären. Hinzu kommen möglicherweise Wasserstoffverbrennungen, die global oder lokal dynamische Zusatzbelastungen in der Kugelschale erzeugen können.

In der vorliegenden Arbeit werden als Teilaspekt dieser Fragestellung potentielle

Schwachstellen des SB identifiziert und das Versagensverhalten – auch im Hinblick auf die frühzeitige Ausbildung begrenzter Leckbildungen – untersucht.

Die als Folge der belastenden Innendruck- und Temperaturtransienten in der SB-Struktur auftretenden Beanspruchungen in Form von Radialverschiebungen, Umfangsdehnungen und Spannungen werden mit dem Finite-Elemente-(FE-)Programm ADINA²⁾ ermittelt. Durch Vergleich der Beanspruchungen mit den wesentlichen, in der Technik bewährten Versagenskriterien, in denen die Versagensart, die entsprechenden Kennwertverteilungen des einachsigen Zugversuchs und die Mehrachsigkeit der Beanspruchung im Bauteil zusammengefaßt sind, erhält man einzelne deterministisch ermittelte Versagensdrücke und damit eine Versagens-

bandbreite, die erforderlichenfalls probabilistisch bewertet werden kann.

Während im Rahmen der Auslegungsgrenzen des SB lediglich elastische Dehnungen mit Radialverschiebungen der Kugelschale um 40 mm auftreten, müssen bei der hier vorliegenden hypothetischen Störfallsituation Überschreiten der Fließgrenze und eine Zunahme der Radialverschiebungen um eine Größenordnung angenommen werden. Deshalb sind in der FE-Analyse für das Material und die Geometrie nichtlineare Annahmen zu treffen.

Bild 9.1 zeigt schematisch am Schnittbild des Containers der Referenzanlage Biblis-B die untersuchten repräsentativen Störstellen, die Behinderung ihrer freien Radialverschiebung durch vorhandene Einbauten

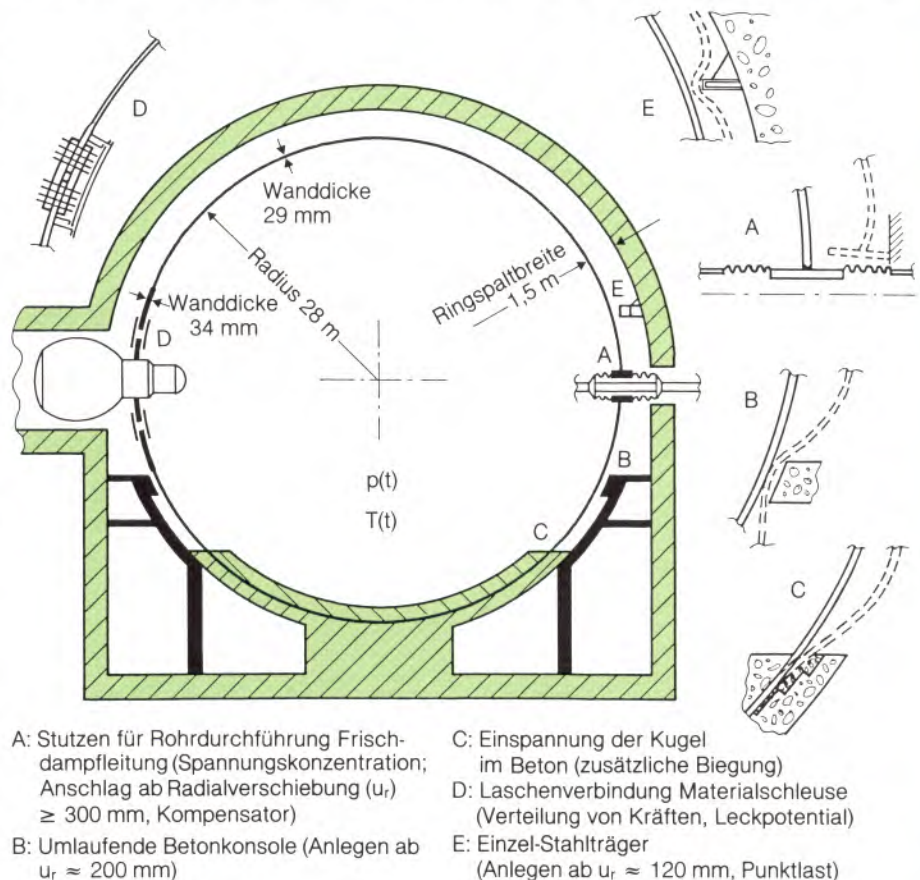


Bild 9.1: Untersuchte Störstellen der Kugelschale bei Belastung durch Innendruck- und Temperaturtransienten

¹⁾ Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Fachband 5: Untersuchung von Kernschmelzunfällen Hrsg. Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Bonn, Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1980

²⁾ Bathe, K. J.: ADINA: A Finite Element Program for Automatic Dynamic Incremental Nonlinear Analysis MIT-Rep. 82-558-1, 1978

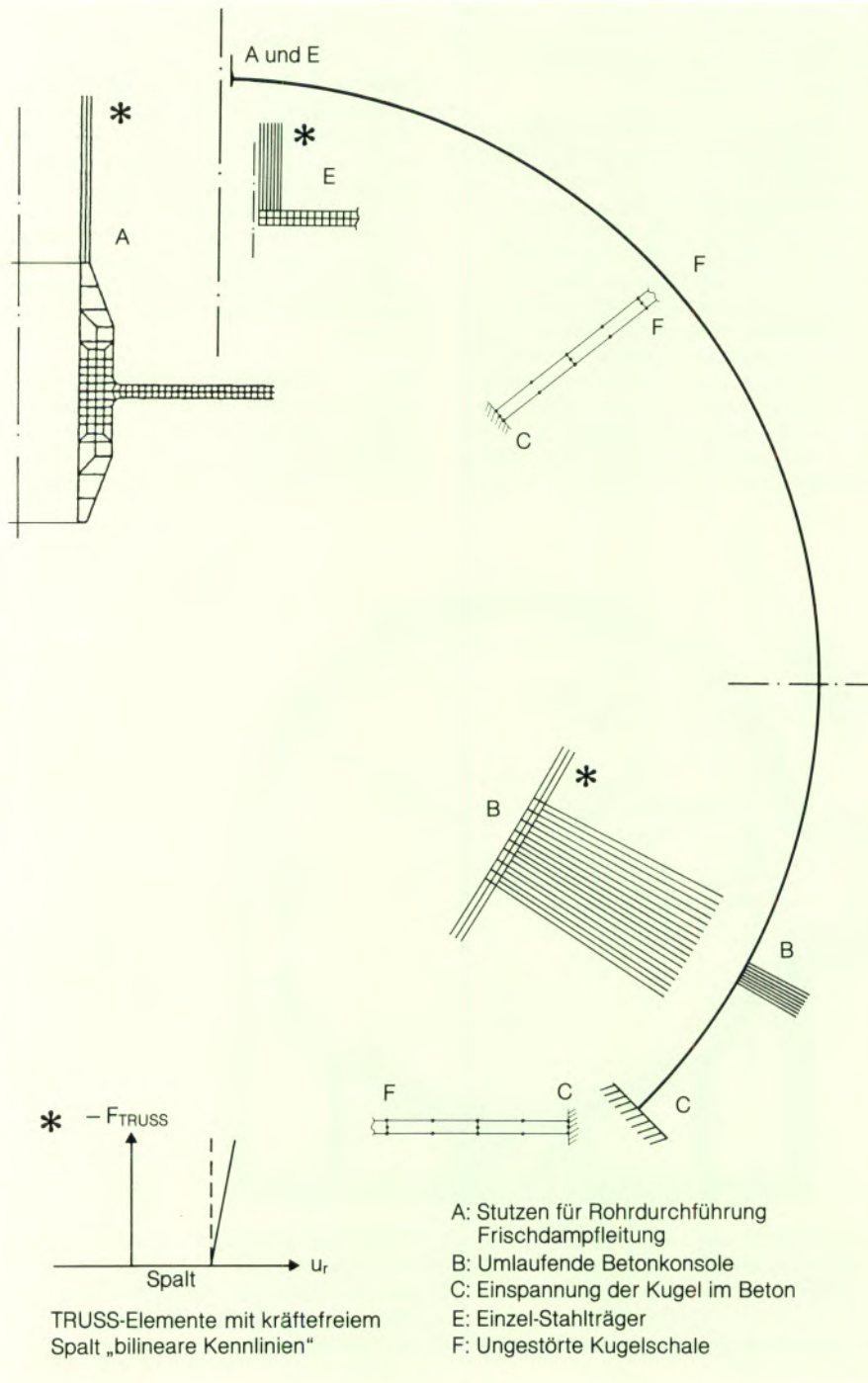


Bild 9.2: Finite-Elemente-Modell der SB-Schale mit Störstellen und Beschränkungen der Radialverschiebung

und qualitativ die nach dem Anschlagen auftretende Verformungsfigur. Die geschraubte Laschenverbindung zwischen Schale und Materialschleuse (Stelle D) wurde im Hinblick auf ihr Versagens- und Leckpotential analytisch geschlossen abgeschätzt. Die übrigen Stellen wurden mit dynamischen elastoplastischen FE-Modellen analysiert.

Das idealisierte Schalenmodell ist in Bild 9.2 dargestellt. Wegen der globalen Innendruckbelastung und aus Gründen der Rechenzeitökonomie wurden rotationssymmetrische Kontinuumsselemente eingesetzt mit einer Schicht über die Wanddicke der Kugel im Bereich überwiegender Membranspannungen und entsprechend mehr Schichten und kleineren Elementabmessungen für die Störstellen mit zusätzlichen Biegespannungen.

Wegen der Rotationssymmetrie müssen in diesem Modell die Störstellen A und E in den Zenit der Kugel verlegt werden. Dies ist vertretbar, da die Abklinglänge für Biegestörungen in der Kugelschale sehr klein (1-m-Bereich) ist und eine Koppelung der Störstellen vernachlässigbar wäre. Das geometrisch nichtlineare Anschlagproblem der Schale auf Hindernisse wurde durch den Einsatz von Federn mit bilinearer Steifigkeitscharakteristik (gap trusses) gelöst.

Als Werkstoff für den SB wurde der Feinkornbaustahl FG47WS eingesetzt. Zur Charakterisierung des elastoplastischen Verhaltens wurden die wahren Spannungs/Dehnungs-Diagramme, abhängig vom Streuverhalten des Materials, d. h. von den Häufigkeitsverteilungen für die Werkstoffkennwerte Fließspannung ($R_{p0,2}$) und Bruchfestigkeit (R_m), für verschiedene Temperaturen ermittelt. Die FE-Analysen wurden bei der Referenztemperatur von 135°C und den Materialmindestwerten ($\approx$ Medianwerte minus 2σ) durchgeführt.

In Bild 9.3 sind stellvertretend für alle untersuchten Störstellen einige Ergebnisse der FE-Analysen am Frischdampfleitungsstutzen des SB dargestellt. Wie das Verformungsbild bei einem Differenzdruck von 1,2 MPa zeigt, bildet sich in der Nähe der Schweißnähte wegen des großen Steifigkeitssprungs eine Dehnungskonzentrationsstelle, in der die Tangential- und die Querdehnung etwa den 3fachen Wert der ungestörten plastischen Membrandehnung (1,8%) annimmt. Im Isolinenbild der Vergleichsspannungen (v. Mises) sind die Größe der plastischen Zonen und

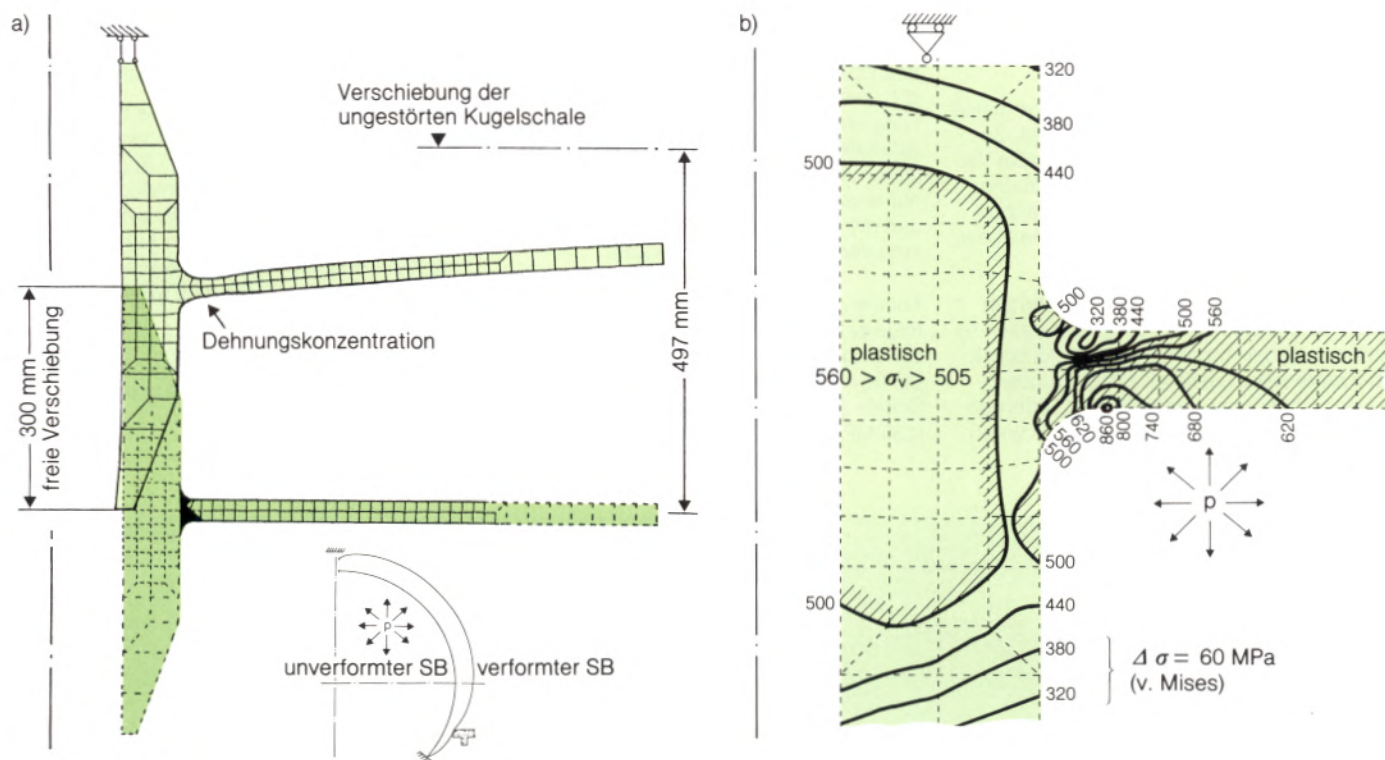


Bild 9.3: Stutzen für Rohrdurchführung Frischdampfleitung bei $\Delta p = 1,2 \text{ MPa}$ (Anschlag bei $1,1 \text{ MPa}$)

a) Verformung und Dehnungskonzentration

b) Isolinien der Vergleichsspannungen, Werkstoffmedianwerte ($R_{p0,2}^T = 505 \text{ N/mm}^2$)

die sich nach dem Anschlag (Kompensator in Blockstellung) verstärkt ausbildenden zusätzlichen Biegespannungen am Anschluß des Stutzens an die Membranschale zu erkennen.

Die infolge der monoton ansteigenden Innendruckbelastung ebenfalls ansteigenden Dehnungs- bzw. Spannungsbeanspruchungen werden durch die in Tabelle 9.1 aufgeführten Versagenskriterien begrenzt, so daß ein Spektrum von Versagensdrücken entsteht. In dem Kriterium „Zulässige Dehnung“ ist die Reduktion der am idealen Zugstab bestimmten Gleichmaßdehnung durch die im Bauteil wirkende Spannungsmehrachsigkeit, die vorhandenen Fehler und die Schweißnahteinflüsse berücksichtigt. Das Kriterium „Zulässige Bruchspannung“ zur Begrenzung der größten Hauptspannungen wird nur an Orten mit großer innerer Verspannung angewendet. Störstellenanalysen mit Einsatz des

Phänomen	Kriterium
● Verformungsbruch – Vergleichsdehnung – Vergleichsspannung	$\leq \text{Zulässige Dehnung } \epsilon_{zul}$ $\leq \text{Flow Stress } \sigma_F$
● Trennbruch – Vergleichsspannung (v. Mises) – Größte Hauptspannung	$\leq \text{Reduzierte Bruchspannung } \sigma_B$ $\leq \text{Zulässige Bruchspannung } \sigma_1$
● Sprödbbruch - Linear-elastische Bruchmechanik	K_{IC} -Konzept
● Duktiles Rißwachstum - Elasto-plastische Bruchmechanik	J-Integral-Konzept

Tabelle 9.1: Versagenskriterien für Kontinua und Strukturen mit Riß

„J-Integral“-Kriteriums der elastoplastischen Bruchmechanik sind noch nicht abgeschlossen.

In Tabelle 9.2 sind schließlich die so ermittelten Versagensbandbreiten dargestellt. Zusätzlich zur Differenzdruckskala sind die Vergleichsspannung, die Radialverschiebung und die materialabhängigen Fließspannungen der ungestörten Kugelmembrane in das Balkendiagramm eingezeichnet.

Bei den quasi-statischen FE-Analysen der Membranschale mit und ohne Störstellen resultiert aus der Annahme von Werkstoffmedianwerten (best estimate) bzw. -mindestwerten (konservativ) im Mittel ein Differenzdruckunterschied von 0,12 MPa. Die untere

Grenze für Versagen wird an allen Störstellen – bei überlagerter Membran- und Biegebeanspruchung – im Mittel mit 0,96 MPa, d. h. knapp oberhalb der Mindestfließspannung erreicht. Die entsprechenden „best estimate“-Werte liegen etwa bei 1,08 MPa. Durch Anwendung des „Flow Stress“-Kriteriums werden in der Regel die niedrigsten und mit dem Dehnungskriterium die höchsten Versagensdrücke ermittelt.

Für die dynamischen Beanspruchungen infolge einer Wasserstoffdeflagration mit rampenförmiger Druckfunktion³⁾ zeichnet sich als Tendenz ab, daß ein Integritätsverlust der Schale ab einem Differenzdruck von etwa 0,85 MPa (Werkstoffmindestwerte) zu erwarten

ist. Hierzu werden noch ergänzende Untersuchungen an Störstellen und für lokale Druckbeaufschlagung durchgeführt.

Die niedrigsten Versagenswerte erhält man bei Anwendung des Sprödbbruchkriteriums für kritische Risse (bezüglich Länge und Tiefe), die in der SB-Schale unentdeckt unterstellt werden, und für Mindestwerte von K_{IC} . Mit dieser sehr konservativen Annahme wurde in der Risikostudie, Phase A, ein Versagensdifferenzdruck von 0,75 MPa ermittelt.

³⁾ Klassmann, W.: Dynamische und elastoplastische Beanspruchung einer Kugelschale unter lokaler und globaler Innendruckbelastung (unveröffentlicht)

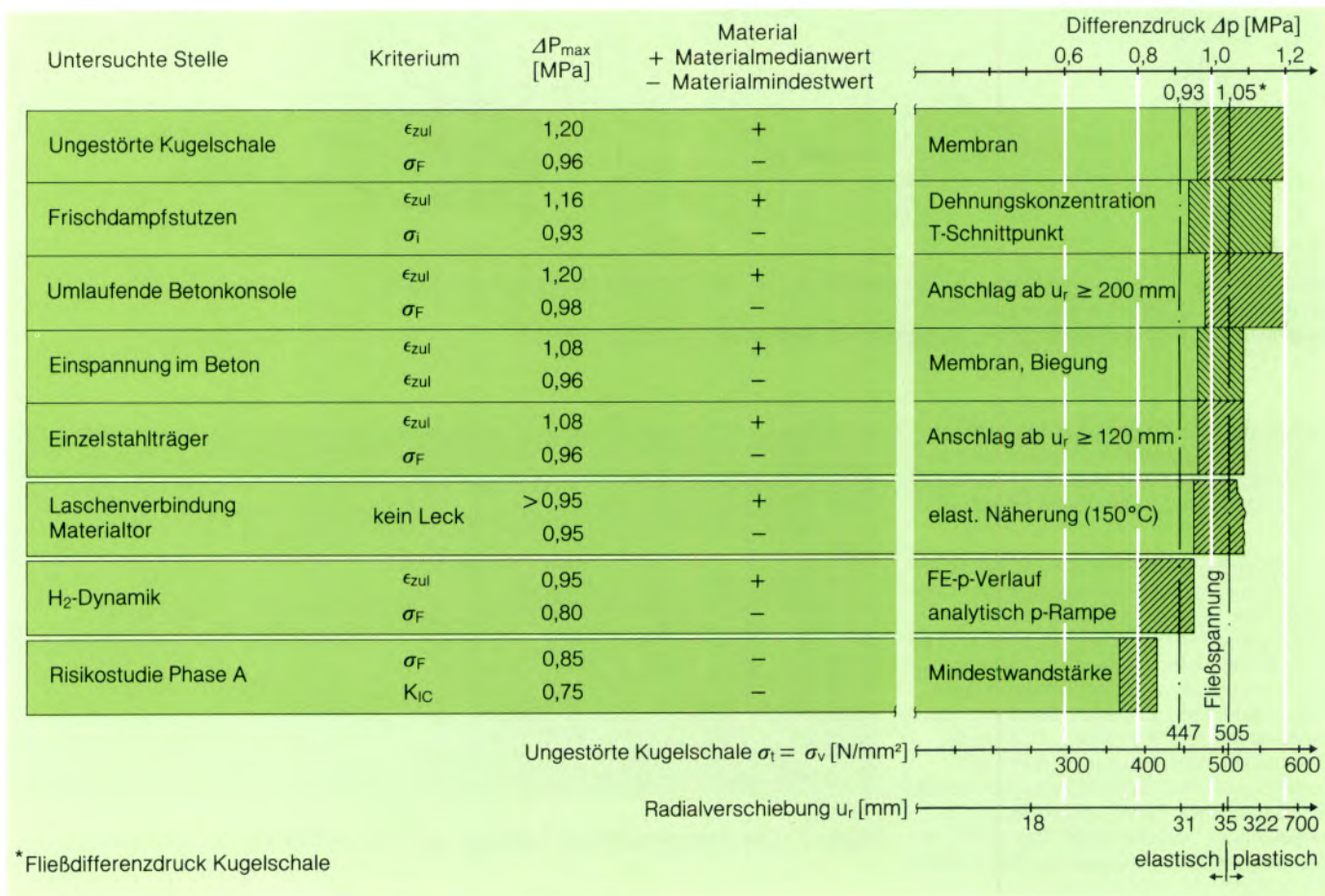


Tabelle 9.2: Bandbreite der Versagensdifferenzdrücke, SB Biblis-B

Alle bisher in der GRS durchgeführten Untersuchungen zur Identifizierung von Stellen mit einem Potential zur frühzeitigen Leckbildung im Verlauf der Drucktransiente — wie beispielsweise an der geschraubten Laschenverbindung des Materialtors — geben keinen Hinweis auf örtlich begrenztes Versagen unterhalb eines Differenzdrucks von etwa 0,95 MPa.

In den weiteren Untersuchungen zum SB-Versagen werden Arbeiten zur Quantifizierung von Bruchöffnungen mit Hilfe der Zähbruchmechanik, zur Abklärung der Beanspruchungen bei schnellen lokalen Druckbeaufschlagungen und zur probabilistischen Bewertung des Versagensstreubandes im Vordergrund stehen.

P. Eisert und A. Höfler

9.2 Fachkunde in Kernkraftwerken

Für die Betriebssicherheit der Kernkraftwerke ist neben der Qualität und Zuverlässigkeit der technischen Einrichtungen auch die Qualifikation des Betriebspersonals von entscheidender Bedeutung. Nach dem Atomgesetz darf die Genehmigung eines Kernkraftwerks u. a. nur dann erteilt werden, wenn die für die Errichtung, Leitung und Beaufsichtigung des Betriebs der Anlage verantwortlichen Personen die erforderliche Fachkunde besitzen. Zu diesem Personenkreis zählt auch das verantwortliche Schichtpersonal (Schichtleiter, Schichtleitervertreter, Reaktorfahrer).

Neben einer ausreichenden fachlichen Ausbildung und praktischen Erfahrungen muß das verantwortliche Schichtpersonal seine Fachkunde durch eine schriftliche und mündliche Prüfung in der Anlage erbringen. Während die anlagenbezogenen Kenntnisse betriebsintern vermittelt werden, können die kerntechnischen Grundlagenkenntnisse vorab an vier Kursstätten (Aachen/Jülich, Essen, Karlsruhe, Ulm) erworben werden. Die mehrmonatigen Grundlagenkurse schließen ebenfalls mit einer schriftlichen und mündlichen Prüfung ab. In der Regel hat sich ein Kandidat somit mindestens zwei schriftlichen und zwei mündlichen Prüfungen zu unterziehen.

Das verantwortliche Schichtpersonal umfaßt 25 bis 35 Personen pro Anlage. In den Jahren 1975 bis 1984 haben mehr als 850 Personen eine Zulassung als Reaktorfahrer, Schichtleitervertreter oder Schichtleiter erhalten. Rechnet man die in den Kursstätten durchgeführten Prüfungen zum Nachweis der Grundlagenkenntnisse hinzu, so haben sich im gleichen Zeitraum etwa 1300 Kandidaten einer mündlichen Prüfung vor einem Prüfungsausschuß unterzogen. Im Berichtsjahr wurden 300 Kandidaten geprüft.

Die GRS-Beisitzer waren die einzigen Mitglieder in den Prüfungsausschüssen, die sich an praktisch allen Abschlußprüfungen beteiligten. Ansonsten waren sieben Landesbehörden, sieben Technische Überwachungs-Vereine, alle Hersteller und Betreiber sowie Dozenten und Kursleiter vertreten.

In einer im Berichtsjahr in Angriff genommenen umfangreichen GRS-Untersuchung werden alle Einzelschritte des Prüfungsverfah-

rens (vgl. Bild 9.4) und deren Vielgestaltigkeit dokumentiert, diskutiert und bewertet. Aus der Bewertung werden Vorschläge abgeleitet zur

- Erhöhung der Transparenz,
- Harmonisierung des Verfahrens sowie
- Steigerung der Effizienz, Zuverlässigkeit und Belastbarkeit der Fachkundebeurteilung.

Eine statistische Auswertung der Prüfungsergebnisse der vergangenen Jahre soll Aufschluß geben über Trends, Abhängigkeiten von Alter, Ausbildungsgrad, Dauer der praktischen Erfahrung und vielen anderen Einflußgrößen. Die Untersuchung wird durch eine vergleichende Darstellung der Prüfungsverfahren in anderen Ländern abgerundet.

Es zeigte sich, daß in kaum einem anderen Land so aufwendige behördliche Regelungen und praktische Maßnahmen zu einer möglichst objektivierten Fachkundebeurteilung angewandt werden wie in der Bundesrepublik Deutschland. Andererseits lassen die Arbeiten aber auch erkennen, wie und wo das gegenwärtig praktizierte Prüfungssystem weiter verbessert werden kann oder muß. Diversen Vorurteilen bezüglich der fachlichen Leistungsfähigkeit der Facharbeiter, Meister und Techniker (im Vergleich zu den Ingenieuren) kann mit einer nunmehr vorliegenden, statistisch und inhaltlich belastbaren Datenbasis begegnet werden. Die Arbeiten werden im Frühjahr 1985 abgeschlossen.

Für die im Tagesdienst tätigen Führungskräfte sind die Anforderungen an die fachliche Ausbildung und praktische Erfahrung behördlich vorgeschrieben. Fragen des Erwerbs, Erhalts und der Weiterentwicklung der Fachkunde wurden aber für diesen Personenkreis bisher fast ausschließlich betriebsintern behandelt. In einem ausführlichen GRS-Bericht¹⁾ wurde nun die Thematik für alle interessierten Stellen transparent gemacht.

Die Überlegungen der GRS befassen sich insbesondere mit den Möglichkeiten, das

¹⁾ Farber, G.:

Orientierungsrahmen für die Erörterung der Erhaltung und Weiterentwicklung der Fachkunde von leitendem Betriebspersonal in Kernkraftwerken
BMI-Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, BMI-1984-043

Der GRS-Bericht setzt sich mit diesen Aspekten im Detail auseinander. Da auch die existierenden Schulungsangebote, sonstige Trainingsmöglichkeiten, der Stellenwert der technischen Kompetenz von Führungskräften, die Qualifikation der Ausbilder sowie wichtige ausländische Regelungen und Praktiken angesprochen sind, kann er als umfassender Orientierungsrahmen zur Fachkunde von leitendem Betriebspersonal angesehen werden.

G. Farber

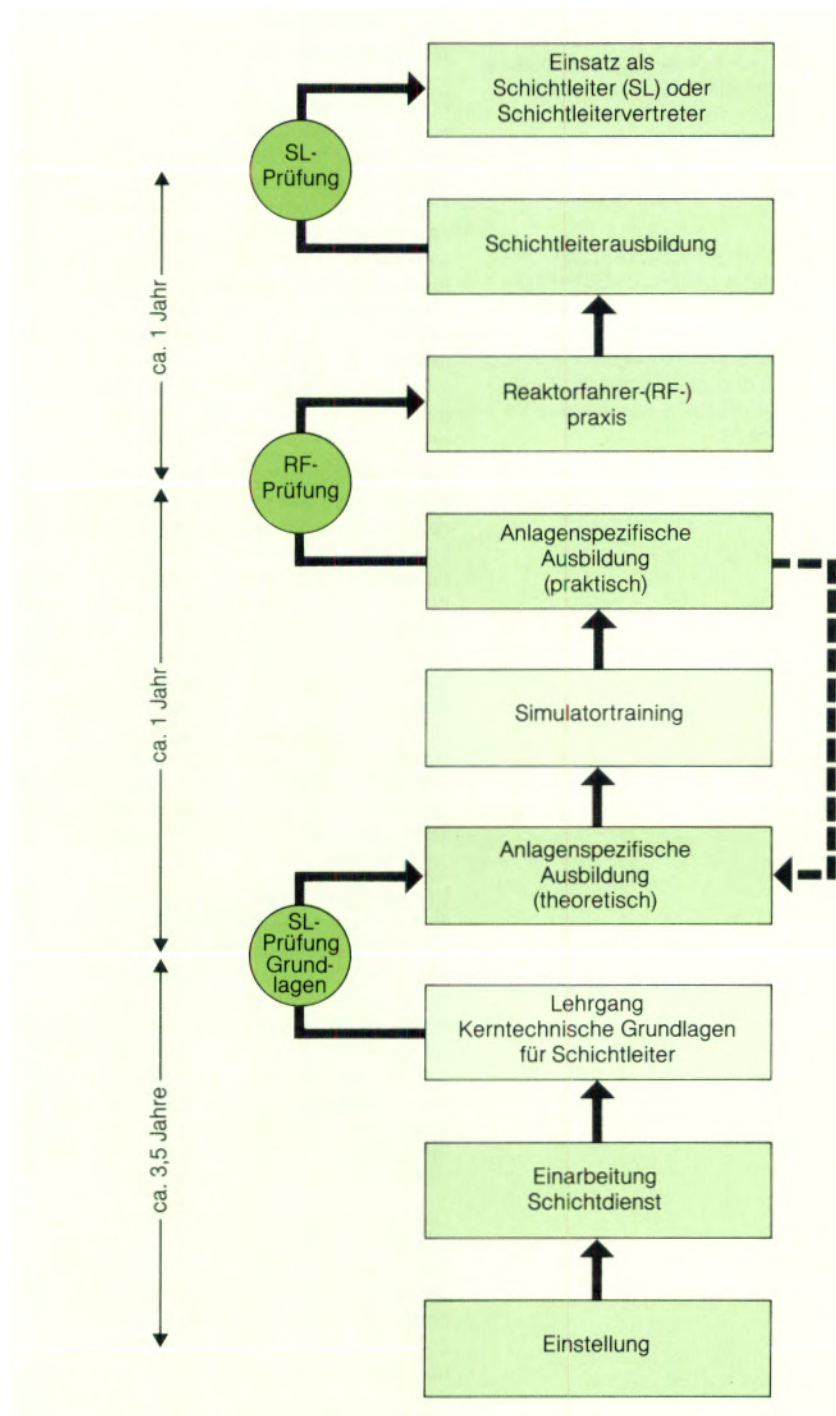


Bild 9.4: Typischer Werdegang eines Meisters zum Schichtleiter(-vertreter)

9.3 Annahmebedingungen für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in der Schachtanlage Konrad

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für das geplante Bundesendlager Konrad arbeitet die GRS im Auftrag der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB) in Braunschweig an der Erstellung der Planunterlagen mit. Eine wesentliche sicherheitstechnische Frage dabei ist: Welchen sicherheitstechnischen Anforderungen haben Abfallgebinde zu genügen, die in der Schachtanlage Konrad endgelagert werden sollen. Zu ihrer Beantwortung hat die GRS grundlegende Vorarbeiten geleistet, die nachfolgend kurz dargestellt werden sollen.

Die radioaktiven Abfälle, die zur Endlagerung in der Schachtanlage Konrad vorgesehen sind, kommen aus den Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufes, aus der Forschung, der Industrie und der Medizin. Die einzelnen Abfallgebinde unterscheiden sich hinsichtlich Aktivitätsgehalt, Eigenschaften der Abfallprodukte und der Verpackung.

Eine Erfassung der Abfalldaten durch die PTB, basierend auf einer Befragung aller Abfallverursacher, hat ca. 450 unterschiedliche Abfallgebindetypen ergeben. Nicht zuletzt aufgrund dieser Vielfalt ist ein Weg, der für das Genehmigungsverfahren zum Beispiel die Zulassung von Abfallgebindetypen vorsehen würde, nicht sinnvoll. Vielmehr muß hier ein Ordnungssystem geschaffen werden, das im Genehmigungsverfahren die Abfallvielfalt überschaubar macht und gleichzeitig die Option auf technische Verbesserungen an den Abfallgebinden offenhält. Hierzu wurde ein Schema zur Klassifizierung von Abfällen auf der Basis sicherheitstechnischer Anforderungen entwickelt. Grundlage dafür waren die Ergebnisse der Störfallanalyse, anhand derer die störfallbedingten Belastungen ermittelt wurden, denen ein Abfallgebinde während des Einlagerungsvorganges in der Schachtanlage ausgesetzt sein kann.

Bild 9.5 gibt einen Überblick über die Klassifizierung anhand eines Ablaufdiagramms. Überschreitet die Gesamtaktivität des Abfallgebundes einen Aktivitätsgrenzwert X_1 , so ist das Abfallgebinde zunächst einer der nachfolgenden sechs Produktgruppen zuzuordnen:

Herkunft	Abfall	Abfallprodukt	Abfallproduktgruppe
Landes-sammelstellen	Prüfstrahler mit Abschirmung und Strahlenquellen	Abfall mit Beton im Faß fixiert	Zementierte/betonierte Abfälle
Wiederaufarbeitung	Konzentrate aus Dekontaminations- und Prozeßabwässern	Abfall durch homogenes Vermischen mit Zement im 400-l-Faß fixiert	
Wiederaufarbeitung	Dekontaminations- und Prozeßabwässer	Abfall durch homogenes Vermischen mit Bitumen fixiert	Bitumen- und Kunststoffprodukte
Kernkraftwerke	Kugelharze der Primärkühlmittel- und BE-Lagerbeckenreinigung	Abfall bei Umgebungsdruck durch Absaugen entwässert	
Landes-sammelstellen	Geschredderte Filter, Erdreich und Bau-schutt	Abfall mit 1,5 MPa direkt ins Faß gepreßt	Feststoffe
Großforschungs-zentren	Rückstände aus Verbrennung und Pyrolyse	Abfall in Polyäthylenbeutel im 200-l-Faß mit Zementleim umgossen	
Kernkraftwerke	Steuerelemente	Abfall im Abfallbehälter unter Vakuum getrocknet	Metallische Feststoffe
Kernkraftwerke	Betriebsabfälle wie Textilien und Papier	In 180-l-Kartuschen mit 30 MPa verpreßt im 400-l-Faß	Preßlinge
Kernkraftwerke	Filter- und Verdampferkonzentrate	Abfall im Abfallbehälter zu festem Produkt getrocknet	Konzentrate

Tabelle 9.3: Beispielhafte Zuordnung von Abfällen zu Abfallproduktgruppen

- Zementierte/betonierte Abfälle
- Bitumen- und Kunststoffprodukte
- Feststoffe
- Metallische Feststoffe
- Preßlinge
- Konzentrate.

Diese Abfallproduktgruppen wurden so gewählt, daß sie – unter Berücksichtigung praktizierter und geplanter Konditionierungsverfahren – Abfallprodukte zu einer Gruppe zusammenfassen, die bei störfallbedingten Belastungen vergleichbare Eigenschaften aufweisen, insbesondere hinsichtlich des Freisetzungsverhaltens von Radionukliden.

In Tabelle 9.3 sind einige Beispiele für Abfälle und ihre Zuordnung zu den sechs Abfallproduktgruppen aufgezeigt. Neben der Ein-

teilung in Abfallproduktgruppen ist zusätzlich eine Einteilung in Abfallklassen, Klasse A und Klasse B, vorgesehen. Entscheidend dafür, ob ein Abfallgebinde einer bestimmten Produktgruppe der Klasse A oder der Klasse B zuzuordnen ist, sind der Aktivitätsgehalt und die Nuklidzusammensetzung im Abfall.

Für jede Produktgruppe gibt es unterschiedlich hohe nuklidspezifische Grenzkaktivitäten, die in der jeweiligen Klasse nicht überschritten werden dürfen. Durch die Unterschiede im zulässigen Aktivitätsgehalt für die einzelnen Produktgruppen wird deren mehr oder weniger große inhärente Sicherheit gegen eine Nuklidfreisetzung berücksichtigt. Die zulässigen nuklidspezifischen Grenzkaktivitäten sind tabelliert. Für Nuklidgemische wird der zulässige Aktivitätsgrenzwert über eine entsprechende Summenregel ermittelt.

Bei besonders geringen Aktivitätsgehalten sind auch hier vereinfachte Vorgehensweisen möglich, wie Bild 9.5 zu entnehmen ist. So sind für die oben angegebene Summenregel nur solche Nuklide zu berücksichtigen, deren Aktivität einen vorgegebenen nuklid-spezifischen Grenzwert X_2 überschreitet. Liegen die Aktivitäten aller Nuklide, die zu den radiologisch relevanten Leitnukliden zählen, unter dem Grenzwert X_2 , erfolgt automatisch die Aktivitätseinstufung nach Klasse A.

Die Grenzkaktivitäten für die Klasse A wurden so ermittelt, daß den Barriereigenschaften der Verpackung im Störfall möglichst wenig Bedeutung zukommt. Die sicherheitstechnischen Anforderungen an die Verpackung eines Abfallgebindinges in der Klasse A sind deshalb minimal. Sie sind durch Anforderungen, die aus dem Betrieb des Endlagers resultieren, wie Mindeststabilität für die Handhabung – Stapelbarkeit über 6 m Höhe ohne Integritätsverlust – abgedeckt.

Wird der Aktivitätsgrenzwert, der für die Klasse A eingehalten werden muß, überschritten, ist das Abfallgebinding der Klasse B zuzuordnen. Diese Zuordnung ist jedoch nur zulässig, falls seine Aktivität den für die Klasse B geltenden höherliegenden Grenzwert nicht überschreitet. Wird auch der Grenzwert der Klasse B überschritten, kann das Abfallgebinding in der Schachtanlage Konrad nicht endgelagert werden.

Im Gegensatz zur Klasse A sind für Abfallgebindinge der Klasse B zusätzliche Anforderungen an die Stabilität und Dichtheit der Verpackung zu erfüllen. Nachfolgend sind diese Anforderungen genannt, die in Bild 9.5 im letzten Schritt bei der Abfrage „Sonstige Anforderungen der Klasse B erfüllt?“ überprüft werden:

- Die Verpackung hält einem Fall aus 5 m Höhe auf eine unnachgiebige Unterlage derart stand, daß die Leckrate ($p_1 = 10^5$ Pa, $p_2 = 200$ Pa, $T = 20^\circ\text{C}$) nach dem Fall 10^{-4} Pa m³/s nicht überschreitet. [Diese Anforderung an die Verpackung entfällt bei „Metallischen Feststoffen“ sowie Bitumen- und Kunststoffprodukten, sofern es sich bei den Kunststoffen nicht um Pulver handelt (z. B. Pulverharze).]
- Die Wandung der Verpackung besitzt einen Wärmeleitwiderstand (Schichtdicke $\times$ reziproke Wärmeleitfähigkeit) $\geq 0,01$ m² K/W.

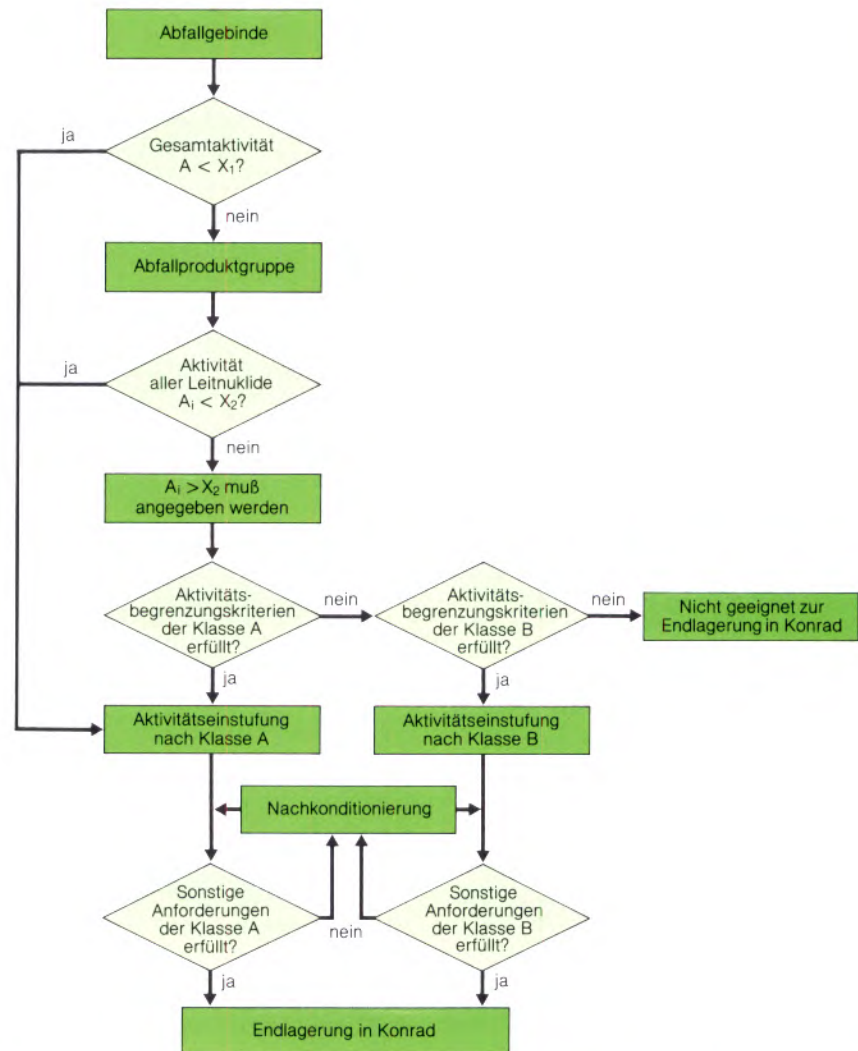


Bild 9.5: Ablaufschema zur Einstufung eines Abfallgebindinges in eine Abfallklasse und Überprüfung auf seine Eignung zur Endlagerung in Konrad

oder
Bei einem Schadensfeuer mit $T = 800^\circ\text{C}$ über $t = 3600$ s ist sichergestellt, daß die Leckrate ($p_1 = 10^5$ Pa, $p_2 = 200$ Pa, $T = 20^\circ\text{C}$) vor dem Brand kleiner als 10^{-5} Pa m³/s ist und die integrale Leckage während des Brandes und einer Abkühlphase von 24 h einen Wert von 1 Mol nicht überschreitet.

Mit der Erarbeitung der Klasseneinteilung von Abfallgebindingen wurde eine Basis geschaffen, von der ausgehend die PTB konkrete Annahmebedingungen an Abfallgebindinge formulieren kann. Diese Bedingungen legen fest, welche Behälter und welche Konditionierung des Abfalles zur Endlagerung geeignet sind. Sie sind damit wesentlicher Bestandteil der Planfeststellungsunterlagen.

9.4 Erfahrungen mit Störungen gleicher Ursache an eigenmediumgesteuerten Sicherheits- und Entlastungsventilen

Die GRS wertet im Auftrag des BMI kontinuierlich die Betriebserfahrungen mit sicherheitsrelevanten Komponenten und Systemen in Kernkraftwerken aus. Wegen der Bedeutung der Sicherheitseinrichtungen gegen Drucküberschreitung waren diese in der Vergangenheit wiederholt Gegenstand von Untersuchungen. Zum Beispiel wertete die GRS zusammen mit dem TÜV Rheinland und dem Rheinisch-Westfälischen TÜV die bei diesen TÜV vorliegenden umfangreichen Ergebnisse von Prüfungen an Sicherheitsventilen in konventionellen Kraftwerken aus. Von besonderem Interesse waren dabei Prüfungen, bei denen ein Schadensmechanismus zum Versagen mehrerer Ventile führte. Die Untersuchungen ergaben, daß bei einem nennenswerten Teil der beobachteten Ausfälle solche gemeinsamen Ausfallursachen vorlagen.

Der Frage von Mehrfachausfällen aus gemeinsamer Ursache (Common-Mode-Ausfälle) wurde auch in einer Untersuchung nachgegangen, die sich auf die verfügbaren Erfahrungen aus Kernkraftwerken stützte. Betrachtet wurden Störungen an eigenmediumgesteuerten Sicherheits- bzw. Entlastungsventilen in der Bundesrepublik, den USA, in Schweden und den Niederlanden. Die Störungen in ausländischen Anlagen wurden mit aufgenommen, um eine möglichst breite Erfahrungsbasis zu erhalten. Dafür war in Kauf zu nehmen, daß sich die Verhältnisse wegen der zum Teil andersartigen ausländischen Ventile nur begrenzt auf deutsche Anlagen übertragen ließen.

Die wichtigsten Beobachtungen waren:

- Schäden mit gemeinsamer Ursache sind bei eigenmediumgesteuerten Sicherheitsarmaturen wiederholt aufgetreten. Es waren unterschiedliche Ventiltypen betroffen, wobei ein Teil der Ursachen spezifisch einzelnen Ventiltypen zuzuordnen war.
 - Die Störungen waren – bis auf konstruktionsbedingte Fehler eines ausländischen Ventils – jeweils auf die Vorsteuerarmaturen zurückzuführen.
 - In der Regel war nur ein Teil der vorhandenen Armaturen betroffen. Jedoch wurden, insbesondere bei Störungen der Öffnungsfunktion, auch hohe Anteile ausgefallener Armaturen bis hin zum Ausfall aller Ventile beobachtet.
 - Die in der Bundesrepublik aufgetretenen Störungen mit gemeinsamer Ausfallursache haben in keinem Fall dazu geführt, daß die Druckabsicherungsfunktion eines Sicherheitsventils oder gar eines ganzen Druckbegrenzungs Systems ausgefallen wäre.
- Aus diesen Beobachtungen wurde abgeleitet, daß bei Druckabsicherungen mit eigenmediumgesteuerten Ventilen Ausfälle von Steuerarmaturen aufgrund einer gemeinsamen Ursache zu berücksichtigen sind. Daher sollte die Zuverlässigkeit der einzelnen Druckabsicherungssysteme bei unterstellten gemeinsamen Ausfallursachen überprüft werden.
- Eine entsprechende Untersuchung wurde für die verschiedenen Druckabsicherungssysteme durchgeführt, wie sie derzeit für die Reaktorkühlkreisläufe von Druck- und Siedewasserreaktoren sowie für den Sekundärkreislauf von Druckwasserreaktoren in Betrieb bzw. im Bau sind. Zur Bewertung wurden im wesentlichen die folgenden Gesichtspunkte herangezogen:
- Häufigkeit der Transienten, durch die die Druckabsicherung angefordert wird,
 - Verlauf der Transienten bei unterstelltem Ausfall der Druckentlastung,
 - Entdeckung gemeinsamer Ausfallursachen durch Prüfungen,
 - Vermeidung gemeinsamer Ausfallursachen durch verschiedenartige Armaturen,
 - quantitative Zuverlässigkeitsabschätzungen.
- Die Überlegungen zum Transientenverlauf bei unterstellten Ausfällen ergaben, daß nach der Schnellabschaltung des Reaktors in allen Fällen das Öffnen einer einzelnen Armatur ausreicht, um Schäden an den abzuschaltenden Systemen zu vermeiden. Damit ist bei allen betrachteten Druckabsicherungssystemen eine sehr hohe Redundanz gegeben. Dies erschwert quantitative Zuverlässigkeitsabschätzungen, weil sich aus den beobachteten Ausfällen keine belastbaren Ausfallwahrscheinlichkeiten für so hohe Redundanzgrade ableiten lassen. Deshalb wurden

keine Werte für zu erwartende Ausfallwahrscheinlichkeiten angegeben. Statt dessen wurde unter Verwendung pessimistischer Rechenwerte geprüft, wie weit eine ausreichende Zuverlässigkeit auch bei ungünstig unterstellten Common-Mode-Ausfällen nachzuweisen ist. Der Ausfall der Schnellabschaltung wurde nicht mit in die Betrachtungen einbezogen, weil sich auch unter ungünstigsten Annahmen über das Versagen von Druckabsicherungssystemen für die Kombination dieser Ereignisse außerordentlich geringe Wahrscheinlichkeiten ergeben.

Die Untersuchung der einzelnen Druckabsicherungssysteme ergab, daß ein Teil davon gegenüber unterstellten Common-Mode-Ausfällen bemerkenswert unempfindlich ist:

- Die primärseitigen Sicherheitsventile von Druckwasserreaktoren (DWR) werden selten angefordert, weil ihr Ansprechdruck erst erreicht wird, wenn bereits andere Systeme wie Stabeinwurf und Abblaseventil ausgefallen sind. Auch wenn man in diesen Fällen zusätzlich den Ausfall der Sicherheitsventile annimmt, resultieren daraus keine Drucküberschreitungen, bei denen mit Schäden am Primärkreis zu rechnen wäre.
 - Die sekundärseitige Druckentlastung von DWR kann, wenn die Hauptwärmesenke als ausgefallen betrachtet wird, nicht nur über die Sicherheitsventile, sondern auch über die Abblaseventile erfolgen. Bei vielen Anlagen sind dafür andersartige Komponenten eingesetzt als für das Abblasen über die Sicherheitsventile, so daß es keine gemeinsamen Ausfallursachen geben kann.
- Allerdings sind nicht alle Druckabsicherungssysteme so unempfindlich gegen Common-Mode-Ausfälle, daß ungünstigstenfalls auch der Ausfall sämtlicher gleichartiger Steuerarmaturen toleriert werden kann. In diesen Fällen wird die Zuverlässigkeit der Druckabsicherung durch sehr hohe Redundanz, durch Qualität der Komponenten und durch wiederkehrende Prüfungen erreicht.
- Bei einem Teil der DWR wird sekundärseitig das Öffnen der Leitungen zu den Abblasestationen durch gleiche Vorsteuerarmaturen gesteuert wie das Öffnen der Sicherheitsventile. Die Druckbegrenzung wäre erst ausgefallen, wenn keiner von 20 Steuersträngen öffnen würde. Die Vorsteuerarmaturen sind gut prüf-

bar. Sie können während des Betriebs ohne Verfahren der Hauptarmatur betätigt werden.

- Bei den Siedewasserreaktoren werden die Sicherheits- und Entlastungsventile durch gleichartige oder ähnliche Steuerarmaturen geöffnet. Die Druckbegrenzung wäre ausgefallen, wenn keines der Vorsteuerventile öffnen würde, von denen je nach Anlage 14 bis 28 vorhanden sind. Sie werden entweder durch Magnete oder als federbelastete Ventile durch Dampfdruck geöffnet. Diese beiden Funktionen sind bei einigen Anlagen in einem Vorsteuerventil integriert, in anderen sind sie durch verschiedene Vorsteuerventile realisiert. In beiden Fällen bedeutet dies, daß zum einen Ausfälle der Magnetbetätigung nicht zum Versagen der Druckbegrenzung führen können und zum anderen zumindest bei einem Teil der Ventile die Öffnungskräfte mit wachsendem Dampfdruck ansteigen.

Für die untersuchten Druckabsicherungssysteme wurde ferner geprüft, inwieweit die Zuverlässigkeit im Hinblick auf gemeinsame Ausfallursachen verbessert werden könnte. Als günstig erwies sich dabei, einzelne Steuerstränge mit einer andersartigen Vorsteuerarmatur auszurüsten, soweit die Druckbegrenzung nicht ohnehin schon durch verschiedenartige Einrichtungen erfolgen kann. Es wurde empfohlen, die Praktikabilität einer solchen Maßnahme in den einzelnen Anlagen zu prüfen.

Mit der Fragestellung gemeinsamer Ausfallursachen bei Druckbegrenzungseinrichtungen beschäftigte sich auch die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK), wobei die Ergebnisse der hier dargestellten Untersuchungen mit herangezogen wurden. In allen wesentlichen Punkten kam die RSK zu gleichen Bewertungen. Auch sie sah keine Notwendigkeit von Maßnahmen, empfahl jedoch, im Einzelfall die Möglichkeiten einer weiteren Verbesserung zu prüfen.

E. Lindauer

Der Bereich Forschungsbetreuung

10

Aufgabe des Bereichs Forschungsbetreuung (FB) ist die Mitwirkung bei der Planung von Forschungsvorhaben und deren Umsetzung, die Verfolgung der sich daraus ergebenden Vorhaben, die kontinuierliche Information über den Fortschritt der Arbeiten sowie die Bewertung und gezielte Verteilung der Ergebnisse. Diese Arbeiten, vielfach als Forschungsmanagement bezeichnet, werden im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) und des Bundesministers des Innern (BMI) durchgeführt.

Sie betreffen für den BMFT dessen Forschungsprogramm „Reaktorsicherheit“ und die damit zusammenhängende umfangreiche internationale Zusammenarbeit und für den BMI Fragen der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen im Rahmen der Bundesaufsicht über den Vollzug des Atomgesetzes.

Arbeiten im Auftrag des BMFT

Ständige Aufgabe im Verlauf des Berichtsjahres war die Erarbeitung von Empfehlungen zur fachlichen Ausrichtung des Programms und zur Einpassung der Vorhabensplanungen in den vorgegebenen Finanzrahmen. Auf der Grundlage der daraufhin vom BMFT getroffenen Entscheidungen betreute die FB in den 4 Programmsachgebieten „Betriebliche Sicherheit“, „Störfallabläufe“, „Spaltprodukttransport und Strahlenbelastung“, „Risiko und Zuverlässigkeit“ 130 Vorhaben mit einem Kostengesamtvolumen von ca. 120 Mio. DM.

Im Rahmen der Projektträgerschaft „Reaktorsicherheitsforschung“ war in Ergänzung zu den fachlich orientierten Tätigkeiten auch die administrative Bearbeitung des überwiegenden Teils der Vorhaben wahrzunehmen.

Die fachliche Vorhabensbetreuung wurde in engem Kontakt mit internen und externen Fachleuten durchgeführt.

Fünf beratende Fachgremien (Sachverständigenkreise) begleiteten darüber hinaus die Planungen und Durchführung der Arbeiten in insgesamt 13 Sitzungen.

Die an dem Programm interessierten Stellen (Behörden, Gutachter, Forschungsinstitutionen und Industrie) wurden im Rahmen eines umfangreichen Berichtswesens durch die Herausgabe periodischer Berichte über die Arbeitsfortschritte unterrichtet.

Die BMFT-Reaktorsicherheitsforschung wird in Zusammenarbeit mit praktisch der gesamten, die Kernenergie nutzenden westlichen Welt vollzogen. Die FB koordinierte in diesem Feld die bi- und multilateralen Beziehungen, die sich aus den Zusammenarbeitsvereinbarungen ergeben. Darüber hinaus oblag ihr die Dokumentation und Kanalisierung des internationalen Berichtsaustausches.

Nachfolgend wird über wichtige Arbeitsschwerpunkte im einzelnen berichtet.

Das internationale 2D/3D-Projekt

Seit 1980 wird im Rahmen eines trilateralen Abkommens zwischen der Bundesrepublik Deutschland (BMFT), Japan (JAERI) und den Vereinigten Staaten von Amerika (USNRC) das 2D/3D-Projekt durchgeführt mit dem Ziel, im großen Maßstab die Wirksamkeit von Notkühlsystemen im Druckwasserreaktor zu erforschen. Die Beiträge sind unter den Vertragsparteien folgendermaßen aufgeteilt: Die Bundesrepublik Deutschland und Japan führen sich ergänzende Großexperimente durch, die USA liefern Meßsysteme für die Versuche und übernehmen die analytischen Arbeiten mit dem zu verifizierenden TRAC-Code.

Der FB wurde die Projektträgerschaft für den deutschen Liefer- und Leistungsbeitrag übertragen, außerdem die Aufgabe, die deutschen Aktivitäten mit den internationalen Partnern abzustimmen und zu koordinieren sowie den BMFT fachlich bei der Führung von Verhandlungen zu unterstützen.

Im Berichtszeitraum konzentrierten sich die Arbeiten im nationalen Bereich auf die Koordination von Aktivitäten, die im unmittelbaren Zusammenhang mit der Errichtung der deutschen Versuchsanlage Upper Plenum Test Facility (UPTF) stehen. Neben der Termin- und Kostenverfolgung für die Bauvorhaben wurde besonderer Wert darauf gelegt, neue experimentelle und analytische Erkenntnisse zur Überprüfung der Anlagenspezifikation nutzbar zu machen, um so für den sicheren und effizienten Anlagenbetrieb notwendige Änderungen frühzeitig zu erkennen und in den Fertigungsprozeß einfließen zu lassen. Darüber hinaus wurden die Vorhaben zur ergänzenden Kalibrierung der von der USNRC beigestellten Instrumentierung für die UPTF-Brennelementköpfe koordiniert, so daß die experimentell gewonnenen Daten der unterschiedlichen Versuchsreihen auf-

bereitet und für die Entwicklung von Algorithmen zur Bestimmung der Massenströme im Bereich der Brennelementköpfe während der Experimente bereitgestellt werden können. Die GRS als Projektträger schloß nach maßgeblicher Vorbereitung durch die FB mit der Kraftwerk Union AG einen Vertrag zur Durchführung der Versuche in der UPTF-Anlage.

Im internationalen Rahmen waren die im Mai 1984 in Japan und im Oktober 1984 in den USA durchgeführten routinemäßigen Koordinationsgespräche vorzubereiten und durchzuführen. Hierzu wurden die Problemgebiete ermittelt, zu denen in vorbereitenden Gesprächen mit den nationalen Vertragspartnern abgestimmte deutsche Positionen erarbeitet und während der internationalen Konferenzen vertreten wurden. Zur Koordination der internationalen Aktivitäten wurden darüber hinaus Arbeitsgespräche initiiert, die einerseits die Abstimmung deutscher und amerikanischer Stellen beim Einbau der amerikanischen Meßsysteme in die UPTF zum Ziel hatten und andererseits den am Projekt beteiligten Analytikern Gelegenheit verschafften, sich ein detailliertes Bild von der kurz vor der Vollendung stehenden Versuchsanlage und ihren zukünftigen experimentellen Möglichkeiten und Eigenschaften zu machen.

Da der Basisvertrag, der dem 2D/3D-Projekt zugrunde liegt, im April 1985 ausläuft, führten BMFT, JAERI und USNRC unter Beteiligung der FB Verhandlungen über eine Verlängerung der Vertragslaufzeit. Nach teilweise recht schwierigen Verhandlungen auf verschiedenen Ebenen konnte schließlich eine Regelung vorbereitet werden, die den Interessen aller drei Partner Rechnung trägt und die Anfang 1985 zum Vertragsabschluß führen wird.

Projekt Risiko und Zuverlässigkeit

Den größten Anteil am Projekt Risiko und Zuverlässigkeit hat das Gesamtvorhaben „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B“ (DRS-B), das der BMFT Ende des Jahres 1983 in die Projektträgerschaft der FB übergab.

Das Ziel der DRS-B ist – wie auch in der DRS, Phase A –, das unfallbedingte Risiko von DWR-Kernkraftwerken am Beispiel der Referenzanlage Biblis-B zu ermitteln. In Phase A getroffene konservative Annahmen und

Randbedingungen zur Risikoermittlung werden in Phase B durch detailliertere Analysen ersetzt. Weiterhin soll durch grundlegende Arbeiten zur probabilistischen Analysemethodik die Aussagesicherheit verbessert und quantifiziert werden. Das Gesamtvorhaben ist in über 15 Einzelvorhaben unterteilt und wird bei mehr als 10 Institutionen bearbeitet.

Im Laufe des Berichtsjahres wurden die Arbeitsprogramme der eng miteinander verzahnten Einzelvorhaben den durch Zwischenergebnisse teilweise veränderten Fragestellungen fachlich angepaßt und aufeinander abgestimmt. Die überwiegende Anzahl der Vorhaben konnte noch im Berichtsjahr erfolgreich abgeschlossen werden.

Projekt Kernschmelzen

Die Arbeiten im Projekt Kernschmelzen, deren Ergebnisse eine wesentliche Grundlage für die DRS-B darstellen, konzentrierten sich auf die Forschungsschwerpunkte

- Wasserstoffverhalten,
- Spaltproduktverhalten,
- Schmelze/Beton-Wechselwirkung,
- Hochdruckpfad,
- Containmentverhalten.

Dabei stand im Berichtszeitraum die Dokumentation des vorhandenen Wissens, insbesondere zur Wasserstoffproblematik, im Vordergrund.

Das von der FB organisierte BMFT/USNRC Common Review Meeting „Core Melt Down“ fand auf Schloß Neuburg, Obriheim, statt. Über 60 Teilnehmer tauschten Informationen über die aktuellen Ergebnisse aus. Das amerikanische Interesse an den Großexperimenten BETA (Beton/Schmelze-Wechselwirkung) und DEMONA (Spaltproduktverhalten im Containment) unterstrich die Bedeutung dieser Versuche für die Quantifizierung des Gesamtrisikos.

Projekt Einwirkungen von außen

Im Jahr 1984 wurde das Teilprojekt „Gasexplosionen“ abgeschlossen.

Die Ergebnisse bestätigen die deutsche Auslegung von Kernkraftwerken, die die nukleare Sicherheit gegenüber Explosionsdruckwellen entsprechend einer BMI-Richtlinie gewährleistet.

Anlaß für die im Auftrag des BMFT initiierten Untersuchungen war, daß

- einerseits Schadensanalysen von Gasexplosionsunglücken auf maximale Drücke von etwa 0,03 MPa schließen ließen,
- andererseits auch durch theoretische Analysen gestützte Experimente stets weniger als 0,01 MPa erbrachten.

Die Ergebnisse der Untersuchungen konnten den am Anfang der Arbeiten stehenden Widerspruch lösen:

- In unverdämmten Gemischwolken sind weiterhin Überdrücke von weniger als 0,01 MPa zu erwarten. Turbulenzen können jedoch in begrenzten Bereichen Drücke um 0,1 MPa erzeugen.
- Ein Übergang von Deflagration zu Detonation konnte nicht nachgewiesen werden, er ist aber bei Verkettung extrem ungünstiger Umstände grundsätzlich nicht auszuschließen.
- Deflagrationen belasten das Reaktorgebäude nur im elastischen Bereich des Stahlbetons. Bei der hypothetischen Detonation der größten anzunehmenden Gaswolke wird die Belastbarkeitsgrenze fast erreicht.

Projekt HDR

In diesem Projekt werden in dem stillgelegten Heißdampfreaktor (HDR) Störfallabläufe sowie das Verhalten von Systemen und Komponenten unter den unterschiedlichsten Störfallbedingungen untersucht. Die Möglichkeit, hier Ergebnisse aus Experimenten im großen Maßstab zu erhalten, hat zu einer regen internationalen Beteiligung geführt.

Nachdem die Phase I des Programms mit wichtigen neuen Erkenntnissen – unter anderem zur Thermoschockbelastung an Stützen, zur Thermodynamik im Containment nach einem Rohrleitungsbruch, zur Schallemissionsanalyse und zu Leckratenuntersuchungen – erfolgreich abgeschlossen wurde, konnte im Berichtszeitraum mit der Phase II begonnen werden. Die FB war bei der Erstellung der Programmspezifikation mit eingebunden, hat zahlreiche Diskussionen über die Programmteile der Phase II in Arbeitsgruppen angeregt, Abstimmungen mit den Beteiligten vorgenommen und damit die Grundlage für eine Bewilligung der Phase II durch den BMFT geschaffen.

Ein wichtiges Teilprojekt der Phase II sind die Experimente zur Stoßanregung des Containments (Flugzeugabsturz). Bild 10.1 zeigt die hierfür eingesetzte Versuchsanordnung.

Projekt Werkstoffe und Festigkeit

Nachdem im Jahr 1983 die Voraussetzungen für die Phase II des Forschungsvorhabens „Komponentensicherheit“ (FKS), das vom BMFT und einem Industriekonsortium getragen und finanziert wird, geschaffen waren, wurden von der FB zu Beginn des Jahres 1984 die vertraglichen Grundlagen in Abstimmungsgesprächen mit den einzelnen Beteiligten so weit vorbereitet, daß der BMFT die Phase II bewilligen konnte. Diese Phase II des FKS wird sich schwerpunktmäßig mit den Betriebseinflüssen wie Temperatur, Korrosion, Bestrahlung und den hierdurch hervorgerufenen Veränderungen des Werkstoffzustandes befassen.

Im Sachgebiet „Behälterversagen“ wurde in Arbeitskreisen die Problematik der Rißausbreitung in Behältern auf der Basis von analytischen und experimentellen Forschungsergebnissen behandelt. Während die Vorausrechnung der Rißinitiierung bereits in guter Übereinstimmung mit dem Experiment ist, gilt es in Zukunft, noch wichtige Fragen bei der analytischen Beschreibung der Rißausbreitung zu klären.

Auf Anregung und unter Federführung der FB wurde für den Gesamtbereich „Bruchmechanik“ ein Arbeitskreis gebildet, der sich das Ziel gesetzt hat, Prioritäten zur Bearbeitung der bruchmechanischen Fragestellungen zu formulieren. Als Ergebnis der bisherigen Diskussion wurde eine Lageanalyse erarbeitet, die besagt, daß die linearelastische Bruchmechanik und die Grenzlastmethode trotz mancher Mängel in ihren jeweiligen Anwendungsbereichen methodisch ausgereifter sind als die elastoplastische Bruchmechanik. Ihre Schwächen bestehen aber darin, daß sie zwar Aussagen zum Versagensbeginn von Bauteilen machen, nicht aber zum Versagensprozeß. Hierin ist ihnen die elastoplastische Bruchmechanik überlegen, die vom Ansatz her auch quantitative Angaben zum Versagensablauf – von der Rißentstehung bis zur Instabilität – erlaubt. Dies ist wichtig für eine bessere Ausnutzung der Werkstoffe, zur Beurteilung von Folgeschäden an umgebenden Strukturen und zur rechtzeitigen Einleitung von Gegenmaßnahmen.

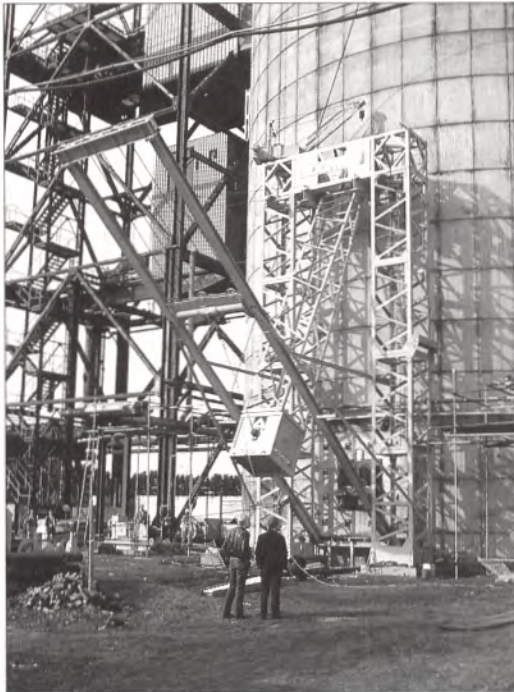


Bild 10.1: Versuchsapparatur für Experimente zum Flugzeugabsturz am HDR, Großwelzheim (Foto: KfK)

men bereits während des Versagens. Nach dem derzeitigen Stand der Diskussion wird der Arbeitskreis in Kürze einen Prioritätenkatalog erstellen, der die Grundlage für die Schwerpunktsetzung zukünftiger Forschungsaktivitäten auf dem Gebiet der Bruchmechanik sein wird.

Projekt Qualitätssicherung

Im Jahr 1984 standen zwei Schwerpunkte im Vordergrund der Diskussion:

- Erarbeitung von Vorschlägen zur Verbesserung der Ultraschall-(US-)Prüfbarkeit austenitischer Werkstoffe und Schweißverbindungen,
- Demonstration der Leistungsfähigkeit fortschrittlicher Prüftechniken.

Das in den USA aufgetretene Problem der Spannungsrißkorrosion in austenitischen Rohrleitungen hat hierzulande die Frage der US-Prüfbarkeit von austenitischen Werkstoffen noch stärker in den Vordergrund gerückt. So wurde hierzu in Abstimmung mit Arbeits- und Sachverständigenkreisen ein Programm erarbeitet mit dem Ziel, die bisher neu entwickelten Techniken und Verfahren zu kombinieren.

Zum Thema „Demonstration der Leistungsfähigkeit fortschrittlicher Prüftechniken“ haben unter internationaler Mitwirkung von Forschungsinstitutionen und Industrie mehrere Arbeitskreissitzungen stattgefunden. Ziel der Diskussionen war es, die Vorgehensweise und Kriterien festzulegen, nach denen die Leistungsfähigkeit fortschrittlicher Prüfverfahren dargestellt werden kann. Damit soll zum einen die praktische Anwendbarkeit der Verfahren bei der Fehleranalyse und -beschreibung demonstriert und zum anderen festgestellt werden, ob weitere und ggf. welche Forschungsaufgaben hierfür noch notwendig sind.

Projekt Mensch/Maschine

Für die Forschungsarbeiten auf dem Gebiet Mensch/Maschine (M/M) im Hinblick auf die Sicherheit von Kernkraftwerken wurde von der FB der heutige Kenntnisstand zusammenfassend diskutiert. Ausgehend von einer Einteilung des Problemfeldes nach den Bestandteilen des Mensch/Maschine-Systems:

- **Mensch** (mit Problemkreisen wie z. B. menschliche Fähigkeiten und Grenzen, menschliche Zuverlässigkeit),

- **M/M-Schnittstelle** (mit Problemkreisen wie Kraftwerksgestaltung) und
- **Technische Systeme** (mit Problemkreisen wie Informationssysteme, Überwachungssysteme)

wurden die Fragestellungen systematisch erörtert.

In Ergänzung zu den derzeit laufenden Vorhaben sollen insbesondere Untersuchungen zu menschlichen Einflüssen bei Instandhaltungsarbeiten und zum Umgang der Operateure mit modernen Informationssystemen durchgeführt werden. Die vorbereitenden Diskussionen dazu haben begonnen.

Internationale Zusammenarbeit

Die Notwendigkeit und die Bedeutung der internationalen Zusammenarbeit in der Reaktorsicherheitsforschung leiten sich ab aus dem gemeinsamen Interesse der kooperierenden Staaten,

- die wissenschaftliche Basis der Reaktorsicherheit weiter zu verbreitern und abzusichern,
- Sicherheitskonzepte und Sicherheitsanforderungen durch gemeinsame Projekte sowie fortlaufenden Austausch von Ergebnissen und deren kritische Diskussion weiter anzunähern,
- die knapper werdenden Ressourcen durch arbeitsteilig angelegte Forschung optimal zu nutzen.

Zu diesem Ziel trug die FB bei

- durch Mitarbeit bei der Ausführung bestehender und der Gestaltung neuer Verträge des BMFT mit ausländischen Partnern in der Reaktorsicherheitsforschung und
- beim Erarbeiten der deutschen Position zu fachlichen Themenbereichen in der Arbeit internationaler Gremien.

● Bilaterale Zusammenarbeit

Im Rahmen der bilateralen Verträge des BMFT mit ausländischen Partnern finden regelmäßige Gespräche zwischen dem BMFT und der jeweiligen ausländischen Institution statt.

Koordinationsgespräche wurden geführt im Rahmen der Zusammenarbeit mit

Frankreich (CEA),
USA (USNRC und EPRI),
Japan (STA).

Die FB wirkte bei der Vorbereitung und Durchführung dieser Gespräche mit und bereitete die erzielten Ergebnisse inhaltlich auf.

Die Aktivitäten in den jeweils vereinbarten Zusammenarbeitsgebieten wurden verfolgt und koordiniert. Die fachlichen Interessen und der Informationsbedarf der deutschen Forschungsinstitutionen im Rahmen der internationalen Zusammenarbeit wurden ermittelt; sie gehen wesentlich in die Erarbeitung der deutschen Verhandlungsziele ein.

– Ägypten

In Ägypten fand ein gemeinsames Seminar ägyptischer und deutscher Experten zum Thema „Reactor Safety Research“ statt. Die Forschungsbetreuung hat dieses Seminar inhaltlich vorbereitet und die Leitung der deutschen Delegation übernommen.

– Volksrepublik China

Im März 1984 wurde zwischen der Bundesrepublik Deutschland und der Volksrepublik China das Abkommen über die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der friedlichen Nutzung der Kernenergie unterzeichnet. Wenig später reiste eine Delegation deutscher Experten unter Leitung des BMFT nach China, um in Gesprächen mit Ministerien, Forschungsinstituten und anderen Institutionen konkrete Möglichkeiten zur Implementierung der Zusammenarbeit zu besprechen. Die FB hat bei diesem für die Kooperation mit China wichtigen Schritt durch intensive Vorbereitung, Teilnahme und Auswertung mitgewirkt. Bei der Umsetzung der Kooperationsabsprache beteiligte sie sich an den Definitionsgesprächen mit chinesischen Experten zum Beginn des konkreten Zusammenarbeitsprojektes einer probabilistischen Analyse des chinesischen Kernkraftwerks bei Qinshan.

– Japan

Die intensiven Bemühungen um die Einbeziehung der beteiligten Industrieforschung in die bestehende Zusammenarbeit wurde fortgesetzt. Die FB hat an der Vorbereitung, Durchführung und Aufbereitung der in diesem Zusammenhang durchgeführten Verhandlungen mitgewirkt.

Im Rahmen der diesjährigen Sitzung des deutsch-japanischen Ausschusses für die wissenschaftlich-technologische Zusammenarbeit in Japan wurde der Themenbereich „Energie“ durch die FB vertreten.

● Internationale Organisationen

In mehr als 20 Arbeitsgruppen und Fachveranstaltungen führten deutsche Experten ihre Arbeiten in der Organization for Economic Cooperation and Development (OECD) und der Kommission der Europäischen Gemeinschaften (KEG) fort. Neben der koordinierenden Betreuung der Arbeiten hat die FB die Ergebnisse zur Vorbereitung der Teilnahme der deutschen Delegierten an den Sitzungen der jeweils zuständigen Leitungsgremien ausgewertet. Dies betrifft im Rahmen der OECD insbesondere die Sitzung des Committee for the Safety of Nuclear Installations (CSNI) und im Rahmen der KEG die Sitzungen im beratenden Programmausschuß „Reaktorsicherheitsforschung“ für das Forschungszentrum Ispra und die Arbeitsgruppe 2 der KEG.

Weiterhin leistete die FB durch Vorbereitung und Teilnahme im Rahmen der deutschen Delegation einen Beitrag zur Tagung des Technical Committee „Reactor Safety Research“ der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO).

Arbeiten im Auftrag des BMI

In dem einleitend vorgestellten Rahmen der FB-Aufgaben betrafen die Arbeiten für den Bundesminister des Innern die Unterstützung bei der Durchführung von Studien zu Grundsatzfragen der kerntechnischen Sicherheit und zu technischen Fragestellungen im Rahmen der Bundesaufsicht über den Vollzug des Atomgesetzes.

Neben der Vorbereitung der Arbeiten durch Aufgabenspezifikation und Durchführung von Ausschreibungen umfaßten die FB-Leistungen auch hier die Vorhabensbegleitung, Ergebnisbewertung und intensive Mitwirkung bei den Jahreskostenplanungen sowie die Verantwortung für eine kontinuierliche Berichterstattung durch die Herausgabe von Halbjahresberichten.

Über die Tätigkeitsschwerpunkte wird nachfolgend im einzelnen berichtet.

Grundsatzfragen

Zu Fragen der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken konzentrierten sich die Arbeiten auf den Themenbereich der Anwendung probabilistischer Methoden bei der Sicherheitsanalyse von Leichtwasserreaktoren.

Im Hinblick auf Anlagen des Brennstoffkreislaufes bzw. der Entsorgung wurden Arbeiten zur Anwendbarkeit sowie Umsetzung von Sicherheitsanforderungen und probabilistischen Methoden aus dem nationalen und internationalen Bereich durchgeführt.

Untersuchungen und Studien zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen

Im Berichtsjahr wurde die Projektbegleitung zum Problemkreis „Hypothetische Störfälle“ fortgesetzt. In Ergänzung zu bisherigen vom BMI geförderten Untersuchungen, die sich auf Maßnahmen zur Minderung der Folgen schwerer Unfälle konzentrierten, wurden von der FB im Rahmen einer Ausschreibung Arbeiten initiiert, die sich mit den Möglichkeiten der Wärmeabfuhr aus einem Druckwasserreaktor nach totalem Stromausfall auseinandersetzen. Dabei soll grundsätzlich aufgezeigt werden, mit welchen vorhandenen betrieblichen Mitteln im Falle eines Unfalls eine Wärmeabfuhr aus dem Primärkreis bzw. Sicherheitsbehälter gewährleistet werden kann, um Kernzerstörung bzw. ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters zu vermeiden oder zumindest zu verzögern.

Weitere Schwerpunkte waren die Vorbereitung bzw. Initiierung von Arbeiten zur gesteuerten Zündung von Wasserstoffgemischen durch Glühkerzen, zum Verhalten des Sicherheitsbehälters und angrenzender Gebäudeteile im Falle eines Kernschmelzfalls sowie zum Materialverhalten von HTR-Komponenten.

Von der FB veranlaßte Bewertungen von Abschlußberichten aus der Reaktorsicherheitsforschung hatten zum Ziel, die vorliegenden Ergebnisse im Hinblick auf ihre Anwendbarkeit bei der Ausführung des Atomgesetzes zu überprüfen und ihre diesbezügliche Nutzung zu erleichtern. Im Berichtsjahr wurden 60 Forschungsberichte zur Bewertung beschränkt ausgeschrieben, von der GRS und externen Institutionen bearbeitet und die Ergebnisse verteilt. Die FB hat die Aktion „Berichtsbewertungen“ dem RSK-Ausschuß „Sicherheitsforschung und Grundsatzfragen“ mit positiver Resonanz vorgetragen und in einem zusammenfassenden Ergebnisbericht dokumentiert.

11.1 RSK-Geschäftsstelle

Die RSK-Geschäftsstelle hat die Aufgabe, die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) bei ihrer Beratungstätigkeit für den Bundesminister des Innern (BMI) im Rahmen der Zweckmäßigkeitsaufsicht über Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren von kerntechnischen Anlagen und den BMI bei der Auswertung und Umsetzung der Beratungsergebnisse der RSK zu unterstützen. Im Jahresbericht 1982 sind diese Aufgaben näher erläutert.

Zusätzlich übernimmt die RSK Beratungsaufgaben für den BMI in Fragen der Sicherung kerntechnischer Anlagen, die früher die Sachverständigenkommission für Fragen zur Sicherung des Brennstoffkreislaufs (SSB) wahrgenommen hat.

Das Jahr 1984 war das 2. Jahr einer 2jährigen Berufsperiode. Zum Vorsitzenden bestimmte der BMI nach Anhörung der RSK Prof. Dr. Mayinger und zum stellvertretenden Vorsitzenden Prof. Dr. Birkhofer. Beide Herren hatten dieses Amt bereits 1983 inne.

Schwerpunkte der Beratungen der RSK im Jahr 1984 waren die Inbetriebnahme der Kernkraftwerke Philippsburg 2, Grohnde, Mülheim-Kärlich und des THTR-300 in Hamm-Uentrop sowie das Sicherheitskonzept der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage und die Eignung der für diese Anlage in Aussicht genommenen Standorte Wackersdorf/Bayern bzw. Dragahn/Niedersachsen.

Ergebnisse

Tabelle 11.1 gibt einen Überblick über die Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse im Jahr 1984. Zum Vergleich sind die entsprechenden Zahlen des Vorjahres aufgeführt. Die von der RSK verabschiedeten Empfehlungen wurden im Bundesanzeiger veröffentlicht (Tabelle 11.2).

Internationale Zusammenarbeit

Im Rahmen der bestehenden Verträge über Zusammenarbeit und Erfahrungsaustausch haben auch im Jahr 1984 Delegationen aus Vertretern des BMI und der RSK Gespräche mit ausländischen Fachleuten geführt.

- Im März 1984 fand in Bad Bevensen ein Gespräch mit Vertretern der französi-

Sitzungen	Anzahl	
	1983	1984
RSK-Sitzungen	10	10
Ausschuß-Sitzungen		
– Leichtwasserreaktoren	3	5
– Natriumgekühlte Reaktoren	1	2
– Hochtemperaturreaktoren	—	1
– Druckführende Komponenten	7	9
– Notkühlung	1	1
– Spaltproduktückhaltung	4	4
– Elektrische Einrichtungen	7	5
– Bautechnik	4	5
– Reaktorbetrieb	5	7
– Standortfragen	—	2
– Brennstoffverarbeitung und -lagerung	5	2
– Wiederaufarbeitung	5	5
– Endlagerung	4	2
– Sicherheitsforschung und Grundsatzfragen	5	3
– Ad-hoc-Sonderfragen	1	6
– Gemeinsamer Ausschuß von RSK und SSK	3	4
Summe der Ausschuß-Sitzungen	55 (56)*	63 (65)*
Sonstige RSK-Veranstaltungen	34 (58)*	42 (50)*
Insgesamt	99 (124)*	115 (125)*
* Sitzungstage		

Tabelle 11.1: Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse, sonstige Veranstaltungen

schen Groupe Permanent Usines (GPU) über Wiederaufarbeitungsanlagen und die Endlagerung radioaktiver Abfälle statt. Dabei wurde das Brennelementzwischenlager Gorleben, Bohrstellen über dem Salzstock Gorleben und das Salzbergwerk ASSE besichtigt.

- Im Juli 1984 wurde auf Schloß Ringberg am Tegernsee der Erfahrungsaustausch mit USNRC/ACRS fortgesetzt. Diskussionsschwerpunkte waren der Vergleich der jeweils vorhandenen Sicherheitssysteme, die Nutzung von Computern im Kernkraftwerksbetrieb und für die Schulung des Betriebspersonals, Fragen zur Handhabung von Betriebsdaten, zur Qualifikation des Betriebspersonals, zur Unterstützung des Personals während Unfällen, zu Möglichkeiten, schwere Unfälle durch geeigneten Einsatz von Systemen abwenden zu können, und zu Schäden in Siedewasserreaktorrohrleitungen.

Im Anschluß an den Erfahrungsaustausch wurden von den amerikanischen Teilnehmern die Kernkraftwerke Isar 1, Gundremmingen 2, das stillgelegte Kernkraftwerk Niederaichbach sowie die GRS in Garching besucht.

- Im Oktober 1984 fand in Rom ein Erfahrungsaustausch mit Experten der Comitato Nazionale per la Ricerca e per lo Sviluppo dell'Energia Nucleare e delle Energie Alternative (ENEA) auf dem Gebiet der Auslegung kerntechnischer Anlagen gegen Erdbeben statt.

Außer diesen fachlichen Gesprächen konnte im Oktober 1984 in München eine Unterredung mit einem Mitglied der japanischen Nuclear Safety Commission geführt werden. Dabei wurden Möglichkeiten eines zukünftigen Erfahrungsaustausches erörtert.

Projekt	Gegenstand der Empfehlung	RSK-Sitzung lfd. Nr. Datum		Bundesanzeiger lfd. Nr. Datum	
KWB A und B	Kernkraftwerk Biblis, Blöcke A und B, Ertüchtigungsmaßnahmen an den Frischdampfarmaturenstationen	193	22. 02. 84	94	18. 05. 84
KKP 2	Kernkraftwerk Philippsburg 2, Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb	194	21. 03. 84	104	05. 06. 84
KWG	Kernkraftwerk Grohnde, Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb	194	21. 03. 84	104	05. 06. 84
THTR-300	300-MWe-THTR-Prototyp-Kernkraftwerk Hamm-Uentrop, Inbetriebsetzungsversuche und Leistungsversuchsbetrieb (2. Teilbetriebsgenehmigung)	194	21. 03. 84	104	05. 06. 84
DWR allgemein	RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, Abschnitt 21: Zu unterstellende Leckagen und Brüche	194	21. 03. 84	104	05. 06. 84
ALKEM	Empfehlung zum Sicherheitskonzept und zu konzeptionellen Einzelfragen späterer Teilerrichtungsgenehmigungen	196	27. 06. 84	243	29. 12. 84
WAA B/N	Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen, Empfehlung zu den Standorten, zum Sicherheitskonzept und zur 1. Teilerrichtungsgenehmigung	198	17. 10. 84	26a	07. 02. 85
KMK	Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich, Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb	200	19. 12. 84	Veröffentlichung in Vorbereitung	

Tabelle 11.2: Empfehlungen der RSK im Jahr 1984

Inbetriebnahme von Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland im Jahr 1984

Die RSK hat zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb der nachfolgend aufgeführten Kernkraftwerke jeweils eine Empfehlung verabschiedet:

- Grohnde (KWG),
- Philippsburg 2 (KKP-2),
- THTR-300 (2. Teilbetriebsgenehmigung),
- Mülheim-Kärlich (KMK).

Die Beschlußfassungen der RSK zu den sicherheitstechnisch wesentlichen Frage-

stellungen sowie zu anlagenspezifischen Merkmalen wurden in mehreren Sitzungen ihrer jeweils zuständigen Ausschüsse vorbereitet. Die Beratungen erstreckten sich bei den Druckwasserreaktoren jeweils u. a. auf die Themenkomplexe

- Qualität der druckführenden Umschließung und der äußeren Systeme,
- bautechnische Gegebenheiten,
- Konzept zur Störfallbeherrschung, z. B. Fahrweise der Anlagen bei Dampferzeugerheizrohrlecks,
- sicherheitstechnisch relevante elektrische Einrichtungen,
- Gestaltung der Warte und wesentlicher Betriebsanweisungen,

- Art und Umfang der Inbetriebnahmeversuche,
- Fragen der Inbetriebnahme- und der Betriebsorganisation,
- Ausbildung des Personals,
- Umsetzung von Erfahrungen aus dem Betrieb anderer Anlagen.

Bei der Anlage Mülheim-Kärlich befaßte sich die RSK eingehend mit der zustandsorientierten Vorgehensweise bei Störungen und Störfällen (ATOG, **A**bnormal **T**ransient **O**perating **G**uidelines). Dem Operator werden demnach Maßnahmen zur Überführung der Anlage in einen sicheren Zustand vorgeschrieben, ohne daß er zunächst das vorliegende Ereignis identifiziert haben muß. Diese Vorgehensweise wurde im Betriebshand-

buch des Kernkraftwerkes Mülheim-Kärlich erstmalig in der Bundesrepublik Deutschland realisiert.

Beim THTR-300 befaßte sich die RSK mit den Ergebnissen der Nullenergieversuche und den bisherigen Betriebserfahrungen bei Systeminbetriebsetzungen. Weitere Schwerpunkte der Beratungen waren:

- Sicherheitssystem-Leittechnik,
- Störfallbeherrschung,
- Organisation und Fachkunde des verantwortlichen Betriebspersonals,
- Betriebshandbuch,
- Inbetriebsetzungsprogramm (Leistungsversuche).

In die Empfehlungen der RSK wurden jeweils auch die Beratungsergebnisse des Ausschusses „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK einbezogen. In Anlehnung an die bereits bei anderen Anlagen bewährte Praxis hat die RSK diesbezüglich den Wunsch geäußert, jährlich über die sicherheitstechnisch relevanten Betriebserfahrungen informiert zu werden.

Sicherheitstechnisch relevante Betriebserfahrungen

Auswertung der Betriebsberichte „Zur Information der RSK“ im Berichtsjahr

Die RSK befaßte sich routinemäßig mit den periodischen Betriebsberichten. Sie stellte keine Hinweise auf Vorkommnisse mit besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung fest, die nicht schon fallweise in der RSK beraten worden wären. Insgesamt zeigt sich ein positives Bild. Die guten Betriebserfahrungen der Vorjahre bestätigten sich auch im Jahr 1983. Die Strahlenbelastungen des Betriebs- und Fremdpersonals waren in einigen Anlagen aus begründetem Anlaß (Nachrüstmaßnahmen) vergleichsweise hoch. Aufgrund des Abschlusses weitreichender Nachrüstmaßnahmen kann von zukünftig niedrigeren Dosisbelastungen ausgegangen werden. Die Betriebsberichte gaben in Einzelfällen Anlaß zu weiteren Beratungen.

Beratung sonstiger Vorkommnisse von besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung

Die RSK setzte die Beratung der in den Quartalslisten der Jahre 1983 und 1984 erfaßten meldepflichtigen besonderen Vorkommnisse fort. Sie überprüfte, ob weitergehende Aufklärungen erforderlich sind. In Einzelfällen sprach die RSK eigene Bewertungen aus. Die RSK nahm die Beratung der Quartalslisten zum Anlaß, auf Fragen der sachgerechten Erfassung, Beschreibung und Auswertung der „Besonderen Vorkommnisse“ hinzuweisen.

Zu aktuellen Einzelereignissen, wie z. B.:

- Abriß eines Eintrittsflansches an einem Sicherheitsventil im Zwischenüberhitzer-Kondensatsystem (KKK am 9. 11. 1983),
- Blitzeinschlag und Auslösung von Reaktorschutzaktionen (KKI am 29. 5. 1983),
- Offenbleiben eines Sicherheits-/Entlastungsventils (KKW am 21. 10. 1983),
- Versagen von Frischdampf-Vorsteuerventilen (KKU am 9. 1. 1982 und 21. 3. 1984; Borssele/Niederlande am 21. 1. 1984),
- Leckage an einer Vorsteuerleitung eines Druckhalter-Sicherheitsventils (Borssele/Niederlande am 17. 3. 1983),
- Schäden an Dampferzeugerheizrohren (Biblis-A im Dezember 1983 und Sommer 1984),

finden fallweise Beratungen in der RSK statt. Der Frage zur Zuverlässigkeit von Druckabsicherungseinrichtungen ging die RSK projektübergreifend nach. Sie konnte sich bei ihren Beratungen auf umfangreiche und umfassende Untersuchungen der Fachabteilung „Betriebsverhalten“ stützen.

Meldekriterien für besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken

Aufgrund vorliegender Erfahrungen mit der bisherigen Praxis wurden die Meldekriterien im zuständigen Arbeitskreis des Länderausschusses für Atomkernenergie überarbeitet. Grundlage waren Vorarbeiten der GRS. Die RSK befaßte sich mit den novellierten Meldekriterien. Sie überprüfte die Kriterien insbesondere unter den Aspekten Umfang der Meldungen, Strukturierung des Meldeumfanges in drei Kategorien und Konkretheit der einzelnen Kriterien. Sie legte dabei zugrunde, daß die Meldekriterien sich an dem be-

hördlichen Interesse und an der Eilbedürftigkeit behördenseitiger Veranlassungen orientieren. Die RSK vertrat die Auffassung, daß bei der Neufassung der Kriterien eine sinnvolle Grundkonzeption gewählt wurde. In einzelnen Punkten machte sie Verbesserungsvorschläge.

Konzept zur Unterstützung der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken mit probabilistischen Methoden

Die Arbeiten zu diesem Konzept, an denen die Gestätsstelle im Rahmen eines Auftrages des BMI an die GRS mitgewirkt hat, wurden in einem Statusbericht (Methodik, Risikogrenzkurven und Anwendungsbeispiele) zusammengefaßt und dem Auftraggeber als Berichtsentwurf übermittelt. Wesentliche Ergebnisse dieser Arbeiten sind in der Fachwelt zur Diskussion gestellt worden.

Zukünftiger Natriumgekühlter Reaktor vom Pool-Typ in der Bundesrepublik Deutschland

Der BMI hat auf Anregung seines Gesprächskreises „Sicherheitstechnische Grundsatzfragen großer Schneller Brutreaktoren“ die RSK mit der Erarbeitung einer Stellungnahme zur Auslegung des als Nachfolgeprojekt zum SNR-300 geplanten SNR-2 gegen Störfälle mit dem Potential der Kernzerstörung beauftragt. Dazu hat die RSK neben dem Ausfall der Reaktorschnellabschaltung auch andere Einleitungsereignisse in Betracht gezogen.

Nach Auffassung der RSK ist – unter Berücksichtigung international abgesicherter wissenschaftlicher Untersuchungen zu Unfallabläufen mit Kernzerstörung sowie aufgrund der Sicherheitskonzeption des SNR-2 – eine Kernzerstörung (sog. Bethe-Tait-Exkursion) für diese Anlage nicht als Störfall im Sinne von § 28 Abs. 3 StrlSchV zu betrachten, d. h., eine Auslegung der Anlage ist insofern nicht erforderlich.

Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen

Im Auftrag des BMI hat sich die RSK mit sicherheitstechnischen Fragen zum Standort, zum Sicherheitskonzept und zur ersten Teilerrichtungsgenehmigung für die beantragte Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen befaßt.

Hierbei hat sie auch die technischen Möglichkeiten und Maßnahmen zur Minimierung der Ableitung radioaktiver Stoffe und des Anfalls radioaktiver Abfälle sowie zur Reduzierung des Restrisikos beraten.

Die in der Empfehlung der RSK enthaltenen Aussagen zu Strahlenschutzaspekten wurden vom Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ bei der SSK erarbeitet und von der SSK verabschiedet.

Die Beratungen der RSK zu den Standorten Wackersdorf bzw. Dragahn haben keine Anhaltspunkte aufgezeigt, die gegen eine Eignung für die Errichtung und den Betrieb einer Wiederaufarbeitungsanlage sprechen. Aus sicherheitstechnischer Sicht werden von der RSK beide Standorte als günstig eingestuft.

Die Beratungen zum Sicherheitskonzept der beantragten Wiederaufarbeitungsanlage haben gezeigt, daß mit den geplanten Ableitungen radioaktiver Stoffe mit Abluft und Abwasser die Dosisgrenzwerte der Strahlenschutzverordnung beim späteren Betrieb der Anlage eingehalten werden können. Auch für die zugrundezulegenden Störfälle liegt die Strahlenexposition in der Umgebung der Wiederaufarbeitungsanlage unterhalb der Störfallplanungswerte für Kernkraftwerke.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß über den Rahmen der erforderlichen Vorsorge gegen Schäden hinaus in der Planung Maßnahmen vorgesehen sind, mit denen Auswirkungen auf die Umwelt weiter reduziert werden können.

Die geplante Auslegung der baulichen Anlagen entspricht ebenso dem Stand von Wissenschaft und Technik wie die Ausrüstung der prozeßtechnischen Einrichtungen und die für den Betrieb der Wiederaufarbeitungsanlage vorgesehenen Verfahrensschritte.

Zusammenfassend wurde festgestellt, daß keine Bedenken gegen das Sicherheitskonzept der Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen bestehen.

Da sich der Umfang der beantragten 1. Teilerrichtungsgenehmigung lediglich auf

- Brennelementeingangslager,
- Zaun, äußere Umschließung,
- Anlagenwache/Hauptwache

erstreckt, hat sich die RSK bei ihren Beratungen zur Errichtung lediglich mit den sicherheitstechnischen Fragen zum Brennelementeingangslager befaßt.

Die geplanten Lager sind in ihren sicherheitstechnischen Auslegungsmerkmalen mit den von der RSK auf ihrer 184. Sitzung positiv beurteilten Trockenbehälterlagern Ahaus und Gorleben vergleichbar, so daß sicherheitstechnische Bedenken gegen die Realisierung der beantragten Trockenbehälterlager somit nicht bestehen.

Aufgrund dieser Empfehlung hat der BMI am 18. 12. 1984 seine bundesaufsichtliche Stellungnahme zur 1. Teilerrichtungsgenehmigung abgegeben. Es bestehen keine Bedenken gegen Standort und Konzept der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage aus Sicht der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes.

Brennelementfertigungsanlage der Firma ALKEM

Die RSK hat den Antrag nach § 7 AtG der Firma ALKEM zur Errichtung und zum Betrieb einer ortsfesten Anlage zur Be- und Verarbeitung von Kernbrennstoffen für die Herstellung von Brennelementen aus Uran/Plutonium-Mischoxid für thermische und schnelle Forschungs- und Leistungsreaktoren beraten.

Bei der Beratung des Sicherheitskonzepts hat die RSK festgestellt, daß alle die sicherheitstechnische Ausrüstung bestimmenden Störfälle bei der Auslegung der Anlage berücksichtigt worden sind. Insbesondere repräsentieren die geplanten und zum Teil schon vorhandenen Schutzmaßnahmen gegen Einwirkungen von außen einen Sicherheitsstand, der dem gegenwärtigen Stand der Genehmigungspraxis entspricht.

Nach der Beurteilung der RSK wird die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen, wenn die vorgesehenen Maßnahmen realisiert werden.

Auch die Beratung der behandelten konzeptionellen Einzelfragen im Rahmen eines Verfahrens nach § 7a AtG erbrachte keine Einwände gegen die beantragte sicherheitstechnische Auslegung.

Daher hat die RSK keine Bedenken gegen das Sicherheitskonzept der beantragten Anlage und gegen deren Errichtung sowie den Betrieb des bestehenden verbunkerten Spaltstofflagers.

Projekt Andere Entsorgungstechniken (PAE)

Auf Wunsch des BMI haben die RSK und SSK einen gemeinsamen Ad-hoc-Ausschuß ANDERE ENTSORGUNGSTECHNIKEN eingesetzt, der die strahlenschutz- und sicherheitstechnischen Aspekte des vom PAE des Kernforschungszentrums Karlsruhe durchgeführten Systemvergleichs zwischen einer Entsorgungsstrategie mit und ohne Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren diskutiert und bewertet hat.

Auf der Basis der Beurteilung durch den Ad-hoc-Ausschuß hat die RSK auf ihrer 200. Sitzung festgestellt, daß das im Rahmen des PAE entwickelte technische Konzept zur direkten Endlagerung abgebrannter Brennelemente plausibel ist und keine entscheidenden Bedenken gegen die grundsätzliche Realisierbarkeit ersichtlich sind. Eine weitergehende sicherheitstechnische Beurteilung kann jedoch erst nach weiterer Entwicklung und Demonstration vorgenommen werden.

Entscheidende sicherheitstechnische Vorteile sind aufgrund der vom PAE durchgeführten Systemstudie nach Auffassung der RSK für die neu konzipierte Entsorgungsvariante der direkten Endlagerung nicht zutage getreten. Bei einer Gegenüberstellung der beiden Endlagerkonzepte ist jedoch zu beachten, daß bei der direkten Endlagerung größere Mengen an Spaltstoff gelagert werden müssen.

Ein Vergleich der sicherheitstechnischen Auslegungsmerkmale der beiden untersuchten Alternativen zeigt, daß sich bezüglich der grundsätzlichen Eignung der Verfahrensschritte und der konzipierten Komponenten ebenfalls keine entscheidenden Unterschiede ergeben. Die RSK weist jedoch ausdrücklich darauf hin, daß der Entwicklungsstand

der Anderen Entsorgungstechniken hinter dem der Integrierten Entsorgung zurückliegt.

Insgesamt haben die Beratungen der RSK gezeigt, daß der Entsorgungsweg der direkten Endlagerung der abgebrannten Brennelemente gegenüber der Integrierten Entsorgung keine sicherheitstechnischen Vorteile bietet.

RSK-Datenbank

Mit Hilfe des Datenbankmanagement-Systems (DBMS) SYSTEM 2000 wurde in den Jahren 1979/1980 eine Datenbank eingerichtet. Sie kann für Sitzungen der RSK als Fundstellenverzeichnis (z. B. Sitzungsnummer, Tagesordnungspunkt, Thema der Sitzung ggf. Veröffentlichung im Bundesanzeiger) oder zum schnellen Überblick über eine bestimmte Thematik verwendet werden. Wert gelegt wird dabei auf inhaltliche und nicht formale Ordnungskriterien, wie z. B.:

- Beratungsstand zu einem bestimmten Thema,
- Relevanz der Beratungsergebnisse für verschiedene Fragestellungen,
- Aussagen der RSK zu einem bestimmten Thema in einem vorgegebenen Zeitraum.

Nach Eingabe gewisser Schlüsselworte wird das Datenmaterial selektiert und ausgegeben.

Im Berichtsjahr wurden die Eingaben in die Datenbank fortgesetzt und die bestehenden Eingaben auf inhaltliche Richtigkeit überprüft. Außerdem wurden die Arbeiten zur Erstellung eines Thesaurus weitergeführt und bisher verwendete Schlüsselwörter harmonisiert. Insgesamt sind zur Zeit ca. 1000 Datensätze (Protokollauszüge) erfaßt, die jeweils durch mehrere Deskriptoren gekennzeichnet sind. Sie beziehen sich auf ca. 50 RSK-Sitzungen (145. Sitzung bis 198. Sitzung).

Die Umstellung der Datenbank auf das Programm STAIRS (**S**torage **A**nd **I**nformation **R**etrieval **S**ystem) wurde vorbereitet. STAIRS verspricht eine vereinfachte Abfrage und Speicherung bei umfangreichen Texten.

11.2 SSK-Geschäftsstelle

Der Bundesminister des Innern (BMI) hat im Jahr 1974 ein Beratergremium berufen, das ihn in Fragen des Schutzes vor den Gefahren ionisierender Strahlen berät: die Strahlenschutzkommission (SSK).

Die SSK erhält ihre Beratungsaufträge in der Regel vom BMI. Sie kann aber auch im Einvernehmen mit dem BMI von sich aus Beratungsthemen aufgreifen.

Für die Bearbeitung besonderer Aufgabenbereiche sind bei der SSK derzeit 6 Ausschüsse eingerichtet, in denen zur Vorbereitung für die Arbeit in der Kommission Beratungen auf folgenden Gebieten des Strahlenschutzes stattfinden:

- Strahlenschutztechnik,
- Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen,
- Medizin und Strahlenschutz,
- Radioökologie,
- Strahlenschutz bei radioaktiven Abfällen und Reststoffen,
- Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen.

Zur Erhöhung der Effizienz ihrer Arbeit können sowohl die SSK als auch deren Ausschüsse Arbeitsgruppen bilden, die spezielle Beratungsunterlagen sowie Empfehlungs- und Richtlinienentwürfe erstellen.

Im Berichtsjahr führte Prof. Dr. C. Streffer, Essen, den Vorsitz der Strahlenschutzkommission. Stellvertretende Vorsitzende waren Prof. Dr. D. Harder, Göttingen, und Prof. Dr. Dr. E. Oberhausen, Homburg/Saar. Die Bestellung der genannten Vorsitzenden wurde vom BMI für das Jahr 1985 bestätigt.

Die Geschäftsstelle unterstützt die SSK, deren Ausschüsse und ihre Arbeitsgruppen in der Durchführung ihrer Arbeiten.

Im Berichtsjahr konnten die Arbeiten zur Einrichtung einer SSK-Datenbank bei der Geschäftsstelle abgeschlossen werden. Derzeit sind mit Hilfe der elektronischen Datenverarbeitung Abfragen nach Unterlagen, Informationen und Anlagen zu den Protokollen möglich. Die Informationssammlung enthält bislang etwa 6000 Titel und wird laufend aktualisiert. Zur Zeit werden zusätzlich die Tagesordnungspunkte der Sitzungsprotokolle aufgenommen.

Im Jahr 1984 waren für die insgesamt 92 Sitzungen der SSK, ihrer Ausschüsse und Arbeitsgruppen 122 Sitzungstage erforderlich. Die Anzahl der Sitzungen und Sitzungstage, die auf die einzelnen Beratungsgremien entfallen, sowie ein Vergleich mit den entsprechenden Zahlen des Vorjahres zeigt Tabelle 11.3.

Folgende Themen wurden 1984 schwerpunktmäßig behandelt:

Wirkungen nach pränataler Bestrahlung

In der Diskussion des Strahlenrisikos nimmt die Frage nach der Strahlenempfindlichkeit des menschlichen Organismus während der pränatalen Entwicklung einen besonderen Rang ein.

Der BMI hatte die SSK im Jahr 1981 beauftragt, das Strahlenrisiko während der pränatalen Entwicklung des Menschen zu bewerten. Dazu wurde von der SSK eine Expertengruppe eingerichtet, die in den Jahren 1981 – 1984 eine umfangreiche Stellungnahme zum Strahlenrisiko während der pränatalen Entwicklung des Menschen erarbeitete. Damit liegt erstmalig in der Bundesrepublik Deutschland ein umfassender Überblick über den derzeitigen Stand der Erkenntnisse bezüglich der Wirkungen pränataler Bestrahlung vor.

Auf der Basis dieser Stellungnahme hat die SSK am 29. Juni 1984 eine Empfehlung zum „Strahlenrisiko während der pränatalen Entwicklung des Menschen“ abgegeben, die das Risiko des Auftretens von Letalität, Fehlbildung, Funktions- und Fertilitätsstörungen während der drei pränatalen Entwicklungsphasen (Präimplantations-, Organbildungs- und Fetalperiode) sowie postnatal das Risiko des Auftretens maligner Erkrankungen und vererbbarer Defekte bewertet. Auf die Möglichkeit von Kombinationseffekten ionisierender Strahlung mit chemischen Schadstoffen wird ebenfalls verwiesen.

Die SSK-Empfehlung „Strahlenrisiko während der pränatalen Entwicklung des Menschen“ ist beim BMI und der SSK-Geschäftsstelle erhältlich. Die umfangreiche Stellungnahme wird in Kürze in Buchform veröffentlicht.

Beratergremien	Zahl der Sitzungen (Zahl der Sitzungstage)			
	1983		1984	
● Strahlenschutzkommission (SSK)	6	(12)	6	(12)
● Ausschüsse der SSK:				
„Strahlenschutztechnik“	3	(3)	4	(5)
„Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“	4	(5)	5	(7)
„Medizin und Strahlenschutz“	4	(5)	3	(3)
„Radioökologie“	6	(10)	5	(9)
„Strahlenschutz bei radioaktiven Abfällen und Reststoffen“	4	(6)	4	(6)
„Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“	9	(15)	11	(16)
● Arbeitsgruppen	35	(39)	46	(55)
● Gemeinsamer Ausschuß von RSK und SSK	3	(3)	4	(4)
● Ausschuß „Novellierung der Strahlenschutzverordnung“	—	—	4	(5)
Insgesamt:	74	(98)	92	(122)

Tabelle 11.3: Sitzungen der SSK, ihrer Ausschüsse und Arbeitsgruppen

Strahlenschutzaspekte bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle

Da für die Diskussion wissenschaftlicher Grundsatzthemen — die nicht unmittelbar zum Beratungsumfang gehören, deren Ergebnisse jedoch in die Beratungen des BMI einfließen — in den routinemäßigen Sitzungen der Kommission erfahrungsgemäß nicht genügend Zeit verbleibt, werden seit 1981 jährlich SSK-Klausurtagungen veranstaltet. Die dreitägige Klausurtagung im Berichtsjahr hatte „Strahlenschutzaspekte bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle“ zum Thema. Dabei standen folgende Einzelthemen zur Diskussion an:

- Einführung, Fragestellungen
 - Behandlung radioaktiver Abfälle
 - Aufkommen konditionierter radioaktiver Abfälle in der Bundesrepublik Deutschland
 - Bisherige Erfahrungen und Praxis bei der Versuchseinlagerung in ASSE
- Übersicht über Pläne und Projekte zur Endlagerung radioaktiver Stoffe im Ausland
 - Oberflächennahe Vergrabung von schwach- und mittelaktiven Abfällen in

den USA, Frankreich und Großbritannien

- Endlagerung in tiefen geologischen Formationen
- Versenkung radioaktiver Abfälle in der Tiefsee und Einlagerung im Meeresboden

- Bisherige Vorbereitungen zur Endlagerung radioaktiver Stoffe in der Bundesrepublik Deutschland
 - Sicherheitskriterien der RSK für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk (RdSchr. d. BMI v. 20. 4. 1983)
 - Stand der technischen Vorbereitungen in Gorleben und Konrad sowie Übersicht über die bereits vorhandenen Unterlagen für die Planfeststellungsverfahren
 - Sicherheitsanalysen zur Endlagerung radioaktiver Abfälle in der Schachtanlage Konrad — Betriebsphase
 - Sicherheitsstudien zur Endlagerung radioaktiver Abfälle im Salzstock Gorleben in der Nachbetriebsphase (Methodik und Ergebnisse)
- Grundsatzfragen zur vorausschauenden Sicherung des Strahlenschutzes bei der

Endlagerung radioaktiver Abfälle über sehr lange Zeiträume

- Verfassungsrechtliche Bewertung von Langzeit-Risiken der Endlager radioaktiver Abfälle
- Schutzziele und Kriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle

- Abschlusssdiskussion zu den Strahlenschutzgrundsätzen bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle
 - Strahlenschutzanforderungen und Dosisgrenzwerte für die Betriebsphase (bestimmungsgemäßer Betrieb und Störfälle)
 - Strahlenschutzanforderungen und Dosisgrenzwerte für die Nachbetriebsphase

Die bei der Klausurtagung aufgenommenen Beratungen werden im Jahr 1985 fortgesetzt mit dem Ziel, eine Stellungnahme zu den Strahlenschutzfragen abzugeben, die mit Planung und Betrieb eines Endlagers in Bezug stehen. In diesem Zusammenhang sei noch darauf hingewiesen, daß der BMI die RSK und SSK beauftragt hatte, ihn im Rahmen des systemanalytischen Vergleichs „Integrierte Entsorgung/Andere Entsorgungstechniken“ zu beraten. Die SSK konnte in ihre abschließende Beratung noch die Ergebnisse ihrer beiden letzten Klausurtagungen mit den Themen

- Anwendbarkeit des Begriffs Kollektivdosis,
- Strahlenschutzfragen bei der Endlagerung radioaktiver Stoffe

einbringen. Die Stellungnahme der SSK zur Systemstudie „Andere Entsorgungstechniken“ soll im Januar 1985 verabschiedet werden.

Möglichkeiten und Grenzen zur Anwendung der Kollektivdosis

Nachdem sich die Strahlenschutzkommission anläßlich ihrer Klausurtagung 1983 einführend mit diesem Thema befaßt hatte, fanden im Berichtsjahr weiterführende intensive Beratungen statt. Hinsichtlich der Verwendbarkeit der Kollektivdosis als Schadensmaß und als Hilfsmittel zur Optimierung des Strahlenschutzes der beruflich Strahlenexponierten und der Bevölkerung kam die SSK aufgrund ausführlicher Analysen zu dem Ergebnis, daß

- die Kollektivdosis nicht in rechtliche Regelungen der Bundesrepublik Deutschland aufgenommen werden sollte. Die von der ICRP (International Commission on Radiological Protection) seit vielen Jahren vertretenen Grundsätze der Rechtfertigung der Strahlenexpositionen, der Optimierung des Strahlenschutzes und der individuellen Dosisgrenzwerte finden sich sinngemäß auch in der EG-Richtlinie von 1980 und in der Strahlenschutzverordnung von 1976. Damit liegt eine rechtlich bindende Verpflichtung zur Optimierung des Strahlenschutzes vor, jedoch bleibt formalrechtlich freigestellt, ob die Kollektivdosis als Instrument zum Erreichen dieses Zieles geeignet ist;
- die Kollektivdosis als Schadensmaß nur dann geeignet ist, wenn die zur Berechnung der Schadenserwartung benötigten Risikokoeffizienten in dem zu betrachtenden Dosisbereich ausreichend bekannt sind;
- der betriebswirtschaftliche Ansatz der ICRP zur Nutzenoptimierung wegen nicht ausreichender Kenntnis von monetären Gegenwerten für die strahlenbedingte Schadenserwartung nach gegenwärtiger Kenntnis für gesetzliche Regelungen nicht in Frage kommt. Die bereits in der Vergangenheit entwickelten Optimierungsinstrumente der Verbesserung von emissionsreduzierenden Techniken sowie der Festlegung von individuellen Dosisgrenzwerten und von Emissionsgrenzwerten haben sich in Bezug auf den Strahlenschutz der Bevölkerung bewährt;
- bei Arbeitsabläufen in Kernenergieanlagen zur Optimierung des Strahlenschutzes der Beschäftigten das Instrument der Minimierung der Kollektivdosis und zum Vergleich von Schutzvorkehrungen die Kollektivdosis als Vergleichsmaßstab geeignet ist;
- zur statistischen Kennzeichnung der Strahlenexposition der Bevölkerung in der Umgebung von Strahlenquellen die Angabe der Personenzahl in den einzelnen Dosisklassen geeignet ist. Die SSK beabsichtigt jedoch, einen Dosiswert vorzugeben, unterhalb dessen sie die Größe der damit exponierten Bevölkerungsgruppe nicht als eine für Bilanzierung und Vergleiche sinnvolle Maßzahl ansieht.

Die erwähnte Stellungnahme soll im ersten Quartal 1985 von der Kommission verabschiedet werden.

Novellierung der Strahlenschutzverordnung

Die nach mehrjähriger Dauer im Jahr 1983 abgeschlossenen Beratungen der SSK über die Novellierung der Strahlenschutzverordnung wurden unter der Vorgabe durchgeführt, die Anpassung an die EG-Grundnormen für den Gesundheitsschutz der Bevölkerung und der Arbeitskräfte gegen die Gefahren ionisierender Strahlen vom 15. Juli 1980 materiell vorzubereiten. Die Ergebnisse dieser Beratungen und der Erörterungen mit den Bundesländern im Länderausschuß für Atomkernenergie sind in den vom BMI erstellten Entwurf der Änderungsverordnung vom April 1984 eingeflossen.

Zur Überprüfung dieses Entwurfs auf die Konsistenz der wissenschaftlichen Grundlagen und die Plausibilität der angegebenen Begründungen hin hat der BMI ein Expertengremium, den Ausschuß „Novellierung der Strahlenschutzverordnung“, unter der Leitung des SSK-Vorsitzenden einberufen. Die Überprüfung soll sich insbesondere auf die folgenden Bereiche des Novellierungsentwurfs beziehen:

- Geltungsbereich (§ 1)
- Grenzwertregelung für anzeige- und genehmigungsfreien Umgang mit Reststoffen
- Anwendung radioaktiver Stoffe oder ionisierender Strahlen im Bereich der Medizin (§§ 41 bis 43)
- Dosisgrenzwerte der Anlage X in Verbindung mit § 45, Anlage I (Begriffsbestimmungen), Anlage XI (Annahmen bei der Ermittlung der Strahlenexposition)
- Abgeleitete Grenzwerte (Diskussion über offene Punkte bei der Erörterung von Grunddaten und Annahmen zur Berechnung von abgeleiteten Grenzwerten); Anlage IV, § 45, Anlage VII
- Tätigkeit in fremden Anlagen oder Einrichtungen (Wegfall der Genehmigungspflicht, Änderung der Dosisgrenzwerte)
- Strahlenschutzbereiche (§§ 44, 51, 57, 58, 60)
- Abgrenzung Störfall – Unfall
- Regelungen für Strahlenschutzbeauftragte und zur Fachkunde
- Begründungen zu den einzelnen Novellierungen.

Die im Berichtsjahr weit fortgeschrittenen Beratungen sollen im ersten Quartal 1985 mit der Abgabe einer Stellungnahme abgeschlossen werden.

Berechnungsgrundlagen für die Ermittlung von Körperdosen bei äußerer Strahlenexposition durch Elektronen, insbesondere durch β -Strahlung

Nach eingehenden vorbereitenden Beratungen in einer entsprechenden Arbeitsgruppe verabschiedete die SSK die vorgenannte Berechnungsgrundlage, die eine Anleitung zur Ermittlung von Ganz- und Teilkörperdosen bei externer Strahlenexposition durch Elektronen gemäß der Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle gibt.

Bei der Ermittlung von Körperdosen kann zwischen folgenden Methoden – mit jeweils steigendem Aufwand – unterschieden werden:

- Gleichsetzung mit der Orts- oder Personendosis,
- Abschätzung der Körperdosis aus Orts- oder Personendosen bzw. sonstigen Überwachungsdaten,
- Berechnung der Energiedosisverteilung im Körper mit einem dem Einzelfall angepaßten Berechnungsmodell.

Die Kriterien für den Einsatz der verschiedenen Verfahren werden durch die Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle vorgegeben.

Es ist geplant, die „Berechnungsgrundlage für die Ermittlung von Körperdosen bei äußerer Strahlenexposition durch Elektronen, insbesondere durch β -Strahlung“, gemeinsam mit der bereits früher verabschiedeten „Berechnungsgrundlage für die Ermittlung von Körperdosen bei äußerer Strahlenexposition durch Photonenstrahlen (§§ 62 und 63 StrlSchV)“ – nach deren erforderlicher Überarbeitung – zu veröffentlichen.

Empfehlung für ein Strahlenschutzforschungsprogramm

Nachdem der BMI die Strahlenschutzkommission gebeten hatte, ihn bei der Fortschreibung des Strahlenschutzforschungsprogrammes zu beraten, legte die Kommission eine entsprechende Empfehlung vor, nach der sich das Strahlenschutzforschungsprogramm in folgende Schwerpunkte gliedert:

- Analyse der natürlichen und zivilisatorischen Strahlenexposition
- Meßtechnik und Dosisermittlung
- Radioökologische Daten und Modelle
- Somatische und genetische Wirkungen von Strahlenexpositionen
- Strahlenrisiken durch Umgang mit radioaktiven Stoffen und ionisierenden Strahlen
- Verfahren und Einrichtung zur Optimierung des Strahlenschutzes
- Strahlenschutz bei der Behandlung und Beseitigung radioaktiver Abfälle
- Vorsorge für Störfälle und Unfälle
- Pathogenese, Diagnose und Therapie von Strahlenschäden

Durch das vorgeschlagene Forschungsprogramm sollen die wissenschaftlichen Grundlagen des Strahlenschutzes so vertieft bzw. erweitert sowie technische Verfahren und Maßnahmen entwickelt werden, wie es für die Erstellung zweckmäßiger Strahlenschutzvorschriften und deren Durchführung erforderlich ist.

Im Rahmen der Erstellung dieses Forschungsprogrammes wies die SSK mit großer Sorge darauf hin, daß sich neben den Universitätskliniken neuerdings auch an Großforschungszentren Tendenzen abzeichnen, die Strahlenschutzforschung einzuschränken. Diese rückläufige Entwicklung läßt die SSK befürchten, daß der Anschluß an den internationalen Fortschritt mit schwerwiegenden Folgen für die entsprechenden Aufgaben in technischer und medizinischer Anwendung verlorengeht. Sie empfahl daher eindringlich allen Verantwortlichen in Bund und Ländern, die Voraussetzungen zu schaffen, damit Strahlenschutzforschung und -lehre dem internationalen Standard entsprechend weiter betrieben werden kann.

Beratung zum laufenden Genehmigungsverfahren

Der BMI holt bei der Überprüfung atomrechtlicher Genehmigungsverfahren für kerntechnische Anlagen u. a. auch die Empfehlung der Strahlenschutzkommission zu entsprechenden Fragestellungen ein. Dabei überprüft die Kommission die Erfüllung der Forderungen der Strahlenschutzverordnung gemäß §§ 20a, 28, 29, 31, 38, 44, 45 und 46, wobei die Beratungen durch den speziell

hierfür eingerichteten Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ vorbereitet werden.

Kernkraftwerke

Im Rahmen der Verfahren zur Einleitung der Betriebsgenehmigung nahm die SSK bezüglich der Kernkraftwerke

- Philippsburg 2
- Grohnde
- Mülheim-Kärlich
- Hamm-Uentrop (THTR-300)

jeweils Stellung zu folgenden Sachverhalten:

- Strahlenschutz des Personals
- Strahlenexposition der Kraftwerks Umgebung (im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen)
- Emissions- und Immissionsüberwachung
- Vorbereitung der Schadensbekämpfung bei Störfällen und Unfällen.

Anlagen des Brennstoffkreislaufs

Im Rahmen der beantragten atomrechtlichen Genehmigung nach § 7 des Atomgesetzes (AtG) für die Brennelementfabrik ALKEM in Hanau nahm die SSK Stellung zum Konzept des Neubaus und zur Erweiterung der Altanlage sowie zu den Strahlenschutz betreffenden konzeptionellen Einzelfragen, die Inhalt des Antrags der ALKEM GmbH auf Erteilung eines Vorbescheids nach § 7a AtG sind.

Einen breiten Raum nahmen die Beratungen zum Standort und zum Sicherheitskonzept der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen ein. Darüber hinaus hat sich der Ausschuß bei der Besichtigung beider Standorte einen Eindruck von den örtlichen Gegebenheiten verschafft.

In ihrer nach Abschluß der Beratungen abgegebenen Stellungnahme faßte die Kommission zusammen, daß sich aus der Sicht des Strahlenschutzes keine Einwände gegen Standort und Sicherheitskonzept der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen ergeben.

Leitfaden für den fachlichen Berater der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen

Nach den „Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ gehören der Katastrophenschutzleitung Strahlenschutz-Sachverständige als Berater des Einsatzleiters an. Zu deren Aufgaben gehören:

- Ermittlung von Strahlendosen bzw. Überprüfung entsprechender Betreiberangaben,
- Beratung der Katastrophenschutzleitung durch Erläuterung der radiologischen Lage und durch Vorschläge für Maßnahmen.

Da die erforderlichen Planungen medizinischer Maßnahmen in den genannten Rahmenempfehlungen nicht genügend Beachtung fanden, wurden sie ergänzt um „Maßnahmen zur medizinischen Betreuung im Rahmen des Katastrophenschutzes in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“.

Um dem fachlichen Berater Arbeitshilfen und Entscheidungsgrundlagen für seine Tätigkeit an die Hand geben zu können, wurde vom BMI die Erstellung eines entsprechenden Leitfadens gewünscht, der sich in

- Teil A „Dosisabschätzung“ und
- Teil B „Medizinische Maßnahmen“

gliedern sollte. Mit der Beratung über Inhalt und Form des Leitfadens wurde die SSK beauftragt.

Die Strahlenschutzkommission hat empfohlen, den als Entwurf vorliegenden Teil A des Leitfadens zunächst für ca. 1/2 Jahr bei Katastrophenschutzübungen zu erproben. Danach soll dieser Teil als Empfehlung der SSK veröffentlicht werden. Mit der Fertigstellung von Teil B „Medizinische Maßnahmen“ ist Ende 1985 zu rechnen.

Anwendung der Richtlinie zu § 45 StrlSchV auf Anlagen des Brennstoffkreislaufs

Im Zusammenhang mit den bereits erwähnten Beratungen über die geplante Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen wurde die SSK vom BMI um Prüfung gebe-

ten, inwieweit bei der Anwendung der „Allgemeinen Berechnungsgrundlage für die Strahlenexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässern (Richtlinie zu § 45 StrlSchV)“ auf diese und andere Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs anlagenspezifische Modifikationen erforderlich sind. Die entsprechenden Beratungen des Ausschusses „Radioökologie“, die mit der Abgabe einer Stellungnahme abgeschlossen werden sollen, dauern derzeit noch an.

Bewertung des Risikos infolge Exposition durch Radon und dessen Folgeprodukte

Das vom BMI geförderte Forschungsvorhaben „Radon in Wohnungen und im Freien – Erhebungsmessungen in der Bundesrepublik Deutschland“, zu dessen Begleitung speziell eine entsprechende Arbeitsgruppe des Ausschusses „Strahlenschutztechnik“ eingesetzt worden war, wurde zum Abschluß gebracht. Der Kommission wurden die Ergebnisse vorgetragen und zur Diskussion gestellt. In Ergänzung zu ihrer bereits im Jahr 1980 abgegebenen Stellungnahme zur Radonexposition der Bevölkerung hat die SSK die Beratungen zur Bewertung des Risikos durch Radon aufgenommen.

Zusammenarbeit mit internationalen Gremien

Im Rahmen der SSK-Sitzungen erfolgten regelmäßige Informationen der Kommissionsmitglieder über aktuelle Beratungen und Beschlüsse internationaler Gremien wie UNSCEAR, ICRP, ICRU, EG-Grundnormenausschuß u. a. Darüber hinaus fanden intensive Beratungen zur Unterstützung der nationalen Vertreter – die zum Teil selbst Mitglieder der Kommission sind – in den genannten internationalen Gremien statt. Auf diese Weise ist ein ständiger und direkter Meinungsaustausch zwischen der Strahlenschutzkommission und entsprechenden internationalen Gremien gegeben.

Der KTA-Geschäftsstelle obliegt die Führung der Geschäfte des Kerntechnischen Ausschusses (KTA), der „die Aufgabe hat, auf Gebieten der Kerntechnik, bei denen sich aufgrund von Erfahrungen eine einheitliche Meinung von Fachleuten der Hersteller, Ersteller und Betreiber von Atomanlagen, der Gutachter und der Behörden abzeichnet, für die Aufstellung sicherheitstechnischer Regeln zu sorgen und deren Anwendung zu fördern“¹⁾. In Wahrnehmung dieser Aufgabe hat die Geschäftsstelle 3 Sitzungen des Kerntechnischen Ausschusses und 3 seines Präsidiums betreut. Die Sitzungen des Kerntechnischen Ausschusses werden durch von ihm eingesetzte Unterausschüsse vorbereitet. Es sind dies erstens drei Unterausschüsse mit allgemeinen Aufgaben (KTA-Regelprogramm, Rechtsfragen, sicherheitstechnische Grundsatzfragen). Neu eingesetzt wurden der Unterausschuß Hochtemperaturreaktoren in der Verfolgung des Ziels, diesen Reaktortyp systematisch in das KTA-Regelwerk einzubeziehen. Seine Aufgabe besteht darin, vor Aufnahme der Arbeit an neuen HTR-Regelvorhaben ein Konzept unter Angabe von Prioritäten aufzustellen und während einer Übergangszeit federführend die Prüfung von HTR-Vorlagen zu übernehmen. Es bestehen zweitens 15 fachgebundene Unterausschüsse. Letztere stimmen die Arbeitsergebnisse von Arbeitsgremien innerhalb und zwischen den im KTA vertretenen Gruppen ab.

Sie bedienen sich dabei insbesondere bei Textfassungen, deren Verabschiedung als Regelentwurf angestrebt wird, einer Umfrage bei den KTA-Mitgliedern, um noch bestehende unterschiedliche Auffassungen in einen Text einfließen zu lassen. Die Unterausschüsse erarbeiten dann die Beschlußvorlage für den Kerntechnischen Ausschuß. Die Beschlußvorlage enthält den Wortlaut einer Regel und den Vorschlag, ihn als Regelentwurf zu verabschieden, oder, wenn ein Regelentwurf der Öffentlichkeit zur Einreichung von Änderungsvorschlägen bereits vorgelegen hatte, ihn als Regel aufzustellen.

Von der Geschäftsstelle wurden 41 Unterausschußsitzungen betreut. In dieser Phase der Regelerstellung besteht die Aufgabe der Geschäftsstelle hauptsächlich darin, die verschiedenen Stellungnahmen zu einer Textfassung eines künftigen Regelentwurfs oder Änderungsvorschläge zu einem Regelentwurf so aufzubereiten, daß sie beratungsfähig werden. Das heißt, formale Anforderun-

gen an Inhalt, Aufbau und äußere Form sind abschließend einzuarbeiten und Beratungsergebnisse eines Unterausschusses in die Textfassung einzubringen.

Regelentwürfe werden im Auftrag des KTA von Arbeitsgremien vorbereitet, die von dem jeweiligen Auftragnehmer gebildet werden. Der KTA-Auftrag zur Vorbereitung eines Regelentwurfs wird aus sachlichen Gründen an eine bestimmte Institution vergeben. Bei vielen Regelvorhaben unterstützt die Geschäftsstelle die jeweiligen Auftragnehmer, indem sie die Betreuung der Arbeitsgremien übernimmt. In dieser Phase liegt das Hauptgewicht der Regelarbeit darin, einen geschlossenen Text zu erarbeiten, der die sicherheitstechnischen Anforderungen zu einem Thema enthält. 153 Sitzungen von Arbeitsgremien haben im Jahr 1984 stattgefunden. In vielen Fällen erweist es sich als zweckmäßig, thematische Schwerpunkte in Arbeitsgruppen, die aus Mitgliedern des Arbeitsgremiums gebildet worden sind, zu erörtern und für die Textarbeit vorzubereiten. Auch in der Endphase einer Texterstellung wird die redaktionelle Bearbeitung zweckmäßig in solchen Arbeitsgruppen vorgenommen. Schließlich sind es Arbeitsgruppen, die häufig die Zusammenhänge mit und die Abgrenzung gegenüber anderen Regelvorhaben klarstellen. So sind diese Arbeitsgruppen ein wichtiges Element bei der Regelerstellung. 89 Sitzungen von Arbeitsgruppen haben im Berichtsjahr stattgefunden.

Gelegentlich wird vor Beginn einer Regelerstellung im Auftrag des KTA ein Vorbericht angefertigt. Das ist immer dann der Fall, wenn der Kerntechnische Ausschuß der Auffassung ist, die zur Entscheidung über Aufnahme einer Regelerstellung erforderlichen Gesichtspunkte seien noch klärungsbedürftig. Im Vorbericht wird das zu einem Thema vorhandene Grundlagenmaterial zusammengetragen, bewertet, und es werden daraus Schlüsse im Hinblick auf eine künftige Regel gezogen. Ein Arbeitsgremium erarbeitet einen Vorbericht, und ein Unterausschuß legt ihn dem Kerntechnischen Ausschuß zur Beschlußfassung vor.

Zum Jahresende 1984 umfaßte das KTA-Regelwerk:

52 Regeln²⁾,
11 Regelentwürfe²⁾,
42 Regelentwürfe in Vorbereitung,
9 Vorberichte.

Dieser Stand ergab sich durch die Aufstellung von 11 Regeln und der Verabschiedung von 6 Regelentwürfen (Tabelle 12.1).

Neben der weiteren Vervollständigung des KTA-Regelwerks ist auf seine ständige Überarbeitung hinzuweisen. Gegenwärtig steht im Vordergrund, die aufgestellten Regeln zu ergänzen und Lücken aufzufüllen. Anlässlich solcher Überarbeitungen wird auch der bereits vorhandene Erfahrungsrückfluß aus der Regelanwendung in der Praxis berücksichtigt. Derartige Überarbeitungen werden als Änderungsverfahren durchgeführt, die in ihrer formalen Abwicklung denen der Regelerstellung entsprechen. Von den 52 Regeln sind 9 Regeln bereits geändert worden. Zu den 11 Regelentwürfen kommen 4 Entwürfe zur Änderung von Regeln hinzu. Schließlich laufen 8 Änderungsverfahren. Alle Regeln sind entsprechend den Forderungen der Verfahrensordnung zur Erstellung sicherheitstechnischer Regeln bis spätestens fünf Jahre nach ihrer Aufstellung auf ihre Aktualität zu überprüfen. Bei vier Regeln wurde festgestellt, daß sie nicht geändert zu werden brauchen.

¹⁾ Bekanntmachung des BMI über die Bildung eines Kerntechnischen Ausschusses in der Neufassung vom 1. 12. 1981

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

Sachgebiet		Verabschiedete Regelentwürfe und aufgestellte Regeln (einschließlich geänderter Regeln)
Organisation, Arbeitsschutz und Qualitätssicherung	KTA 1201	Anforderungen an das Betriebshandbuch (Änderungsentwurf 11/84)
	KTA 1202	Anforderungen an das Prüfhandbuch (Regel 6/84)
	KTA 1301.1	Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken, Teil 1: Auslegung (Regel 11/84)
	KTA 1408.1	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitäts-führende Komponenten in Kernkraftwerken, Teil 1: Eignungsprüfung (Regelentwurf 6/84)
	KTA 1408.2	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitäts-führende Komponenten in Kernkraftwerken, Teil 2: Herstellung (Regelentwurf 6/84)
	KTA 1408.3	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitäts-führende Komponenten in Kernkraftwerken, Teil 3: Verarbeitung (Regelentwurf 6/84)
Gesamtanlage und bauliche Anlagen	KTA 2101.1	Brandschutz in Kernkraftwerken, Teil 1: Grundsätze des Brandschutzes (Regelentwurf 6/84)
Reaktorkern	KTA 3102.4	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren, Teil 4: Thermohydraulisches Berechnungsmodell für stationäre und quasistationäre Zustände im Kugelhaufen (Regel 11/84)
Kühlsysteme	KTA 3103	Abschaltssysteme von Leichtwasserreaktoren (Regel 3/84)
	KTA 3201.2	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung (geänderte Regel 3/84)
	KTA 3203	Überwachung der Strahlenversprödung von Werkstoffen des Reaktordruckbehälters von Leichtwasserreaktoren (Regel 3/84)
	KTA 3204	Reaktordruckbehälter-Einbauten (Regel 3/84)
	KTA 3301	Nachwärmeabfuhrsysteme von Leichtwasserreaktoren (Regel 11/84)
Instrumentierung und Reaktorschutz	KTA 3502	Störfallinstrumentierung (geänderte Regel 11/84)
	KTA 3504	Elektrische Antriebe des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken (Regelentwurf 11/84)
	KTA 3505	Typprüfung von Meßwertgebern und Meßumformern des Reaktorschutzsystems (Regel 11/84)
	KTA 3506	Systemprüfung der leittechnischen Einrichtungen des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken (Regel 11/84)
Aktivitätskontrolle und -führung	KTA 1507	Überwachung der Ableitungen gasförmiger, aerosolgebundener und flüssiger radioaktiver Stoffe bei Forschungsreaktoren (Regel 3/84)
	KTA 3602	Lagerung und Handhabung von Brennelementen, Steuerelementen und Neutronenquellen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren (geänderte Regel 6/84)
Versorgungs- und Hilfseinrichtungen	KTA 3703	Notstromerzeugungsanlagen mit Batterien und Gleichrichtergeräten (Regelentwurf 6/84)
	KTA 3704	Notstromanlagen mit Gleichstrom/Wechselstrom-Umformern in Kernkraftwerken (Regel 6/84)

Tabelle 12.1: Im Jahr 1984 verabschiedete Regelentwürfe und aufgestellte Regeln (einschließlich geänderter Regeln)

Information und Dokumentation (IuD)

On-line-Recherchen in der GRS

Im Gegensatz zum europäischen und amerikanischen Ausland werden in der Bundesrepublik Deutschland moderne Informationstechnologien wie On-line-Literatur- und Faktendatenbanken noch wenig genutzt, obwohl weltweit ca. 2500 dieser Datenbanken öffentlich zugänglich sind. Inzwischen können über elektronische Medien Informationen fast aller Wissensgebiete abgefragt werden (Bild 13.1).

Die GRS setzt seit 1981 neue Technologien zur Fachinformationsvermittlung für ihre technisch-wissenschaftlichen Mitarbeiter erfolgreich ein. Bildschirmrecherchen gehören seitdem zu den Routinearbeiten in der Dokumentation. 1984 wurden über 300 dieser Dienste erstellt.

Die IuD-Stelle der GRS erreicht mit Microcomputern über das DATEX-P-Netz der Bundespost weltweit kommerzielle Informationsanbieter (sog. Hosts) mit Millionen gespeicherter Informationen. Die Bibliotheksdatenbanken BISS (**B**ibliotheks**i**nformationssystem mit **STAIRS**) und GLIS (**G**raue **L**iteraturinformationssystem mit **STAIRS**) der GRS runden das Dienstleistungsangebot ab (Bild 13.2).

Grundsätzlich ist zwischen Literatur- und Faktendatenbanken zu unterscheiden. In Literaturdatenbanken finden sich Bücher, Patente, Zeitschriftenaufsätze, Tagungsberichte etc., allerdings nicht in gedruckter, sondern in maschinenlesbarer Form. Diese Informationen werden von den Hosts gegen Entgelt angeboten. Der Benutzer des Systems ruft die Daten interaktiv über Bildschirm ab und kann sie bei Bedarf direkt ausdrucken. Faktendatenbanken sammeln keine Literatur, sondern Daten, z. B. statistische Zeitreihen, Lieferadressen etc.

Mit solchen Datenbanken lassen sich Recherchen binnen kürzester Zeit durchführen. Konventionellen Printmedien gegenüber bieten sie folgende Vorteile:

- Hohe Aktualität; Datenbanken werden in der Regel im Zweiwochen- bzw. Monatsrhythmus auf den neuesten Stand gebracht, einige sogar täglich (z. B. Deutsche Presse-Agentur).
- Einfachere Benutzungsmöglichkeiten als bei Druckmedien, bei denen man an Register oder Inhaltsverzeichnisse gebunden ist. In Datenbanken dagegen sind alle gespeicherten Wörter eines Dokumentes für die Abfrage zugelassen, wobei es un-

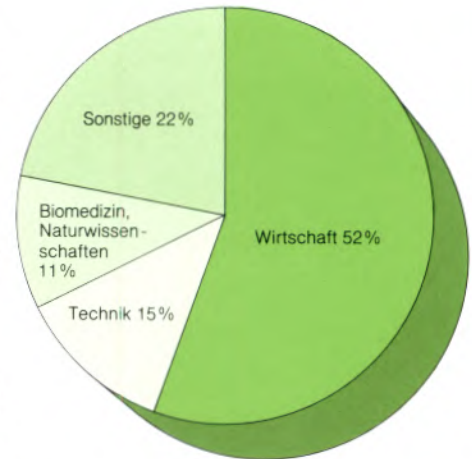


Bild 13.1: On-line-Datenbanken weltweit nach Fachrichtungen (Stand Sommer 1984)¹⁾

¹⁾ Bertelsmann ONLINE-Brief, Dezember 1984, S. 1

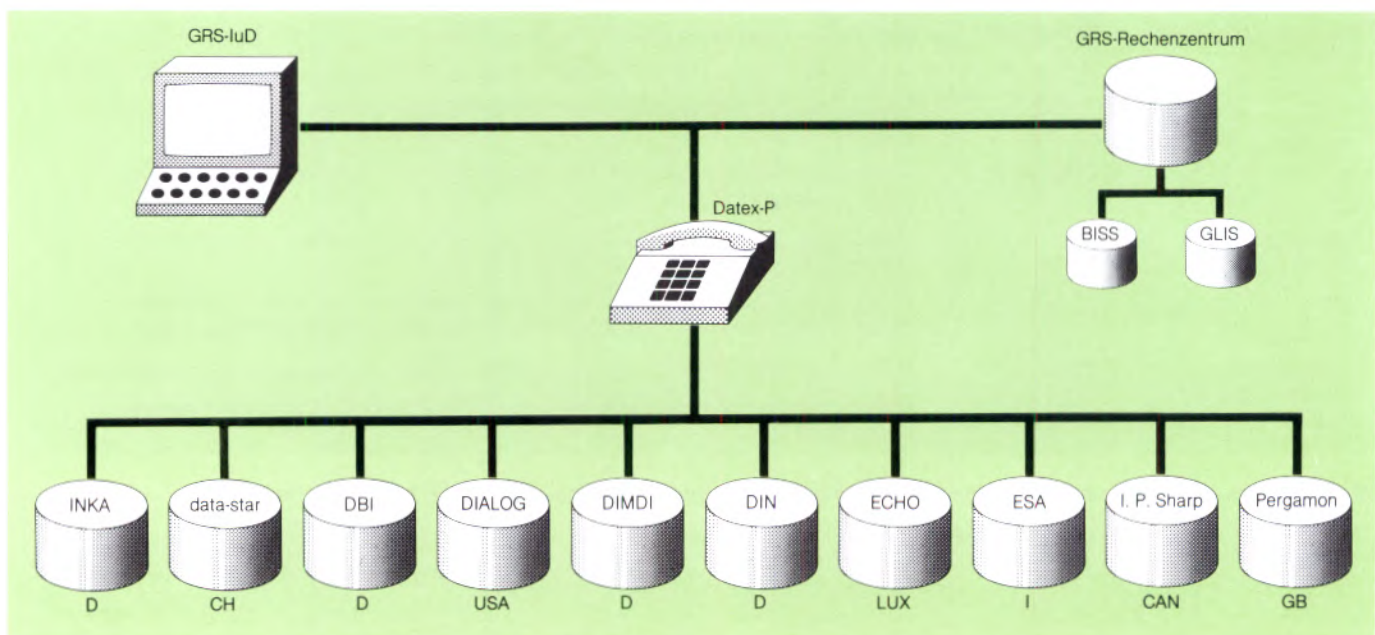


Bild 13.2: On-line-Vernetzung der GRS-IuD (Stand 31. 12. 1984)

erheblich ist, ob sie als Titel, Autor, Reportnummer, Zeitschriftentitel, Dokumenttyp oder Abstract erscheinen.

- Kombinationsmöglichkeit aller Suchbegriffe nach der Booleschen Algebra (Bild 13.3).
- Laufende thematische Sichtung von Neuzugängen in der Form von sogenannten Periodischen Profildiensten. Mit jeder Aktualisierung erhält der Benutzer die neuesten Literaturhinweise.
- Direkte Optimierung der Recherchenergebnisse interaktiv am Bildschirm.
- Die Resultate lassen sich ohne Aufwand ausdrucken und sind damit direkt verfügbar.

Eine typische Recherche aus der IuD-Praxis: Gesucht wird Literatur über den Transport gefährlicher Stoffe. Explosivstoffe oder Explosionen sind dabei nicht zu berücksichtigen. Die Suchlogik dieser Frage ist in Bild 13.3 dargestellt.

Bild 13.4 zeigt den Computerausdruck des ersten der 15 gefundenen Dokumente.

Die Tätigkeit der IuD in der GRS begann mit einem Nutzungsvertrag bei dem deutschen Host INKA (Informationssystem Karlsruhe). INKA ist noch heute der wichtigste Partner der GRS im IuD-Bereich. Es zeigte sich aber sehr schnell, daß zur Schließung von Informationslücken weitere Hosts nötig waren, da der sogenannte On-line-Markt in den letzten Jahren enorme Wachstumsraten verzeichnete.

Inzwischen bestehen Verträge mit folgenden Anbietern:

- INKA
ca. 50 Datenbanken aus den Gebieten Energie, Physik, Mathematik, Technik, Bauwesen, Geowissenschaften, Werkstoffe, Chemie. Hervorzuheben wären z. B. INIS (International Nuclear Information System), DOE-ENERGY (U.S. Department of Energy), CAS (Chemical Abstracts Service).
- data-star
Schweizer Host, ca. 50 Datenbanken, u. a. die Datenbanken des Umweltbundesamtes
- DBI
Deutsches Bibliotheksinstitut, 4 Datenbanken, darunter die deutsche Zeitschriftendatenbank

```
1.00 1200 BI=TRANSPORTATION
2.00 9420 BI=TRANSPORT
3.00 9949 FIND OR 211 ... *FS TRANSPORT;TRANSPORTATION
4.00 2075 BI=ACCIDENTS
5.00 1272 BI=ACCIDENT
6.00 2002 FIND OR 415 ... *FS ACCIDENT;ACCIDENTS
7.00 300 FIND 3 AND 6
8.00 76 FIND ALL HAZARDOUS MATERIALS
9.00 15 FIND 7 AND 8
10.00 1344 FIND ALL EXPLOSIONS
11.00 494 FIND ALL EXPLOSIVES
12.00 11 FIND 9 NOT (10 OR 11)
*****END OF TAB*****
?
```

Bild 13.3: Suchlogik einer Recherche

```
12.00/000001 : -ENERGIE /COPYRIGHT ENERGIE
TI: Effect of the safety risks involved in the storage and transport of
hazardous materials on the development of improved transport
technologies (road transport). Phase I - fundamental investigation.
Summary
Die Auswirkung des Sicherheitsrisikos von Lagerung und Transport
gefährlicher Stoffe auf die Entwicklung verbesserter
Transporttechnologien (Strassentransport). Phase I -
Grundlagenuntersuchung. Kurzfassung
AU: Jaeger P. ; Refenkamp W.
PU: Koeln (Germany, F.R.): Verl. TÜV Rheinland 1983 73 p.
ISBN 3-88085-135-0
(In German)
AB: Retrospektive Analyse von Unfällen, Schäden und Folgeschäden.
Fuer die Lagerung und den Strassentransport gefährlicher Stoffe.
Entwicklung eines theoretischen Modells zur Ermittlung der
Häufigkeit von Unfällen mit Stoffeinsatzungen, um wirksame
Massnahmen zur Risikoverminderung ableiten zu koennen. Umfassende
Beschreibung der Risikolage in der Bundesrepublik. Konkrete
Aussagen zur Beeinflussbarkeit des Lager- und Transportrisikos
werden ermöglicht.
DE: CC: 42000 DT: Book article CY: DE
CT 111: SICHERHEITSTECHNIK ; TRANSPORT PER WEGE*; SCHADSTOFFE*;
KRAFTFAHRZEUGUNFÄLLE*; BENZIN ; RISIKOABSCHÄTZUNG*
NO: 840611355

***END OF SHOW***
?
```

Bild 13.4: Computerausdruck eines Rechercheergebnisses

- DIALOG
Marktführer aus den USA mit ca. 200 Datenbanken, darunter die des EPRI
- DIMDI
Deutsches Institut für Medizinische Dokumentation und Information, 35 Datenbanken
- DITR
Deutsches Informationszentrum Technische Regeln, DIN-Datenbank
- ECHO
Host der EG, 5 Datenbanken, z. B. EG-Forschungsberichte
- ESA
European Space Agency, ca. 50 Datenbanken, u. a. die Datenbank der NASA und der EDF

- I. P. Sharp
Kanadischer Host, über 100 statistische Datenbanken, u. a. STATISBUND (Statistisches Bundesamt)
- Pergamon
Englischer Host, ca. 15 Datenbanken, z. B. Patente

Die IuD-Stelle hat sich aus kleinen Anfängen in drei Jahren zur Informationszentrale für die Sachverständigen der GRS entwickelt. Inzwischen können mehrere hundert Datenbanken im In- und Ausland direkt abgerufen werden. Die rasante Entwicklung der On-line-Informationstechnologie verlangt allerdings, den Markt ständig zu beobachten, um neue, für die Arbeit der GRS relevante Datenbanken zu finden und im Hause bereitzustellen.

An über 400 Zuhörer aus dem In- und Ausland richtete **Franz Kroppenstedt**, Staatssekretär beim Bundesminister des Innern, seine Begrüßungsworte zum 8. GRS-Fachgespräch über „Sicherheitstechnik bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle“. Er betonte insbesondere die Notwendigkeit der Wiederaufarbeitung und Endlagerung, zu der es keine vernünftige Alternative gäbe. Der Verzicht auf die Wiederaufarbeitung würde zum Verlust von Arbeitsplätzen und technologischem Know-how führen sowie die Abhängigkeit vom Ausland vergrößern. In einer Bestandsaufnahme der Sicherheit kerntechnischer Anlagen hob Kroppenstedt die Arbeit der GRS hervor, die entscheidend zur positiven Sicherheitsbilanz beigetragen habe. Künftig müsse das Aufgabenfeld der GRS breiter angelegt werden, da in den kommenden Jahren u. a. ein geringerer Begutachtungsbedarf zu erwarten sei.

Der vielfach verbreiteten Ansicht, die Entsorgung der Kernkraftwerke sei immer noch ungelöst, setzte **Prof. Birkhofer** in seiner Eröffnungsrede die bereits erzielten guten Fortschritte entgegen: Die Standortentscheidung für die Wiederaufarbeitungsanlage steht kurz bevor, ein Zwischenlager ist in Betrieb, ein weiteres im Bau, die Arbeiten für die Endlagerstätten laufen planmäßig.

Einen interessanten Vergleich stellte Birkhofer hinsichtlich der für die Sicherheitsforschung aufgewendeten Mittel an. Er setzte sie in ein Verhältnis zum Gegenwert der produzierten elektrischen Leistung. Danach entsprechen die 134 Mio. DM im Jahr 1983 etwa 3% der Einnahmen aus der Stromerzeugung von Kernkraftwerken, was ungefähr mit dem relativen Aufwand für Sicherheitsforschung in anderen Industriezweigen übereinstimmt. Er stellte in Frage, ob der Trend rückläufiger Aufwendungen für Sicherheitsforschung bei der Bedeutung der Reaktorsicherheit gerechtfertigt ist.

Die Frage „Technikfeindlichkeit des Rechts“ beantwortete **Prof. Benda**, ehemaliger Bundesinnenminister und Präsident des Bundesverfassungsgerichtes, im Festvortrag. An Beispielen aus dem täglichen Leben und insbesondere an den drei großen Bereichen Kernenergie, Datenverarbeitung und Gentechnologie stellte Benda die Aufgaben und Möglichkeiten, aber auch die Probleme der Rechtsprechung dar. In bezug auf den Fortschritt bezeichnete er die Rechtsordnung eher als Bremse und nicht als Motor, da sie

Über dem Atom-Müll brüten die Experten

Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Keine Probleme mit Wiederaufbereitung von Brennelementen

JPD Köln. Für „vollkommen ausreichend“ hält der Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS), Adolf Birkhofer, die Vorsorgemaßnahmen bei der Wiederaufbereitung von Brennelementen. Beleg für seine Ansicht sei ein von den Kernkraftwerksbetreibern vorgelegtes Konzept für eine Wiederaufarbeitungsanlage. Die GRS kommt in einem entsprechenden Gutachten – es wurde von den Ländern Niedersachsen und Bayern bestellt und soll Anfang Dezember veröffentlicht werden – zur Ansicht, daß die vorgeschlagenen sicherheitstechnischen Überlegungen „voll machbar“ seien.

Vor Beginn des gestrigen öffentlichen, zweitägigen „8. GRS-Fachgesprächs“ in Köln sprach Birkhofer von einem typischen deutschen Sicherheitsdenken in Kernkraftfragen. Im Vergleich zu ähnlichen Anlagen

in den USA, in Großbritannien und Frankreich gebe es zum Beispiel durch die speziell in der Bundesrepublik geplante Tiefenlagerung von Brennelementen einen „enormen Sicherheitszuschlag“.

In keinem anderen Land würde auch unter einem „so hohen Zeitdruck“ an Konzepten für eine Endlagerung von abgebrannten Brennelementen gearbeitet. Zur Zeit befände sich eine GRS-Studie zu Möglichkeiten direkter Endlagerung als Alternative zur Wiederaufbereitung, die 1979 in Auftrag gegeben wurde, im Endstadium.

Bei der Begrüßung von rund 400 Kernkraft-Experten, die vor allem Sicherheitsfragen bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle diskutieren, unterstrich Staatssekretär Franz Kroppenstedt vom Bundesinnenministerium das Bonner Interesse an einer baldigen Bauentscheidung der Elektrizitätswirt-

schaft für eine Wiederaufarbeitungsanlage. Kroppenstedt zur Wahl zwischen Dragahn/Niederrhein oder Wackersdorf/Bayern: Der Standort für eine solche Wiederaufarbeitungsanlage ist für den Bundesinnenminister nach Abschluß der entsprechenden Prüfungen keine Sicherheitsfrage mehr, sondern ausschließlich eine unternehmerische Entscheidung. Leider würden trotz der positiven Bilanz beim Betrieb von kerntechnischen Anlagen und bei der Realisierung der Entsorgungsanlagen in Teilen der Bevölkerung nach wie vor Bedenken bestehen. „Das haben wir erwartet“, der O-Sicherheitsgewiesener Sekretär „Bei jands

Stoffen hat es bislang nicht mehr als 10 meldepflichtige Ereignisse pro Jahr gegeben. In keinem dieser Fälle ist es zu einer Freisetzung mit Personenschäden gekommen.“

Abmals wandte sich Kroppenstedt gegen Forderungen, Kernkraftwerke stillzulegen. Vielmehr seien sie dabei, „als normale industrielle Großtechnik anerkannt zu werden“. Ausdrücklich begrüßen würde Bonn in diesem Zusammenhang die ablehnende Haltung von Hessens Ministerpräsident Holger Börner (SPD) zum Verlangen der Grünen, die Hanauer Nuklearbetriebe zu schließen. Für Nukern und Atom sei es gütliche Genehmigungen. „Eine an

Um Entsorgung macht sich Bonn keine Sorgen

Experte: Wiederaufbereitung technisch ausgereift

wok Köln. – Die Bundesregierung sieht keinen Anlaß, ihr Konzept zur Entsorgung von Kernkraftwerken zu ändern. Es habe sich bewährt und könne langfristig gewährleistet werden. Klarte der Staatssekretär im Innern, Franz Kroppenstedt, beim 8. Fachgespräch der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS). Die Tagung steht unter dem Thema „Sicherheits-technik bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle“.

Wesentlicher Bestandteil des Entsorgungskonzepts sei die Wiederaufbereitung abgebrannter Brennelemente. Die GRS habe sich bewährt und könne langfristig gewährleistet werden. Klarte der Staatssekretär im Innern, Franz Kroppenstedt, beim 8. Fachgespräch der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS). Die Tagung steht unter dem Thema „Sicherheits-technik bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle“.

ter Kernbrennstoffe, führte Kroppenstedt weiter aus. Er wende sich gegen Behauptungen, mit dem Bau einer solchen Anlage bereite die Bundesregierung den Weg zum Plutonium. In der Bundesrepublik sei der Bau einer solchen Anlage bereits in der Grundphase. Derartige Tendenzen könne er nicht einmal der Staatssekretär.

Nach Ansicht von Professor Adolf Birkhofer, dem Geschäftsführer der GRS, ist bei der Anlage ausreichend Vorsorge für mögliche Störfälle getroffen. Die unvermeidlichen Ableitungen von Radioaktivität seien weit unterhalb der gesetzlichen Grenzwerte. Die Technik der Wiederaufbereitung sei ausgereift.

Zur direkten Endlagerung erklärte Birkhofer, man müsse sich „voll auf Paßstudien verlassen. An einer solchen Untersuchung arbeitet trum Karlsruhe“.

Wenig Sorgen mit der Entsorgung

Bei der Entsorgung deutscher Kernkraftwerke gebe es – ebenso wie beim Betrieb dieser Kraftwerke – weniger sicherheitstechnische Probleme, als gemeinhin angenommen werde, wenn man die Situation aus Sicht eines Ingenieurs betrachte. Mit diesen Worten faßte Professor Dr. Dr.-Ing. E. h. Adolf Birkhofer, Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS), eine Pressediskussion am 12. November in Köln zusammen, die anläßlich eines Fachgesprächs zur „Sicherheitstechnik bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle“ abgehalten wurde. Wie es auf der Tagung hieß, gehen die Arbeiten für das heute verfolgte Entsorgungskonzept mit den Eckfeiern Zwischenlagerung, Wiederaufbereitung

und Endlagerung planmäßig vor. Das Zwischenlager Gorleben im Oktober in Betrieb, was das in Ahaus sich im Bau befindet. Für den Bau einer Wiederaufarbeitungsanlage, die Genehmigungsverfahren endgültige Entscheidung Standorte Dragahn (Niederrhein) oder Wackersdorf (Bayern) aufnehmen. Nahezu abgeschlossen ist die oberste Erkundung des geplanten Endlagers Gorleben. Sollte sich der Salzstock als geeignet erweisen, kann noch vor dem Jahr 2000 mit der Einlagerung radioaktiver Abfälle begonnen werden.

Presseauszüge aus
Kölner Stadt-Anzeiger, Kölnischer Rundschau und VDI-Nachrichten



Pressekonferenz

in erster Linie die möglichen Gefährdungen und erst in zweiter Linie den potentiellen Nutzen sehe. Die eingangs gestellte Frage beantwortete er abschließend mit einem Vergleich. So wie in einem Auto Bremse und Motor zu einer sauberen Konstruktion gehören, gehören auch Technik und Recht zusammen, nicht als Feinde, sondern als Partner des Fortschritts.

In der Einführung zu den Fachvorträgen hob **Otto Kellermann** hervor, daß ein gewisser Druck seitens der Behörden sich schon häufiger bei der Lösung technischer Probleme als hilfreich erwiesen habe. Nicht zuletzt durch diesen Einfluß hätten Forschung und Industrie in Fragen der Entsorgung eine Reihe von Lösungsmöglichkeiten entwickelt. Heute, so Kellermann, könne die Lösung des Problems der Abfallbeseitigung in der Kerntechnik für andere Schadstoffe Vorbild sein. Auch die Fachwelt im Ausland sei beeindruckt von Aufwand und Gründlichkeit, mit denen die Prozesse zur Schließung des Brennstoffkreislaufs analytisch und experimentell erforscht worden sind.

Dr. Matting (BMI) gab mit dem ersten Fachvortrag einen Überblick über die Entsorgungssituation in unserem Land. Er zeigte zunächst die rechtlichen Aspekte der Entsorgung auf, wie sie im Atomgesetz formuliert sind. Sie basieren darauf, daß anfallende radioaktive Reststoffe entweder „schadlos zu verwerten“ oder „geordnet zu beseitigen“ sind. Das Gesetz räumt der schadlosen Verwertung den Vorrang ein. Als zentrale Möglichkeit der Verwertung bezeichnete Matting die Wiederaufarbeitung, für die alle rechtlichen und ökonomischen Aspekte sprächen. Die trotz Verwertung entstehenden großen Mengen radioaktiver Stoffe müßten in geeigneten Endlagern geordnet beseitigt werden. Als Ziel der Regierungspolitik nannte Matting die Errichtung aller benötigten Entsorgungsanlagen im eigenen Land, um damit u. a. die bestehenden Abhängigkeiten vom Ausland mittel- bzw. langfristig abzubauen.

Die Forschungsaktivitäten für die Sicherheit im Bereich des Kernbrennstoffkreislaufs schilderte **Dr. Popp** (BMFT). Er hob die verschiedenen Arbeiten hervor, die bis heute für die Stationen des Brennstoffkreislaufs durchgeführt wurden, u. a. die im „Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung“ entwickelten probabilistischen Methoden für die verschiedenen Teilbereiche: Zwischenlagerung, Wiederaufarbeitung, Abfallbehandlung, Trans-

port und Endlagerung. Die Forschungsarbeiten auf dem Gebiet „Andere Entsorgungstechniken“ hielt Popp zwar für wesentlich, betonte aber, daß die direkte Endlagerung noch keinen belastbaren Weg darstelle und die Bundesregierung deshalb einen Beschluß zum Bau der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage für dringlich geboten erachte.

Den erreichten Stand der Sicherheitstechnik bei Wiederaufarbeitungsanlagen zeigte **W. Thomas** (GRS) auf. Obwohl eine Wiederaufarbeitungsanlage deutlich andere sicherheitstechnische Aufgaben stelle als ein Kernkraftwerk, sei die verfügbare Sicherheitstechnik in der Lage, diese Aufgaben zu erfüllen, unterstrich Thomas. Er erläuterte anhand der Beispiele Zwischenlagerung, Verglasung hochaktiver Spaltstofflösungen und Instandhaltungstechnik mittels Fernbedienung die wesentlichen Fortschritte der letzten Jahre in der Sicherheitstechnik. Die Betriebserfahrungen, so Thomas, zeigen nach anfänglich unbefriedigenden Ergebnissen in ausländischen Anlagen eine deutlich positive Tendenz. Die mittlere Individualdosis der Beschäftigten liegt unter 10% des zulässigen Grenzwertes. Häufigkeit und Schwere aufgetretener Störfälle sind durch verbesserte Schutzmaßnahmen erheblich zurückgegangen.

Über die international unterschiedlichen Konzepte bei der Endlagerung radioaktiver Stoffe berichtete **D. Rittig** (GRS). In Frankreich, Großbritannien und den USA wird die oberflächennahe Endlagerung schwach- und mittelaktiver Abfälle praktiziert. Fünf Länder haben diese Abfallarten bis 1981 auch im Meer versenkt. Andere Staaten, die ein aufwendigeres Endlagerkonzept verfolgen, überbrücken die Zeit bis zur Realisierung durch eine Zwischenlagerung. Für die Endlagerung hochaktiver Abfälle gibt es international vergleichbare und technisch realisierbare Konzepte für eine Lagerung in tiefen geologischen Formationen (Salz, kristalline Gesteinsarten, z. B. Granit und Ton). Für die Konzepte in unserem Land kommt Rittig zu dem Schluß, daß sie so weit ausgereift und die Planungen sowie Forschungsarbeiten so weit fortgeschritten sind, daß die Beseitigung aller anfallenden radioaktiven Abfälle grundsätzlich sichergestellt werden kann.

Die Projekte Gorleben und Konrad werden weitgehend planmäßig fortgeführt, äußerte **Prof. Röthemeyer** (PTB) in seinem Vortrag

über die beiden geplanten Endlagerbergwerke. Nach dem vorliegenden Stand und Fortgang der Arbeiten kann für Konrad weiterhin mit dem Betriebsbeginn im Jahr 1989 und für Gorleben vor dem Jahr 2000 gerechnet werden. Die Einteilung des radioaktiven Abfalls nach Herkunft, Behälter, Fixierung und Abfallart sowie die daraufhin erarbeiteten Endlagerungsbedingungen haben gezeigt, daß 95% des anfallenden Abfallvolumens auch für die Endlagerung in der Schachanlage Konrad geeignet sind. Röthemeyer bezeichnete daher die Erkundung dieser beiden grundsätzlich unterschiedlichen geologischen Formationen als Anwendung des Prinzips der „Redundanz und Diversität“ auf Endlager.

Im abschließenden Vortrag erläuterten **Dr. Wurtinger** und **Dr. Lange** (GRS) das Vorgehen bei den Sicherheitsanalysen für die Schachanlage Konrad. In den Analysen wird für die Betriebsphase überprüft, inwieweit die Auslegung der Anlage als auch die Auslegung der zur Endlagerung vorgesehenen Abfallgebinde den sicherheitstechnischen Erfordernissen im Störfall entsprechen. Dazu wurde die Auslegung der Abfallgebinde unter Störfallbedingungen überprüft und daraus resultierende sicherheitstechnische Anforderungen definiert. In experimentellen Analysen wurde ermittelt, wie radioaktive Stoffe unter mechanischer und thermischer Belastung freigesetzt werden können. Wurtinger und Lange kamen in ihren Untersuchungen zu dem Ergebnis, daß Störfälle während der Betriebsphase hinreichend sicher vermieden werden bzw. ihre Auswirkungen beherrschbar bleiben.

Die Vorträge und Diskussionsbeiträge des 8. GRS-Fachgesprächs sind im Bericht GRS-58 veröffentlicht. Das 9. GRS-Fachgespräch findet am 7./8. November 1985 in München statt.

H. May

Zusammenarbeit mit dem Ausland

15.1 Kontakte auf internationaler Ebene

Die GRS unterhält zum Erfahrungsaustausch, zur direkten Beratung und Mitarbeit in Gremien und Arbeitsgruppen Kontakte zu verschiedensten Ländern. Hervorzuheben sind im Berichtsjahr bilaterale Kontakte durch spezielle Arbeits- und Informationsgespräche bzw. Teilnahme an Seminaren zu den Ländern

Ägypten	Indonesien	Schweden
Argentinien	Italien	Schweiz
Australien	Japan	Spanien
Brasilien	Jugoslawien	Taiwan
Finnland	Kanada	Türkei
Frankreich	Korea	USA
Großbritannien	Mexiko	VR-China
Indien	Portugal	

15.2 Mitarbeit in internationalen Organisationen

Die GRS fühlte sich weiterhin verpflichtet, in Arbeits- und Entscheidungsgruppen der internationalen Organisationen mitzuarbeiten:

- International Atomic Energy Agency (IAEA)
- Organization for Economic Cooperation and Development/Nuclear Energy Agency/Committee on the Safety of Nuclear Installations (OECD/NEA/CSNI)
- Commission of the European Communities (CEC)
- International Organization for Standardization (ISO)
- International Electrotechnical Commission (IEC)

Für spezifische Aufgaben mit umfangreicher Betreuung wurden von der GRS – zum Teil im Auftrag der Bundesregierung – Mitarbeiter abgestellt

- zur IAEA in Wien mit dem Aufgabenschwerpunkt „Internationale Reaktorsicherheitsforschung“,
- zur AEE (Atomic Energy Establishment) in Ägypten mit dem Aufgabenschwerpunkt „Sicherheitsanalyse von Druckwasserreaktoren“,

- zum JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute) in Japan für das 2D/3D-Projekt,
- nach USA zur Mitarbeit beim LOFT-Projekt und beim LANL (Los Alamos National Laboratory) sowie für das GRS-Verbindungsbüro in Washington.

15.3 Tätigkeiten für ausländische Stellen

Wie auch in den Vorjahren nahmen Tätigkeiten im Auftrage bzw. für ausländische Stellen kein dominantes Arbeitsvolumen in der GRS ein. Ursache hierzu ist einerseits der relativ kleine internationale Kernenergiemarkt und andererseits die schwierige Devisenlage in den Entwicklungsländern. Dennoch konnten einige interessante Aufgaben übernommen und zum Teil abgeschlossen werden, wie z. B.:

- Notkühlanalysen für ein Kernkraftwerk russischer Bauart in Finnland,
- System- und Zuverlässigkeitsanalysen für das Kernkraftwerk Asco in Spanien,
- Beschreibung der Vorgehensweise zur Transientenanalyse für Japan,
- Abschluß der Beratung zur Inbetriebnahme des Kernkraftwerks Krsko in Jugoslawien,
- Beginn von Transientenanalysen für die neue DWR-Baulinie in Großbritannien,
- spezielle Systemanalysen und radiologische Analysen für die Europäische Gemeinschaft.

Die primäre Aufgabe – im Auftrag des BMFT und anschließend der IAEA – war jedoch die Durchführung einer kompletten sicherheitstechnischen Bewertung und die Anwendung neuester Analyseverfahren aus F&E-Vorhaben für das neue 1000-MWe-3-Loop-DWR-Konzept der KWU. Dieses Konzept wird in verschiedenen Entwicklungsländern, u. a. in der Türkei und Ägypten, angeboten und ist dort auf großes Interesse gestoßen.

Die GRS bemüht sich zur Zeit, mit den Technischen Überwachungs-Vereinen eine Gutachterarbeitsgemeinschaft zu gründen, um interessierten Entwicklungsländern bei der Ausbildung ihrer Spezialisten zu helfen und diese Länder bei der Installation und Genehmigung kerntechnischer Anlagen sicherheitstechnisch zu beraten.

15.4 Internationale und nationale Veranstaltungen

Im Berichtsjahr wurden von der GRS wichtige internationale und nationale Veranstaltungen ausgerichtet:

- Seminar „Subjektive Wahrscheinlichkeiten“

Etwa 60 Personen aus dem In- und Ausland sind der Einladung zu einem Seminar gefolgt, das Prof. Birkhofer gemeinsam mit Prof. Beckmann von der TU München zum Thema „Subjektive Wahrscheinlichkeiten in der Praxis“ am 9./10. Mai 1984 im Gebäude der Carl Friedrich von Siemensstiftung in München veranstaltet hatte. Prominentester Gast und Vortragender war Prof. Lewis, der allen mit Risikoanalysen für Kernkraftwerke befaßten Fachleuten durch den „Lewis-Report“, eine kritische Stellungnahme zum Rasmussen-Report, bestens bekannt ist. Auslöser für dieses Seminar waren Diskussionen, die im Zusammenhang mit Risikoanalysen für Kernkraftwerke sowohl in Fachkreisen als auch in der Öffentlichkeit immer wieder auflebten. Dabei geht es letztlich um einen bereits seit ungefähr 200 Jahren andauernden Streit zwischen zwei Schulen der Mathematik, genauer der Anwendung der Wahrscheinlichkeitstheorie.

- Seminar „Reaktorsicherheitsforschung“

Das deutsch-ägyptische Seminar „Reaktorsicherheitsforschung“ fand auf Einladung der ägyptischen Regierung, vertreten durch das Ministry of Electricity and Energy, vom 19. – 23. Mai 1984 in Kairo statt. Die fachliche und organisatorische Betreuung von deutscher Seite hatte die GRS im Auftrag des BMFT übernommen. Das ägyptische Interesse galt vorrangig Werkstoff- und Festigkeitsthemen sowie zerstörungsfreien Prüfverfahren, danach dem Risikobereich und thermohydraulischen Fragestellungen. Die Bedeutung des Seminars spiegelte sich auch in Sendungen des ägyptischen Fernsehens und Rundfunks sowie in Presseberichten wider.

- Informationstagung „Strahlenschutzforschung“

Im Wissenschaftszentrum in Bonn-Bad Godesberg wurde am 30. Mai 1984 für den BMI die Informationstagung „Strahlenschutzforschung“ ausgerichtet. Ziel der Tagung war,



den Erfahrungsaustausch zwischen den am Forschungsprogramm beteiligten Fachleuten zu fördern. Ferner sollte der interessierten Öffentlichkeit Gelegenheit zur Information gegeben werden. Aus fachlicher Sicht ist die Vielfalt der im Strahlenschutz zusammenwirkenden Fragestellungen und Fachgebiete sehr reizvoll, wobei die Tagung einen allgemeinen Überblick über den aktuellen Wissensstand des Strahlenschutzes bot.

● Seminar CSN-GRS

Auf Initiative des BMFT trafen sich vom 4. – 7. Juni 1984 in Madrid Experten zu einem Meinungsaustausch über wesentliche Aspekte der Reaktorsicherheit, speziell in der Bundesrepublik Deutschland und in Spanien. Die Vorträge während der fünf Sitzungen erreichten im Schnitt etwa 50 Besucher aus Behörden, Industrie und Forschungseinrichtungen. Die Veranstaltung wurde durch

den deutschen Botschafter zum Abschluß gebracht. Das gemeinsam vom Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) und der GRS ausgerichtete Seminar war aus der Sicht beider Veranstalter ein Erfolg.

● Symposium „Nuklearhaftung“

Im Europäischen Patentamt diskutierten vom 10. – 14. September 1984 über 200 Experten aus 40 Ländern – auch aus den Ostblockstaaten – das Thema Nuklearhaftung. Die Bundesregierung hatte die Kernenergie-Agentur der OECD und die Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO) eingeladen, dieses Symposium in der Bundesrepublik zu veranstalten, und die GRS mit der Organisation beauftragt.

Ziel des Symposiums war, die Nuklearhaftungsbestimmungen angesichts einer nahezu 20jährigen Erfahrung zu überprüfen und

die Einführung der Nuklearhaftung in Schwellenländern, die derzeit in die Kernenergienutzung einsteigen, zu erörtern. Ferner wurde die Frage behandelt, inwieweit sich die Entschädigungssummen für nukleare Schäden harmonisieren lassen und wie das in den Nuklearkonventionen festgelegte, in den meisten nationalen Gesetzgebungen angewandte Prinzip der Haftungsbeschränkung für Kernkraftwerksbetreiber neu bewertet werden kann.

Ein weiterer Themenschwerpunkt war, die Nuklearhaftung auch bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle und der Stilllegung kerntechnischer Anlagen anzuwenden.

Weiteren Veranstaltungen im Berichtsjahr – dem 8. GRS-Fachgespräch und dem DRUFAN-Workshop – sind eigene Beiträge gewidmet (siehe Kapitel 14 und Abschnitt 6.3).

Mitarbeit in nationalen und internationalen Gremien

GRS-Mitarbeiter wirkten maßgeblich in nationalen und internationalen Gremien mit, die sich mit Forschung und Entwicklung, Sicherheit und Genehmigung, Zuverlässigkeit und Qualitätskontrolle im Bereich der Kerntechnik befassen.

Mitarbeit in nationalen Gremien

● Beratungsgremien des Bundesministers des Innern (BMI)

Der Bundesminister des Innern läßt sich in wesentlichen Fragen der Reaktorsicherheit von Sachverständigengremien beraten.

Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)

Die GRS ist mit einem Mitglied in der RSK vertreten. Außerdem arbeiteten 9 GRS-Sachverständige in 13 RSK-Ausschüssen mit.

Strahlenschutzkommission (SSK)

In 3 SSK-Ausschüssen ist die GRS mit 2 Mitarbeitern vertreten.

● Beratungsgremium des BMI/BMFT

Im BMI/BMFT-Beratungsgremium „Sicherheitstechnische Grundsatzfragen künftiger Hochtemperatur-Kernkraftwerke“ ist ein GRS-Mitglied vertreten.

● Kerntechnischer Ausschuß (KTA)

Im Kerntechnischen Ausschuß als regelgebendes Gremium stellt die GRS 2 Mitglieder und 2 Ersatzmitglieder. In den verschiedenen Unterausschüssen des KTA wirken zahlreiche GRS-Sachverständige mit. An der Arbeit von 11 Unterausschüssen sind insgesamt 19 GRS-Mitarbeiter beteiligt. An den insgesamt 74 laufenden Regelvorhaben in den beauftragten Arbeitsgremien arbeiteten 30 GRS-Sachverständige mit.

● Sonstige Gremien

In 5 Sicherheitsbeiräten für Kernkraftwerke und 3 technisch-wissenschaftlichen Beiräten waren insgesamt 5 GRS-Mitarbeiter vertreten.

Mitarbeit in internationalen Gremien

● International Atomic Energy Agency (IAEA)

Insgesamt 6 GRS-Mitarbeiter waren in den folgenden IAEA-Gremien tätig:

- Senior Advisory Group
- Technical Committee on Thermal Reactor Safety Research
- Advisory Group on Probabilistic Risk Assessment in Licensing and Quantitative Safety Goals
- Technical Committee for Assessment of Incidents at Nuclear Power Plants
- Technical Committee on Decommissioning of Research Reactors
- International Working Group on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation

● Commission of the European Communities (CEC)

Insgesamt arbeiteten 3 GRS-Sachverständige bei folgenden CEC-Gremien mit:

- Ausschuß für Wissenschaft und Technik (AWT) der Kommission der Europäischen Gemeinschaften
- Working Group No. 1 „Light Water Reactor Safety“
- Working Group No. 2 „Water Reactor Safety Research“

● Organization for Economic Cooperation and Development (OECD)

Die GRS stellte ein Mitglied des „Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)“. 5 GRS-Mitarbeiter wirkten in den Principal Working Groups der OECD mit:

- Principal Working Group 1 „Operational Experiences and Human Factors“
- Principal Working Group 2 „Transients and Breaks“
- Principal Working Group 3 „Primary Circuit Integrity“

- Principal Working Group 4 „Source Term and Environmental Consequences“
- Principal Working Group 5 „Risk Assessment“

● Sonstige internationale Tätigkeiten

Ein GRS-Mitarbeiter ist Mitglied in der österreichischen Reaktorsicherheitskommission.

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 publiziert. Das allgemein zugängliche Schrifttum wird nach vorgegebenen Verteilern versandt und ist auf Anfrage erhältlich.

Nach Gruppen gegliedert, wurden 1984 folgende Berichtsreihen, Informationsdienste und sonstige Schriften erarbeitet und veröffentlicht:

GRS-Berichtsreihen

- Jahresbericht
- GRS-Berichte

GRS-Informationsdienste

- Translations – Safety Codes and Guides
- Faltblätter

Sonstige Veröffentlichungen

Im Auftrag des Bundesministers des Innern wurden Schriften erarbeitet, gedruckt und versandt.

Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften

GRS-Mitarbeiter veröffentlichten ihre Arbeitsergebnisse wie in den Vorjahren auch in externen Medien oder waren als Mitautoren an Veröffentlichungen beteiligt.

Vorträge

GRS-Mitarbeiter hielten Vorträge über ihre Arbeitsergebnisse bei nationalen und internationalen Veranstaltungen oder waren als Mitautoren beteiligt.



GRS-Berichtsreihen

● Jahresbericht

Seit 1977 wird der Jahresbericht regelmäßig veröffentlicht. Er erscheint jeweils im April des dem Berichtszeitraum folgenden Jahres. Der Jahresbericht enthält neben den für eine GmbH vorgeschriebenen Informationen auch einen Gesamtüberblick über die Tätigkeiten der GRS durch Beiträge aus den verschiedenen Fachbereichen.

● GRS-Berichte

GRS-Berichte erscheinen seit dem 1. 1. 1977. Sie enthalten Darstellungen allgemein interessierender Themen der Reaktorsicherheit, RSK-Empfehlungen oder Niederschriften von Tagungen, die die GRS veranstaltet bzw. organisatorisch betreut (z. B. GRS-Fachgespräche, RS-Tagungen). Seit 1981 sind in dieser Berichtsreihe auch sogenannte Auftragsberichte aufgenommen, die bis dahin aus Urheberrechtsgründen der Öffentlichkeit nicht zugänglich waren. Diese Berichte sprechen vor allem den Fachmann an, der sich über bestimmte Spezialgebiete orientieren will.

Alle GRS-Berichte haben ein Report-Sigel mit laufender Nummer und Datum. Im Berichtszeitraum sind folgende GRS-Berichte erschienen:

Auswertung von Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken
Tagungsbericht, 7. GRS-Fachgespräch, München, 27./28. 10. 1983
GRS-54 (Februar 1984)

Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) 1981 – 1983 (Band 5)
GRS-55 (Februar 1984)

Risikoorientierte Analyse zum SNR-300
Kurzfassung deutsch/englisch
GRS-56 (April 1984)

Göldner, W., H. Polke, H. Spindler und G. Zipf:
Computer Code Package RALLY – For the Probabilistic Safety Assessment of Large Technical Systems
GRS-57 (April 1984)



GRS-Informationsdienste

● Translations – Safety Codes and Guides

Mit diesem Informationsdienst werden Übersetzungen deutscher kerntechnischer Regeln ins Englische hauptsächlich ins Ausland geliefert. Sie sind mit einer laufenden Nummer und der Jahreszahl gekennzeichnet. Im Berichtszeitraum erschienen 3 dieser Translations.

● Faltblätter

In den von der GRS herausgegebenen Faltblättern werden in kurzer, dem Laien verständlicher Form relevante Themen aus dem Bereich der Kerntechnik behandelt. Insgesamt liegen 11 Faltblätter vor:

Sicherheit von Kernkraftwerken
Umweltauswirkungen von Kernkraftwerken
Standorte für Kernkraftwerke
Das atomrechtliche Genehmigungsverfahren
Einwirkungen von außen auf Kernkraftwerke
Umgebungsüberwachung von Kernkraftwerken
Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente
Aufsicht und Kontrolle bei Kernkraftwerken
Transport radioaktiver Stoffe
Notfallschutz bei Kernkraftwerken
Entsorgung von Kernkraftwerken

Sonstige Veröffentlichungen

Im Auftrag des Bundesministers des Innern (BMI) übernahm die GRS im Berichtszeitraum Zusammenstellung, Druck und Versand für:

Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz
Hrsg. Der Bundesminister des Innern
8. Ergänzung, Januar 1984

Im Auftrag des BMI erarbeitete die GRS den Bericht:

Übersicht über besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland 1983
Hrsg. Der Bundesminister des Innern
Presse Dienst des BMI, Bonn, April 1984



Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften

Von GRS-Sachverständigen allein oder in Zusammenarbeit mit anderen Autoren sind zahlreiche Veröffentlichungen in der Fachpresse erschienen. Da es sich hier nicht um GRS-Schrifttum handelt, können diese Veröffentlichungen nur dem jeweiligen Presseorgan entnommen werden. Im Berichtszeitraum sind erschienen:

Baltes, B.:
Temperaturfeldberechnung im Nahbereich des HAW-Endlagers
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1984-031

Baltes, B., und G. Mohiuddin:
Langzeitberechnung des Globalverhaltens eines Salzstockes bei Einlagerung hochradioaktiver Stoffe
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1984-032

Bastl, W., und L. Felkel:
STAR — An Advanced Computer Software Concept to Realize Reactor Operator Aids
Nuclear Europe 6 (1984), S. 15

Bastl, W., R. Sunder und D. Wach:
The Influence of Noise Diagnostic Techniques on the Safety and Availability of Nuclear Power Plants
Proceedings of the Specialists' Meeting on Reactor Noise SMORN-IV, Dijon, 18. — 19. 10. 1984

Bayer, A. (KfK), und K. Köberlein (GRS):
Methods and Main Results of the Risk Oriented Analysis on the German Prototype Fast Breeder Reactor „SNR-300“
Nuclear Safety 25 (1984) No. 1, p. 19 — 32

Beraha, D., O. Lupas und K. Plöbert:
Die Nachbildung von Regelungs- und Begrenzungseinrichtungen im Kernsimulatorprogramm GARLIC
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1984-044

Beraha, D., O. Lupas und K. Plöbert:
Untersuchungen zur Gewährleistung zulässiger Leistungsdichten im Kern von Druckwasserreaktoren
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1984-051

Birkhofer, A.:
Grenzen der Sicherheit in der Technik
Der Maschinenschaden 57 (1984) Heft 5, S. 150

Birkhofer, A.:
Erfahrungen mit der friedlichen Nutzung der Kernenergie
Der Maschinenschaden (japanische Ausgabe) 1/84

Birkhofer, A.:
Der nukleare Brennstoffkreislauf — Eine Analyse der Situation in der Bundesrepublik Deutschland
Forschungsbericht 39 der Konrad-Adenauer-Stiftung „Perspektiven der Kernenergie“, Kernenergiepolitik in der Bundesrepublik Deutschland, den USA und Japan, Verlag Ernst Knoth GmbH, September 1984

Bracht, K., und M. Tiltmann:
Untersuchungen zum risikomindernden Potential des im Rahmen von SR 209 entwickelten Konzeptes zur Kernrückhaltevorrückung
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1984-039

Büttner, W. E.:
Beschreibung der Aufgaben des Wartepersonals in deutschen Kernkraftwerken und der Möglichkeiten zur Unterstützung durch moderne Rechensysteme
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1984-049

Butz, H.-P.:
Auswertung von Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken — Tagungsbericht —
atomwirtschaft-atomtechnik 2 (1984), S. 99 — 101

Casper, H.:
Wasserstoffproblematik in der Reaktorsicherheitsforschung — BMFT/BMI Workshop 3./4. 10. 1983 — Abschlußbericht
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1984-064

Chakraborty, A. K.:
Zusammenfassende Gegenüberstellung bisheriger Out-of-Pile- und In-Pile-Bündelungsuntersuchungen zum Verformungsverhalten der Brennstäbe im Kühlmittelverluststörfall
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1984-056

Coryell, E. W. (EG&G), und H. G. Gläser (GRS):
Best Estimate Prediction for OECD LOFT Project Fission Product Experiment LP-FP-1
OECD LOFT-T-3703, October 1984

Farber, G.:
Orientierungsrahmen für die Erörterung der Erhaltung und Weiterentwicklung der Fachkunde von leitendem Betriebspersonal in Kernkraftwerken
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1984-043

Freund, J., G. Philip und W. Schwarzer:
The Nuclear Safety Standards Commission of the Federal Republic of Germany
Nuclear Safety 25 (1984), No. 5

Goßner, S.:
German Philosophy and Practice of Aging within Qualification of Electrical Equipment for Safety Systems of Nuclear Power Plants
IEEE Transactions on Nuclear Science NS-31 (1984), No. 2

Gottschalk, P. A., und F. W. Heuser:
Aspects of Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Safety in the Federal Republic of Germany
Proceedings of the International Symposium on Safety Codes and Guides (NUSS) in the Light of Current Safety Issues, Wien, 29. 10. — 2. 11. 1984

Haag, R., G. Fiedler, R. Ulbrich, G. Breitbach (Univ. Gießen) und P. A. Gottschalk (GRS):
Fragment Correlations in the Reaction 9.03 MeV/u $^{238}\text{U} + \text{natU}$
Zeitschrift für Physik A, 316 (1984), S. 183 — 193

Hauptmanns, U.:
Risk Assessment for Interconnected Electrical Power Grids
Risk Analysis 4 (1984), No. 2

Hesse, U.:
Berechnung der Strahlenexposition bei Kritikalitätsstörfällen mit 120 Gruppen-Transportrechnungen
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1984-028

Hicken, E. F.:
The OECD LOFT Project
NEA Newsletter 84

Hofer, E.:
Zeitintegration von Systemen partieller Differentialgleichungen mit dem ODE-Solfer FEBE und seinem Hoch-Sparse-Matrix-Paket FTRIX
KITG-Sonderband „Neuere numerische Verfahren in der Fluidodynamik“, Hrsg. Kerntechnische Gesellschaft, Januar 1984

Hömke, P., und C. Versteegen:
Nutzen von Betriebsdaten für Planung und Betrieb
Technische Mitteilungen 77 (1984) No. 1, S. 28 — 34

Kersken, M.:
Sicherheitsanalyse der Software der Schutzbegrenzungsrechner (DNB-Modul) in Grafenrheinfeld
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1984-046

Kotthoff, K., H. Haunhorst, F. Schleifer und K. Trambauer:
Erkenntnisse aus dem Ablauf ausländischer Vorkommnisse mit Dampferzeuger-Heizrohrbruch
Technische Mitteilungen 77 (1984) No. 1, S. 43 — 52

Lindauer, E.:
Ziele und Möglichkeiten der Auswertung von Betriebserfahrungen
Technische Mitteilungen 77 (1984) No. 1, S. 15 — 19

Maier, E., A. Bechtel und K. Wagner:
Wiederkehrende Prüfungen als Beitrag zur Betriebssicherheit
Technische Mitteilungen 77 (1984) No. 1, S. 53 — 59

Müller, W.:
Optimierung des Strahlenschutzes am Beispiel tätigkeitsbezogener Dosen
Technische Mitteilungen 77 (1984) No. 1, S. 35 — 42

Nickel, H., J. Linke (KFA) und W. Viefers (GRS):
Forschung für die Sicherheit des Brennstoffkreislaufs
Jül-Spez-247, 1984

Olma, B. J.:
Source Location and Mass Estimation in Loose Parts Monitoring of PWR's
Proceedings of the Specialists' Meeting on Reactor Noise SMORN-IV, Dijon, 15. — 19. 10. 1984

Pham, V. T.:
RALOC Mod 1/81 — Programmbeschreibung zur
RALOC-Version mit dem Strukturwärmemodell HECU
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlen-
schutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern,
BMI-1984-034

Schüller, H., und W. E. Büttner:
Überwachung von Sicherheitssystem-Parametern
durch Prozeßrechnereinsatz
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlen-
schutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern,
BMI-1984-055

Sievers, J.:
Consideration of the Influence of Residual Stresses
to Stable Crack Growth Analysis
Proceedings of International Symposium on the „Cal-
culation of Internal Stresses in Heat Treatment of
Metallic Materials“, Linköping, Mai 1984

Wach, D., R. Sunder und J. Weingarten:
Überwachungssysteme und Diagnosetechniken zur
Schadenfrüherkennung in Kernkraftwerken
VGB Kraftwerkstechnik 64 (1984), Heft 2

Weber, J., und W. Denk:
FELIX — Ein Computerprogramm zur Simulation von
Kritikalitätsexkursionen wärriger Spaltstofflösungen
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlen-
schutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern,
BMI-1984-040



Vorträge

GRS-Mitarbeiter haben nicht nur an ver-
schiedenen Tagungen teilgenommen, son-
dern sind dort auch häufig mit eigenen Vor-
trägen hervorgetreten. Im allgemeinen be-
handelten sie Themen, die sich unmittelbar
aus der eigenen Arbeit ergeben oder inner-
halb der GRS erarbeitet werden. Im Berichts-
zeitraum wurden folgende Vorträge anläß-
lich der jeweils zitierten Veranstaltung gehal-
ten.

Alex, H.:
Zivilisatorische äußere Einwirkungen und deren Be-
rücksichtigung in Genehmigungsverfahren
TÜV/GRS-Arbeitstagung K1 „Strahlenschutz und
Standort“, Köln, 16./17. 10. 1984

Alter, U.:
Das Transportrisiko von flüssigen radioaktiven Stoffen
Kolloquium „Ausgewählte Kapitel aus dem Gebiet der
Unfallanalyse“, Gesamthochschule Wuppertal, 15. 5.
1984

Azodi, D.:
Prediction and Comparison of the Behavior of Flawed
Pressure Vessels
5th International Conference on Pressure Vessel Tech-
nology, San Francisco, 9. — 14. 9. 1984

Bachner, D.:
Probabilistische Ausbreitungsrechnungen
Vortrag beim Deutschen Wetterdienst im Auftrag des
BMI, Offenbach, 13. 3. 1984

Bachner, D.:
Grundlagen des Strahlenschutzes
TÜV/GRS-Arbeitstagung K1 „Strahlenschutz und
Standort“, Köln, 16./17. 10. 1984

Baltes, B.:
Berechnung des Langzeitverhaltens eines Salzstockes
bei der Einlagerung hochradioaktiver Stoffe
Jahrestagung Kerntechnik, Frankfurt, 22. — 24. 5. 1984

Bastl, W.:
Rechnereinsatz bei der Überwachung von Kernkraft-
werken
Seminar des Instituts für Reaktortechnik der TH Karls-
ruhe, Karlsruhe, 23. 2. 1984

Bastl, W.:
Einsatzbereiche rechnergestützter Informationssyste-
me
Arbeitskreis „Fernüberwachung“ des Länderausschus-
ses, Garching, 26./27. 6. 1984

Bastl, W., R. Sunder und D. Wach:
The Influence of Noise Diagnostic Techniques on the
Safety and Availability of Nuclear Power Plants
Meeting SMORN IV, Dijon, 15. — 19. 10. 1984

Bastl, W., und P. Kafka:
Application of Probabilistic Risk Assessment Techni-
que as an Aid to Achieve Balanced System Designs
Topical Meeting „International Thermal Hydraulics and
Plant Operations“, Taipei/China, 22. — 24. 10. 1984

Bauernfeind, V., und E. A. Dubois:
Pressure Fluctuations Inside PWR-Pressurizers
17th Informal Meeting on Reactor Noise, Karlsruhe,
9. — 11. 5. 1984

Bieniusa, K., und H. Schulz:
Bewertung der Betriebserfahrungen von Leichtwas-
serreaktoren im Hinblick auf die Absicherung gegen
Ermüdungsschäden
VGB-Konferenz „Kraftwerkskomponenten 1984“,
Essen, 21./22. 3. 1984

Bieniusa, K. (GRS), H.-J. Seehafer (IA), H. H. Over
(KFA) und P. Hughes (GE):
Status of Design Code Work for Metallic High Tempera-
ture Components
IAEA Specialists' Meeting on Heat Exchanging Com-
ponents of Gas-Cooled Reactors, Düsseldorf, 16. — 19.
4. 1984

Bieniusa, K.:
Grundlagen der Rohrstatik
3. Ausbildungseminar Rohrleitungsberechnung I,
Bernried, 21. — 26. 10. 1984

Biesold, H.:
Sinn und Aufgaben der Radioökologie
Fachbereich Sicherheitstechnik der Gesamthoch-
schule Wuppertal, 19. 1. 1984 und 4. 12. 1984

Biesold, H.:
New Aspects of Bioaccumulation of Radionuclides in
Connection with Trace Elements and Pasture
International Union of Radioecologists (IUR) Work-
shop, Cadarache, 16. — 18. 4. 1984

Biesold, H.:
Anreicherungsverfahren
TÜV/GRS-Arbeitstagung K1 „Strahlenschutz und
Standort“, Köln, 16./17. 10. 1984

Birkhofer, A.:
Möglichkeiten und Grenzen technischer Risikoanaly-
sen
GSF-Seminar, Neuherberg, 17. 1. 1984

Birkhofer, A.:
Grenzen der Sicherheit in der Technik
11. Allianz-Forum „Technik und Versicherung“,
München, 5./6. 6. 1984

Birkhofer, A.:
Recent Developments in Nuclear Power Application
and Research in the F. R. G.
Seminar on Reactor Safety, Madrid, 4. — 7. 6. 1984

Birkhofer, A.:
Advances and Trends in Reactor Safety Research and
Technology
5th International Meeting on Thermal Nuclear Reactor
Safety, Karlsruhe, 9. — 13. 9. 1984

Birkhofer, A.:
Trends of Reactor Research and Technology
Seminar on the Results of the Indirect Action Re-
search Programme, Safety of the Thermal Water Re-
actors (1979 — 1983), Brüssel, 3. 10. 1984

Bodmann, E. (HRB), K. Bieniusa (GRS) und M. Dette
(RWTV):
Typische Belastungen von metallischen HTR-Kompo-
nenten
Seminar „Werkstoffe und Auslegung für Hochtempe-
raturkomponenten“ des IRW der KFA Jülich, Jülich,
28. 6. 1984

- Burwell, M. J.: Preliminary Calculation of the Natural Circulation Test A2-77 LOBI B Meeting, Ispra, 20. 9. 1984
- Burwell, M. J.: Code Models European DRUFAN-Workshop, Garching, 4./5. 10. 1984
- Casper, H.: Overview on BMFT-Research Program on Containment Behaviour under Loss of Coolant Accident Conditions USNRC-BMFT Containment Research Review Group Meeting, Garching, 2. – 4. 5. 1984
- Ehrenberger, W., und M. Masur: Ein Schritt in Richtung auf Fail-Safe-Software GI-Workshop: Software-Fehlertoleranz und -Zuverlässigkeit, Bremerhaven, 3./4. 5. 1984
- Felkel, L.: Codes for Systems to Assist the Operator during Abnormal Events Technical Committee/Workshop on the IAEA Programme in Uses of Computer Codes for Safety Analysis, Varna, 28. 5. – 1. 6. 1984
- Fidorra, J.: Dosisfaktoren für Inhalation und Ingestion von Radionukliden TÜV/GRS-Arbeitstagung K1 „Strahlenschutz und Standort“, Köln, 16./17. 10. 1984
- Friederichs, H.: Aktivitätsinventar und Aktivitätsfluß TÜV/GRS-Arbeitstagung K1 „Strahlenschutz und Standort“, Köln, 16./17. 10. 1984
- Frosch, H.-G.: SIMMER-II Calculations of COVA-Experiments Jahrestagung Kerntechnik, Frankfurt, 22. – 24. 5. 1984
- Glaeser, H. G.: Experiment LP-FP-1 Planning Status OECD LOFT Project Program Review Group Meeting, Köln, 6./7. 3. 1984 und 12. 4. 1984
- Glaeser, H. G.: Summary of Cologne Special Meeting on Experiment LP-FP-1 OECD LOFT Program Review Group Meeting, Idaho Falls, 10./11. 7. 1984
- Glaeser, H. G.: Experiment LP-FP-1 Cold Leg Break Closure Analysis OECD LOFT Program Review Group Meeting, Idaho Falls, 10./11. 7. 1984
- Glaeser, H. G.: OECD LOFT Experiment LP-FP-1 Spaltproduktmeßsysteme KWU/KFA/GRS-Meeting, Erlangen, 15. 10. 1984
- Gottschalk, P. A.: Konzept zur Unterstützung der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken mit probabilistischen Methoden KTG-Arbeitskreis „Sicherheitsziele in der Kerntechnik“, 2. Sitzung, Stuttgart, 26. 4. 1984
- Gottschalk, P. A., und F. W. Heuser: Aspects of Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Safety in the Federal Republic of Germany International Symposium on Safety Codes and Guides (NUSS) in the Light of Current Safety Issues, Wien, 29. 10. – 2. 11. 1984
- Grillenberger, T., W. Ch. Müller und M. Firnhaber: Piping Response to Blowdown: Results and Final Evaluation of German Standard Problem 4 and 4a ANS/ASME Conference on Design, Construction and Operation of Nuclear Power Plants, Portland, 5. – 8. 8. 1984
- Gruner, P., und W. H. Kuntze (GRS), J. Jansky (MPA), H. Hunger (PHDR): Die Beanspruchung des Reaktorsicherheitsbehälters infolge transients Druck- und Temperaturbelastungen beim Kühlmittelverluststörfall 10. MPA-Seminar, Stuttgart, 10. – 13. 10. 1984
- Hauptmanns, U.: Probabilistische Untersuchungen in Kerntechnik und Chemie – Möglichkeiten und Grenzen DECHEMA, Arbeitskreis Risiko, Frankfurt, 14. 2. 1984
- Hauptmanns, U., und H. Seel: Zuverlässigkeitsuntersuchungen und ihre Anwendung auf Kernkraftwerke und verfahrenstechnische Anlagen Seminario Sobre Aspectos de Seguridad del Reactor, Madrid, 4. – 7. 6. 1984
- Hertlein, R. (KWU), und K. Liesch (GRS): Proposal for EM and BE Combined Injection Tests in CCTF 2D/3D Meeting, Washington, Oktober 1984
- Hicken, E., A. Jahns (GRS), und H. Rininsland (KfK): Situation in the Republic of Germany with Respect to Severe Accidents Meeting of Senior Group of Experts on Severe Accidents, Paris, 14./15. 3. 1984
- Hicken, E.: Presentation of GRS Codes ACRS-Meeting, Garching, 6. 7. 1984
- Hicken, E.: Overview of the OECD LOFT Project CSNI-Meeting, Paris, 6. 9. 1984
- Hicken, E.: Results from the OECD LOFT Consortium Tests 5th International Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety, Karlsruhe, 9. – 13. 9. 1984
- Hicken, E.: Outline of Activities and Progress in Areas Covered by the CSNI Principal Working Group No. 2 „Transients and Breaks“ 5th International Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety, Karlsruhe, 9. – 13. 9. 1984
- Hicken, E.: Important Thermohydraulic Aspects during Refilling and Reflooding of an Uncovered LWR Core CEC-Seminar, Brüssel, 2. 10. 1984
- Hicken, E., und E. Kersting: Einsatzmöglichkeiten von Betriebs- und Sicherheitssystemen zur Wärmeabfuhr und Eingriffsmöglichkeiten des Betriebspersonals bei Unfällen 200. RSK-Sitzung, Bonn, 19. 12. 1984
- Hofer, E.: Numerical Methods: The Time Advancement Procedure European Workshop on the DRUFAN Code, Garching, 4. 10. 1984
- Hofer, E.: Probabilistic Uncertainty Analysis of PRAs Ispra Course on „Uncertainty Modelling in Probabilistic Risk Assessment“, Ispra, 20. 11. 1984
- Jahns, A., und W. D. Thinnies: Die Rolle der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) bei der Schaffung von Regeln und Richtlinien Jahrestagung Kerntechnik, Frankfurt, 22. – 24. 5. 1984
- Javeri, V., und H. Löffler: Scoping Analysis of the Expansion Phase after a Core Disruption in a LMFBF with the Code SIMMER-II Jahrestagung Kerntechnik, Frankfurt, 22. – 24. 5. 1984
- Kaestle, H. J.: Naturbedingte äußere Einwirkungen TÜV/GRS-Arbeitstagung K1 „Strahlenschutz und Standort“, Köln, 15./17. 10. 1984
- Kirmse, R.: DRUFAN-Analysis of PWR Small Break LOCA with Multi-Channel Core Simulation French-German Information Meeting, Garching, 13. 1. 1984
- Kirmse, R.: Kühlmittelverluststörfälle in DWR – Kleines Leck Schule für Kerntechnik, 8. Kurs „Sicherheit von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren“, Karlsruhe, 1. 3. 1984
- Kirmse, R., und G. Lerchl: Small Leak LOCA Analysis PWR 1000 MWe – Preliminary Results for 100 cm² Leak in Cold Leg PWR Seminar, Ankara, 9. – 13. 4. 1984
- Kirmse, R., und W. Pointner: Blowdown Calculation Results with DRUFAN – Fine Nodalization for VVR Concept Information Meeting between IVO and GRS, Helsinki, 30. 8. 1984
- Kirmse, R., und W. Pointner: Parametric Study for the Identification of the Worst Case Break Size and Location for Large Breaks (VVER 1000) Information Meeting between IVO and GRS, Helsinki, 30. 8. 1984
- Kirmse, R., und G. Lerchl: PWR Analysis – Intermediate Leak LOCA Multi-Channel Representation of the Core European Workshop on the DRUFAN Code, Garching, 4./5. 10. 1984
- Kirmse, R.: Analysis of Intermediate Leak LOBI Test BR1M European Workshop on the DRUFAN Code, Garching, 4./5. 10. 1984
- Koch, W., W. Behnke, H. P. König, W. Holländer (Fraunhofer Institut), F. Lange, R. Martens (GRS): Deposition of Aerosols in an Iron Ore Mine 1st International Aerosol Conference, Minneapolis, 17. – 21. 9. 1984
- Kofahl, A., und H. Uhlenbruck: Decommissioning of Nuclear Facilities Seminario Conjuncta GRS/CSN Sobre „Aspectos de Seguridad del Reactor“, Madrid, 5. – 7. 6. 1984
- Kraut, A.: FRG Documents Concerning the Design of Nuclear Power Plants Special KEG-WGI Meeting, Brüssel, 30. 3. 1984
- Kraut, A.: The Development of Nuclear Power Plant Safety Criteria in the Federal Republic of Germany OECD CSNI Meeting, Paris, 9. – 11. 5. 1984
- Kraut, A.: New German Regulations, Rules and Standards in the Nuclear Field Seminar on Reactor Safety, Madrid, 4. – 7. 6. 1984

- Kraut, A.:
Safety Aspects
Methodology of Siting NPP in Germany
Organizational and Regulatory Needs
Joint German-Indonesian Workshop on Nuclear
Power Technology, Jakarta, 21. – 24. 8. 1984
- Krzykacz, B., und E. Hofer:
Subjektive Wahrscheinlichkeiten in Risikountersuchungen bei Kernkraftwerken
Seminar „Subjektive Wahrscheinlichkeiten in der Praxis“, München, 9./10. 5. 1984
- Lange, F., und W. Wurtinger:
Vorgehen bei den Sicherheitsanalysen für die Grube Konrad
8. GRS-Fachgespräch „Sicherheit bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle“, Köln, 12./13. 11. 1984
- Lerchl, G.:
Total Loss of AC-Power with one Steam Generator
SRV Stuck Open
European Workshop on the DRUFAN Code, Garching, 4./5. 10. 1984
- Liesch, K. (GRS), und R. Hertlein (KWU):
Determination of the Steam Rate to be Injected by the UPTF Core Simulator Using SCTF Core III Measurements
2D/3D Meeting, Tokai-Mura, Mai 1984
- Liesch, K. (GRS), und R. Hertlein (KWU):
Simulation of UPTF Core Simulator Feedback Control in TRAC
2D/3D Meeting, Tokai-Mura, Mai 1984
- Liesch, K. (GRS), R. Hertlein, H. Weiss, F. Winkler (KWU):
UPTF Test Matrix, Revision 10/84
2D/3D Meeting, Washington, Oktober 1984
- Lummerzhim, D.:
The Reactor Safety Research Program of the Federal Ministry for Research and Technology (BMFT) of the Federal Republic of Germany (FRG)
Egyptian-German Seminar on Reactor Research, Kairo, 19. – 23. 5. 1984
- Meier, S. E.:
Fluid-Structure Interaction in Pressurized Water Reactors
International Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety, Karlsruhe, 10. – 13. 9. 1984
- Meier, S. E.:
Dynamic Loads on the Primary System
IAEA Course on „Safety Analysis“, Karlsruhe, 16. 11. 1984
- Mohiuddin, G. M.:
Verifikation von STEALTH für Endlagerprobleme anhand ausgewählter Experimente
Jahrestagung Kerntechnik, Frankfurt, 22. – 24. 5. 1984
- Müller, W.:
Radiologischer Arbeitsschutz
TUV/GRS-Arbeitstagung K1 „Strahlenschutz und Standort“, Köln, 16./17. 10. 1984
- Müller-Ecker, D., S. E. Meier und P. Gruner:
Einfluß der Bruchöffnung bei HDR-Blowdown-Experimenten – Analysen mit dem Programm DAISY
Jahrestagung Kerntechnik, Frankfurt, 22. – 24. 5. 1984
- Müller-Ecker, D., S. E. Meier, Ch. Müller und P. Gruner:
Einbautenbelastung in einem DWR durch ein 0,1F-Leck im kalten Strang – Analyse mit dem Programm DAISY
Jahrestagung Kerntechnik, Frankfurt, 22. – 24. 5. 1984
- Nickel, H., J. Linke (KFA), W. Viefers (GRS):
Forschung für die Sicherheit des Brennstoffkreislaufs
DAIF-Wintertagung „Forschung für die Kerntechnik; die Rolle der Großforschung“, Bonn, 6./7. 2. 1984
- Over, H. H., G. Breitbach (KFA), K. Bieniussa (GRS):
Einfluß von thermisch induzierten Sekundärspannungen auf die Lebensdauer eines im Hochtemperaturbereich beanspruchten Bauteils
10. MPA-Seminar, Stuttgart, 10. – 13. 10. 1984
- Pfeffer, W.:
Standort
TUV/GRS-Arbeitstagung K1 „Strahlenschutz und Standort“, Köln, 16./17. 10. 1984
- Pointner, W., E. Hicken und K. Wolfert:
Presentation of GRS Codes
GRS-Codes Information Meeting, Helsinki, 30./31. 1. 1984
- Pointner, W., und V. Teschendorff:
Large Break LOCA-Analysis PWR 1000 MWe
PWR-Seminar, Ankara, 9. – 13. 4. 1984
- Pointner, W.:
Code Models
European Workshop on the DRUFAN Code, Garching, 4./5. 10. 1984
- Quast, U.:
Simulation des Verhaltens der geregelten Gesamtanlage des SNR-300 bei Betriebs- und Störfalltransienten
Jahrestagung Kerntechnik, Frankfurt, 22. – 24. 5. 1984
- Rittig, D., und H. Uhlenbruck:
Endlagerung im internationalen Vergleich
8. GRS-Fachgespräch „Sicherheitstechnik bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle“, Köln, 12./13. 11. 1984
- Rübenberg, P. (KKS), und W. Müller (GRS):
Strahlenschutz
DAIF-Fachtagung „Arbeitswelt Kerntechnik“, Bonn, 16./17. 10. 1984
- Sädler, E.:
Ein Mustererkennungsverfahren zur Überwachung und Diagnose von Strukturschwingungen in Kernkraftwerken
VDI/VDE/GMR-Aussprachetag „Verfahren und Systeme zur technischen Fehlerdiagnose“, Langen, 2./3. 4. 1984
- Schrödl, E., und H.-G. Friederichs:
Calculation of Fission Product Release to the Environment for some PWR Core Melt Sequences
ANS Topical Meeting on Fission Product Behavior & Source Term Research, Snowbird, 15. – 19. 7. 1984
- Sievers, J.:
Consideration of the Influence of Residual Stresses to Stable Crack Growth Analysis
International Symposium on the „Calculation of Internal Stresses in Heat Treatment of Metallic Materials“, Linköping, 23. – 25. 5. 1984
- Sievers, J.:
Stand der Analytik im Projekt RS 629 (Thermoschock)
Arbeitsgemeinschaft Bruchmechanik: Thermoschockvorhaben in der Bundesrepublik Deutschland, Karlsruhe, 4. 12. 1984
- Sonnenburg, H. G.:
Closed Formulation of Interfacial Friction in a Two Fluid Model
European Two Phase Flow Group Meeting, Rom, 19. – 21. 6. 1984
- Steinhoff, F.:
Status of Development of the Code DRUFAN
French-German Information Meeting, Garching, 13. 1. 1984
- Steinhoff, F.:
Thermohydraulic Models in DRUFAN
European Workshop on the DRUFAN Code, Garching, 4./5. 10. 1984
- Sütterlin, L.:
Consideration of External Events in German Risk Studies for LWR and FBR
External Aggressions in the Large Industrial Activities, Versailles, 21./22. 11. 1984
- Sunder, R. (GRS), und J. Weingarten (GKN):
Vibration Monitoring System in GKN-Nuclear Power Plant; Evolution from Research Instrument to Operational Measuring System
17th Informal Meeting on Reactor Noise, Karlsruhe, 9. – 11. 5. 1984
- Teschendorff, V.:
Development and Verification of the Reflood-Code FLUT
PWR Seminar, Ankara, 9. – 13. 4. 1984
- Teschendorff, V.:
The Two-Fluid Code FLUT for LOCA Reflood Analysis
Workshop on the IAEA Programme in Uses of Computer Codes for Safety Analysis, Varna, 28. 5. – 1. 6. 1984
- Teschendorff, V.:
Brief Outline of the Two-Fluid Code FLUT for LOCA Reflood Analysis
European Workshop on the DRUFAN Code, Garching, 4./5. 10. 1984
- Thinnes, W. D., und A. Jahns:
Bruchpostulate für Rohrleitungen und Dampferzeugerheizrohre in deutschen Druckwasserreaktoren
10. MPA-Seminar, Stuttgart, 10. – 12. 10. 1984
- Thomas, W.:
Sicherheitstechnik in Wiederaufarbeitungsanlagen und Betriebserfahrungen
8. GRS-Fachgespräch „Sicherheitstechnik bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle“, Köln, 12./13. 11. 1984
- Trambauer, K.:
Analysis of Steam Generator U-Tube Rupture
European Workshop on the DRUFAN Code, Garching, 4./5. 10. 1984
- Trambauer, K., und K. Kotthoff:
Influence of Multiple Tube Failures, Additional Single Failure and Operator Action on Incident Sequence
NEA/CSNI-UNIPED Specialists' Meeting on Steam Generator Problems, Stockholm, 1. – 5. 10. 1984
- Uhlenbruck, H., und A. Kofahl:
Interim Storage and Final Disposal of Radioactive Wastes
Seminario Conjunta GRS/CSN Sobre „Aspectos de Seguridad del Reactor“, Madrid, 4. – 7. 6. 1984
- Vojtek, I.:
Investigation of Dispersed Flow Heat Transfer Using Different Computer Codes and Heat Transfer Correlations
International Workshop on Post-CHF Heat Transfer, Salt Lake City, 1. – 4. 8. 1984
- Vojtek, I.:
Investigation of Dispersed Flow Heat Transfer Phenomena and Assessment of TRAC-PF1/MOD1 Heat Transfer Correlations
12th WRSR Information Meeting, Gaithersburg, 22. – 26. 10. 1984

Wach, D.:
Trends in Early Diagnosis of Failure in Reactor Internals and Primary Circuit Components
IAEA-Seminar on Diagnosis of and Response to Abnormal Occurrences at Nuclear Power Plants, Dresden, 12. – 15. 6. 1984

Wahba, A., und H. G. Glaeser:
Preliminary Results of LP-LB-1 Posttest Analysis Using DRUFAN-02
LOFT Review Group Meeting, Idaho Falls, 10./11. 7. 1984

Weber, G., und H. L. Jahn:
FIPLOC-Calculations on the CSE-Experiments A-5 and A-11
ANS Topical Meeting on Fission Product Behavior & Source Term Research, Snowbird, 15. – 19. 7. 1984

Werner, W., U. Graf und P. Romstedt:
Numerische Lösung hyperbolischer Probleme unter Verwendung eines dynamisch adaptiven Gitters in ASWR-Verfahren
DGLR-Symposium „Numerische Strömungsmechanik, Stand und Entwicklung in der Bundesrepublik Deutschland“, Neubiberg, 2./3. 7. 1984

Wierum, H. D. (TÜV), und V. Teschendorff (GRS):
Analysis of Large Break LOCA for a PWR 1300 MW with the Code System DRUFAN/FLUT
European Workshop on the DRUFAN Code, Garching, 4./5. 10. 1984

Wiesemes, J.:
Abschirmung
TÜV/GRS-Arbeitstagung K1 „Strahlenschutz und Standort“, Köln, 16./17. 10. 1984

Wolfert, K.:
Reactor Safety Research in Thermal-Hydraulics, Sponsored by the Ministry of Research and Technology of the Federal Republic of Germany
1st Light Water Reactor Safety Workshop on Thermal Hydraulics, Tokio, 14. – 17. 3. 1984

Wolfert, K.:
Experimental and Analytical Research Activities on Small Leaks and Transient
Reactor Safety Research Seminar, Kairo, 19. – 22. 5. 1984

Wolfert, K.:
Overview and Conclusions on the Results Obtained in Research Area A: The Loss-of-Coolant Accident (LOCA) and the Functioning and Performance of the Core Cooling System
CEC Seminar, Brüssel, 1. – 3. 10. 1984

In memoriam

Am 7. März 1984 verstarb im Alter von 55 Jahren

Frau Margit Thaeren
geb. Schmelzer

Frau Thaeren gehörte seit dem 1. 3. 1978 unserer Gesellschaft an. Als Mitarbeiterin in der Verwaltung war sie bei ihren Vorgesetzten und Kollegen durch ihr korrektes Verhalten, ihre verbindliche Art und Hilfsbereitschaft sehr beliebt.

In der Nacht zum 21. Oktober 1984 verstarb plötzlich und unerwartet im Alter von 39 Jahren

Hans-Joachim Kaestle
Dipl.-Geophysiker

Herr Kaestle war seit 1973 wissenschaftlicher Mitarbeiter der GRS. Sein Fachwissen und seine Sachlichkeit verhalfen ihm national und international zu großer Anerkennung.

1978 wurde Hans-Joachim Kaestle in den Betriebsrat gewählt und führte seit 1982 den Vorsitz im Gesamtbetriebsrat. Durch seinen Gerechtigkeitssinn und seinen Großmut gewann er viele Freunde.

Nach langer schwerer Krankheit verstarb am 13. November 1984 im Alter von 61 Jahren

Dr.-Ing. Erich Zitzmann

Im ehemaligen IRS hat Dr. Zitzmann seit 1972 am Aufbau des Informationswesens maßgeblich mitgewirkt. Nach Gründung der GRS übernahm er die Leitung der Gruppe Dokumentation. Er zeichnete sich besonders durch seine Menschlichkeit aus und gleichermaßen durch seine Zuverlässigkeit und sein hohes fachliches Wissen.

Sein soziales Engagement für die Belegschaft während seiner Tätigkeit im Kölner Betriebsrat wird den Kollegen unvergessen bleiben.

Die GRS wird den Verstorbenen ein ehrendes Gedenken bewahren.

