

Jahresbericht 1983 Gesellschaft
für Reaktorsicherheit
(GRS) mbH



Jahresbericht 1983 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: (089) 3 20 04-0
Telex: 5 215 110 grs md
Telefax: (089) 3204 914

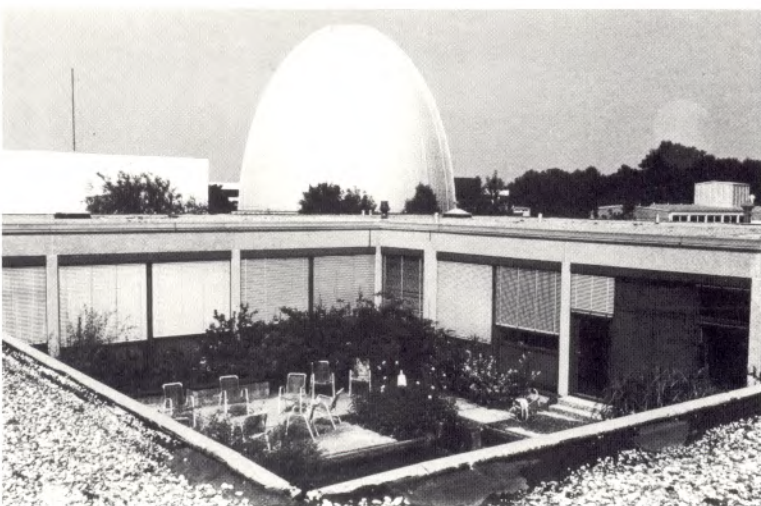


Betriebsteil Köln (Foto: A. Koch)





Betriebsteil Garching



1 Einführung	9
2 Die GRS: Aufgaben und Ziele	10
3 Vorhaben der GRS	11
4 Geschäftliche Tätigkeit und Organigramm	15
5 Der Bereich Datenverarbeitung	18
5.1 DV-System	18
5.2 Datenbankanwendungen in der Bibliothek	19
5.3 Adaptives Diskretisierungsgitter für fluiddynamische Berechnungen	20
6 Der Bereich Verfahren	21
6.1 Die Reaktoranlage LOFT und ihr Nutzen für die Verifikation von GRS-Rechenprogrammen	21
6.2 Sinn und Zweck der Durchführung von „Standardproblemen“	25
6.3 Hochrechnungen für nukleare Entsorgung	27
6.4 Das Programmsystem OREST, eine konsistente Kopplung von HAMMER und ORIGEN	29
7 Der Bereich Systeme	32
7.1. Weiterentwicklung des STAR: Zielsetzung und Realisierung	32
7.2 Sicherheitsanalyse von Rechnern zur Leistungsbegrenzung im Reaktorkern	34
7.3 Simulatoren zur Analyse von Störungen und Störfällen	35
8 Der Bereich Dynamik und Strahlenschutz	37
8.1 Ermittlung der Reaktordruckbehälter-Einbautenbelastung bei Blowdown während der Kurzzeitphase mit dem Fluid/Strukturcode DAISY	37
8.2 Entwicklung des fortschrittlichen Anlagenmodells ALMOD 4	40
8.3 Experimente zur untertägigen Aerosolausbreitung in der Schachthanlage Konrad	42
9 Der Bereich Betrieb	45
9.1 Deterministische und stochastische Schwingungsanalyse maschinentechnischer Systeme	45
9.2 Brandschutz im Kernkraftwerk	47
9.3 Dampferzeuger-Heizrohrbruch	49
10 Der Bereich Forschungsbetreuung	52
11 Der Bereich Geschäftsstellen	56
11.1 RSK-Geschäftsstelle	56
11.2 SSK-Geschäftsstelle	61
11.3 SSB-Geschäftsstelle	64
12 Die KTA-Geschäftsstelle	65
13 Siebtes GRS-Fachgespräch	67
14 Zusammenarbeit mit dem Ausland	70
15 Mitarbeit in nationalen und internationalen Gremien	71
16 Berichte, Veröffentlichungen, Vorträge	72

1983 war für die GRS ein erfolgreiches Jahr. Es brachte uns nicht nur eine volle Auslastung, sondern – bei gleichbleibendem Umsatz – auch ein befriedigendes wirtschaftliches Ergebnis.

Das wichtige Ziel, die Beschäftigung unserer Mitarbeiter zu sichern, konnte erreicht werden, indem bisherige Aufgaben neuen Bedingungen angepaßt und neue Aufgabenbereiche erschlossen wurden. Während die Bundesaufgaben und Gutachten im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren zurückgingen, konnte das Volumen der nicht genehmigungsspezifischen Aufgaben um etwa die Hälfte gesteigert werden.

Schwerpunkt war – neben den Konvoi-Anlagen – die erste kommerzielle Wiederaufarbeitungsanlage, die am Standort Wackersdorf errichtet werden soll. Wir haben uns mit dem TÜV Bayern und der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung (GSF) in der „Gutachter-Arbeitsgemeinschaft Wiederaufarbeitungsanlage Bayern“ zusammengeschlossen, um im Auftrag der Genehmigungsbehörde, dem Bayerischen Staatsminister für Landesentwicklung und Umweltfragen, den von der Deutschen Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (DWK) vorgelegten Sicherheitsbericht zu überprüfen. Parallel dazu laufen die Arbeiten für die am Standort Dragahn geplante, weitgehend zeichnungsgleiche Wiederaufarbeitungsanlage.

Gutachten wurden auch für die in Gorleben und Ahaus geplanten Zwischenlager erstellt. Im Auftrag der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB) hat unsere Gesellschaft mit sicherheitstechnischen Untersuchungen für die Eisenerzgrube Konrad begonnen, die als Endlager für schwach- und mittelaktive Abfallstoffe vorgesehen ist.

Unsere Gesellschaft befaßt sich neben diesen Arbeiten, die sich auf einzelne Anlagen beziehen, auch weiterhin intensiv mit Grundsatzfragen und mit Fragen des Reaktorbetriebs.

Nach nunmehr fast 30jähriger Entwicklung in der Bundesrepublik Deutschland hat die Kernenergie den Weg in die Normalität gefunden. Der hohe Sicherheitsstandard der deutschen Kernkraftwerke und ihre im internationalen Vergleich sehr gute Verfügbarkeit sind das Ergebnis außerordentlicher Anforderungen an die Anlagenqualität sowie der Erfahrung und Verantwortung der Betreiber. Das hohe Qualitätsniveau läßt sich nur dann halten oder sogar steigern, wenn der Rückfluß der betrieblichen Erfahrungen intensiv genutzt wird. Nicht zuletzt unter diesem Gesichtspunkt haben wir das Thema unseres Fachgesprächs in München gewählt.

Eine effektive Auswertung von Betriebserfahrungen setzt auch einen stetigen Informationsfluß aus dem Betrieb voraus. Die GRS hat sich stets um eine anwendungsbezogene Reaktorsicherheitsforschung bemüht. Von dieser Grundeinstellung ausgehend war es folgerichtig, mit zunehmender Betriebserfahrung die entsprechenden Aufgaben zu erweitern. Sie werden in einem breitangelegten Programm koordiniert und umfassen heute nicht nur deutsche, sondern auch ausländische Anlagen.

Einen Meilenstein im Bemühen um ein effizienteres atomrechtliches Genehmigungsverfahren stellen die Storfal-Leitlinien dar, die der Bundesminister des Innern am 18.10.1983 herausgegeben hat. Der Innenausschuß des Deutschen Bundestages hat am 24.11.1983 über die Storfal-Leitlinien beraten und begrüßt, daß sie einen wichtigen Beitrag zur kerntechnischen Sicherheit und zur Rechtsvereinheitlichung leisten. Sie vervollständigen das bestehende

kerntechnische Regelwerk aus behördlichen Richtlinien, Sicherheitskriterien, KTA-Regeln und RSK/SSK-Empfehlungen in wichtigen Bereichen.

In der Reaktorsicherheitsforschung sind für uns Schwerpunkte die Weiterführung der Arbeiten zur Risikoanalyse, zum Störfall-Management, zur Leittechnik und zum Mensch/Maschine-Problem. Die gesetzlich verankerte Aufsicht des Staates über die Nutzung der Kernenergie erfordert, daß sich der Staat auch weiterhin an der Reaktorsicherheitsforschung beteiligt. Auch für die Weiterentwicklung der fortgeschrittenen Reaktorlinien sind wir bestrebt, an der parallellaufenden Sicherheitsforschung mitzuwirken.

Reaktorsicherheitsforschung ist nicht auf den nationalen Gesichtspunkt begrenzt. Gerade der Erfahrungsaustausch und die Zusammenarbeit auf internationaler Ebene sind wichtig und bieten u.a. die Voraussetzung, Großprojekte besser zu realisieren. So sind 1983 die Arbeiten an dem amerikanisch-japanisch-deutschen Großprojekt 2D/3D gut vorangekommen. Die experimentellen Einrichtungen in Japan und in der Bundesrepublik Deutschland sind zu 95 % fertiggestellt. Die Arbeiten an den für Betrieb und Auswertung erforderlichen Rechenprogrammen laufen planmäßig.

Mehr als 3000 Jahre Reaktorbetriebserfahrung zeigen, daß die Stromerzeugung durch Kernenergie besonders umweltverträglich ist. Die GRS sieht ihre wichtigste Aufgabe darin, die notwendigen Sicherheitsvorkehrungen weiter zu optimieren, damit die Kernenergie auch künftig sicher und zuverlässig eingesetzt werden kann.

A. Birkhofer
Geschäftsführer

O. Kellermann
Geschäftsführer

2 Die GRS: Aufgaben und Ziele

Mit dem Ziel, die Sicherheit kerntechnischer Anlagen und den Strahlenschutz zu gewährleisten,

- erstellt die GRS

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

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

- betreibt die GRS

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

- berät und unterstützt die GRS

den Bundesminister des Innern beim Vollzug des Atomgesetzes

- plant und überwacht die GRS

Forschungsprojekte und -vorhaben für den Bundesminister für Forschung und Technologie

- unterstützt die GRS

die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder

- arbeitet die GRS maßgeblich mit

bei der Erstellung von Regeln und Richtlinien und führt Vergleiche von Regeln, Richtlinien und Normen auf internationaler Basis durch

- berät und unterstützt die GRS

in Abstimmung mit dem Bund ausländische Regierungen beim Aufbau von Institutionen für Genehmigung, Aufsicht und Kontrolle

- betreuen die der GRS angeschlossenen Geschäftsstellen fachlich und organisatorisch folgende Gremien:

- Kerntechnischer Ausschuß (KTA)
- Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)
- Strahlenschutzkommission (SSK)
- Sachverständigenkommission für Fragen der Sicherung des Brennstoffkreislaufs (SSB)

Die Aufgaben der GRS werden in Form von Verträgen für den Bund, die Ländergenehmigungsbehörden, die Technischen Überwachungs-Vereine und für sonstige Organisationen durchgeführt. Eine Übersicht des Auftragsumfanges, zugeordnet nach Auftraggebern und Schwerpunkten sowie im Vergleich zu den Vorjahren, enthalten die Tabellen 3.1 und 3.2. Danach wird deutlich, daß das Leistungsvolumen im Jahr 1983 nicht mehr ausgeweitet wurde, sondern geringfügig abnahm. Dies entspricht dem bewußt gesteuerten Personalabbau in den Jahren 1982/83. Es fand jedoch eine deutliche Verschiebung in den Unternehmens- und Aufgabenschwerpunkten statt.

Das Aufgabenfeld Reaktorsicherheit mit Sicherheitsanalysen und Studien zur Genehmigung von Reaktoren und flankierenden Forschungs- und Entwicklungs- (F&E-)Vorhaben wurde merklich von 58 % im Jahr 1982 auf 49 % im Jahr 1983 reduziert. Das Aufgabenfeld Betriebssicherheit wurde durch einige betriebsnahe Entwicklungsvorhaben, die zum Teil gemeinsam mit der Industrie initiiert wurden, von 18 auf 20 % ausgeweitet. Eine erhebliche Steigerung von 7 auf 15 % verzeichneten die Vorhaben zur Sicherheit des Brennstoffkreislaufs und zur Entsorgung. Mit dieser Verlagerung der Vorhabenschwerpunkte, die – wie abzusehen ist – noch 1984 weitergehen wird, ist auch ein Umlernen und eine Umstrukturierung des technischen Personals gekoppelt. Aus Unternehmenssicht wird dieser Anpassungsprozeß vollzogen, um durch jeweilige Mitarbeit an aktuellen Themen der Sicherheit und des Strahlenschutzes eine langfristige Auslastung sicherzustellen.

Die wesentlichen Vorhaben der Aufgabenschwerpunkte der GRS sind in den Tabellen 3.3 – 3.6 dargestellt. Sie geben Hinweise über die aktuellen Arbeiten in der GRS. Auf einige hervorzuhebende Einzelaufgaben wird nachfolgend eingegangen.

Aufgabenschwerpunkte	Anteile %	
	1983	1982
Reaktorsicherheit	49	58
Betriebssicherheit	20	18
Brennstoffkreislauf/Entsorgung	15	7
Direkte Zuarbeit für Bund	16	17

Tabelle 3.2: GRS-Aufgabenschwerpunkte

Aufgabenart	Umfang 1983		Vergleich 1982
	Vorhaben	Anteil %	Anteil %
Fachberatung für BMI	34	40	42
Forschungs- und Entwicklungsvorhaben für BMFT	36	37	40
Gutachten/Studien für			
● Länderbehörden/TÜV	80	17	14
● Ausland	16	1	1
● Sonstige	17	5	3
Gesamt	183	100	100
Verrechenbare Stunden:	420 000		430 000
Verrechnete Nettoleistung:	57,4 Mio. DM		57,5 Mio. DM

Tabelle 3.1: Übersicht zum GRS-Auftragsumfang

Aufgabenschwerpunkt „Reaktorsicherheit“

- Erstellung von Gutachten und Analysen zur Wirksamkeit der Notkühlsysteme, zur Anlagendynamik, zur Systemzuverlässigkeit und Anlagensicherung der Druckwasserreaktor-Konvoi-Anlagen
- Abschluß der dynamischen Analysen zu den Einwirkungen von außen auf das Kernkraftwerk Brokdorf
- Abschluß der Begutachtung zum Primärkreis und zu den Störfällen für den SNR-300 und Beginn der Kernbegutachtung
- Durchführung der Begutachtung zur Leistungserhöhung des Forschungsreaktors BER II, Berlin
- Weiterführung der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B: Erarbeitung von Fach/Zwischenberichten zu
 - Kernschmelzen
 - Spaltproduktfreisetzung
 - Belastungsverhalten des Containments bei extremen Beanspruchungen
 - anlageninternen Bränden und
 - Erdbeben
- Durchführung von Analysen zu Risikogrenzwerten (Safety Goals) in Kernkraftwerken
- Verifikation des Code-Systems DAISY zur Bestimmung von gekoppelten fluid-strukturendynamischen Vorgängen bei Kühlmittelverluststörfällen an Heißdampfreaktor-Experimenten

- Durchführung von Vergleichsrechnungen und Versuchsvorausberechnungen für die UPTF- und PKL-II-Versuche mit den Programmen TRAC, DRUFAN-02 und FLUT
- Erweiterung des Anlagendynamik-Codes ALMOD-4 zwecks Analyse des Frischdampfleitungsbruches mit Dampferzeuger-Heißrohrversagen

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
- Zusammenstellung der Ergebnisse aus dem Entwicklungsvorhaben Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung im Kernkraftwerk Biblis-B
- Umfassende Erprobung eines Systems zur Langzeitschwingungsüberwachung des Primärkreises von Druckwasserreaktor-Anlagen
- Weiterentwicklung des Störungsanalysesystems (STAR) für einen Einsatz in den Kernkraftwerken Biblis-B und KKP II gemeinsam mit den Energieversorgungsunternehmen und der Kraftwerk Union

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			
RS 182			
SR 271/2			
SR 279 RS 470	BMI	Studien und Analysen zur Genehmigung von Kernkraftwerken	1983/85
SR 303			
SR 312			
RS 314			
RS 464 A	BMFT	Betreuung deutscher und internationaler Standardprobleme	1980/85
RS 471	BMFT	Untersuchungen zu Kernrückhaltevorrichtungen (Core Catcher)	1983
RS 472 A RS 475 RS 124	BMFT	Umsetzung von Ergebnissen von Risikostudien	1983/84
RS 474			
RS 476			
RS 477			
RS 478	BMFT	Auswertung von Experimenten und Entwicklung von Notkühlcodes	1977/83
RS 576	BMFT	Methodenentwicklung zur Analyse kleiner Lecks	1980/85
RS 601	BMFT	Methodenentwicklung zu Transientenanalysen	1980/84
RS 626 RS 627 RS 649	BMFT	Auswertung und Betreuung von Versuchen zu Kühlmittelverluststörfällen (HDR, LOBI)	1976/85
St.Sch. 670			
BER II			
DWR ● Konvoi ● KKP II ● KWG			
KBR	BMFT	Modellentwicklung zu Kernschmelzvorgängen beim Schnellen Brutreaktor (SBR)	1980/85
KRB II	BMFT	Methodenentwicklung und Störfallanalysen zum SBR	1980/85
KKB	BMFT	Bewertung von Bruchvorgängen in Reaktordruckbehältern	1980/85
KKK	BMFT	Fluid-strukturdynamische Analysen zum Kühlmittelverlust	1980/85
KWB-A/B	BMFT	Risikostudie für DWR, Phase B	1981/84
SNR-300	BMFT	Pflege von Notkühlcodes	1983/84
Sonstige	BMFT	Analysen zur Kühlbarkeit von DWR-Anlagen bei schweren Kernschäden	1983/84
	BMFT	H ₂ -Verhalten nach schweren Kernschäden	1983/85
	BMFT	Spaltprodukttransport nach schweren Kernschäden	1983/85
	BMI	Studien und Analysen auf dem Gebiet des Strahlenschutzes	1977/84
	TÜV	Sicherheitsgutachten zur Leistungserhöhung des Forschungsreaktors	1983/84
	TÜV und Länder	Durchführung von Sicherheitsanalysen zur Notkühlwirksamkeit, Anlagendynamik, Zuverlässigkeit und Erstellung der Sicherungsgutachten	1982/83
	TÜV	Abschluß der Analysen zu Einwirkungen von außen	1980/83
	TÜV	Zuverlässigkeitsanalyse zu den Notkühlsystemen und Transientenanalysen	1983/84
	TÜV	Analyse Differenzdruckverhalten bei Kühlmittelverlust von Druckabbausystemen	1983
	TÜV	Abschließende Begutachtung zu den Kerneinbauten und Kühlmittelverluststörfall	1971/83
	Land	Zuverlässigkeitsanalysen zu Sicherheitssystemen	1983/84
	TÜV	Abschluß der Begutachtung zum Primärkreis und Beginn der Kernbegutachtung	1980/84
	Länder/TÜV	Diverse Gutachten zur Anlagensicherung und speziellen Sicherheitsaspekten	1982/84

Kennzeichnung	Auftraggeber	Vorhaben	Laufzeit
SR 118/1	BMI	Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen in deutschen und ausländischen Kernkraftwerken	1982/84
SR 144/1	BMI	Optimierung von Brandschutzmaßnahmen	1982/84
SR 234	BMI	Simulatortraining	1980/83
RS 264	BMFT	Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen im Kernkraftwerk Biblis-B	1977/83
SR 272/2	BMI	Fachliche Zuarbeit zur Zweckmäßigkeitssaufsicht für Kernkraftwerke	1983
SR 273	BMI	Auswertung der Wiederkehrenden Prüfungen (WKP)	1981/85
SR 285 SR 311 }	BMI	Fachkunde für Schichtpersonal	1982/84
SR 293	BMI	Bewertung von Steuerstabsfahrrechnern	1982/83
SR 297	BMI	Auswertung der Betriebserfahrungen von Sicherheitsarmaturen	1982/83
SR 307	BMI	Qualitätsanforderungen an elektrische Einrichtungen	1983/84
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	1980/83
RS 604	BMFT/ RWE	Erweitertes Meldekonzert 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
St.Sch. 907	BMI	Anwendung und Erprobung rechnergestützter Entscheidungshilfen bei kerntechnischen Notfällen	1982/84
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 3.4: Studien und Entwicklungsvorhaben zur Betriebssicherheit im Jahr 1983

- Entwicklung eines Reaktordiagnosesystems zur Unterstützung des Operators im Normalbetrieb und bei Störfällen
- Entwicklung von Anforderungskonzepten für moderne Kraftwerkssimulatoren
- Begleitung und Lösung von Einzelfragen zur Fachkundeprüfung des Schichtpersonals
- Erarbeitung von Systemen zur rechnergestützten Entscheidungshilfe bei kerntechnischen Notfällen (OPSYS)

- Optimierung von Brandschutzmaßnahmen in Kernkraftwerken
Wesentliche Ergebnisse zum Thema Betriebssicherheit wurden auf dem 7. GRS-Fachgespräch im November 1983 in München aufgezeigt (siehe Kapitel 13).

Aufgabenschwerpunkt „Brennstoffkreislauf“

- Durchführung von Analysen und Erstellung von Beiträgen zu den Konzeptgutachten für die Wiederaufarbeitungsanlagen Wackersdorf und Dragahn
- Durchführung von Sicherheits- und Störfallanalysen sowie Betreuung und Auswertung von Experimenten für das Endlager Konrad

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 3.5: Studien, Gutachten und Entwicklungsvorhaben zum Brennstoffkreislauf im Jahr 1983

Kennzeichnung	Auftraggeber	Vorhaben	Laufzeit
SR 116/1 St.Sch. 792	BMI	Betreuung von BMI-Sicherheitsuntersuchungen	1982/85
SR 117/1 SR 177 St.Sch. 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	1977/83
RS 350	BMFT	Durchführung der Projektträgerschaft zu Sicherheitsforschungsvorhaben	1978/83
Abstellungen	BMFT	Direkte personelle Zuarbeit zu BMFT sowie Abstellungen zur IAEA	1980/84

Tabelle 3.6: Direkte Zuarbeit für BMI und BMFT im Jahr 1983

- Erarbeitung von sicherheitsspezifischen Anforderungen und Konzeptionen für ein oberflächennahes Endlager
- Durchführung von Sicherheitsanalysen zur Bewertung der Langzeitbetriebsphase von tiefeingeologischen Endlagern
- Mitarbeit bei der Ermittlung und Hochrechnung von radioaktiven Abfällen für die Planung von Endlagerstätten
- Erstellung von Sicherheits- und Sicherungsgutachten für Versorgungsanlagen zum Brennstoffkreislauf (NUKEM, ALKEM, HO-BEG) sowie für Transporteinrichtungen und Zwischenlager

Aufgabenschwerpunkt „Direkte Zuarbeit für Bund und Ausland“

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

Geschäftliche Tätigkeit und Organigramm

4

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 462 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 60884 TDM.

Die Organisation unserer Gesellschaft ist nach sachlich-fachlichen Gesichtspunkten in ortsübergreifende Bereiche gegliedert. Sie ist in Bild 4.1 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 Hohlefelder,
Bonn

Ministerialrat Erhard Jauck, Bonn

Direktor Prof. Dr. Karl-Heinz Lindackers,
Köln

Leitender Ministerialrat Dipl.-Ing. Rudolf
Mauker, München

Ministerialrat Dipl.-Ing. Heinz Seipel,
Bonn

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:

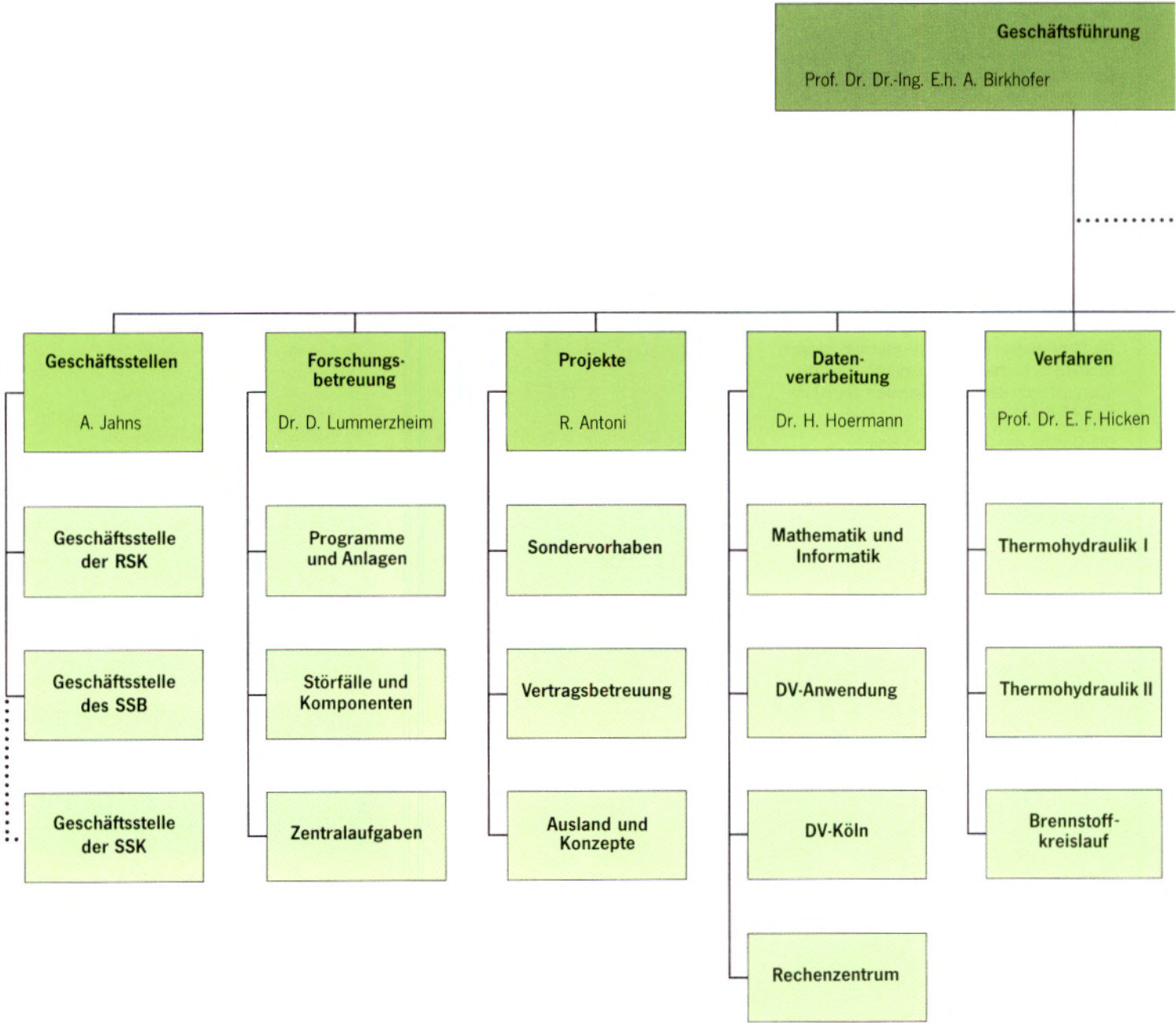
Bundesrepublik Deutschland	46,10
Freistaat Bayern	3,85
Land Nordrhein-Westfalen	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Baden e.V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Bayern e.V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Berlin e.V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Hannover e.V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein 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



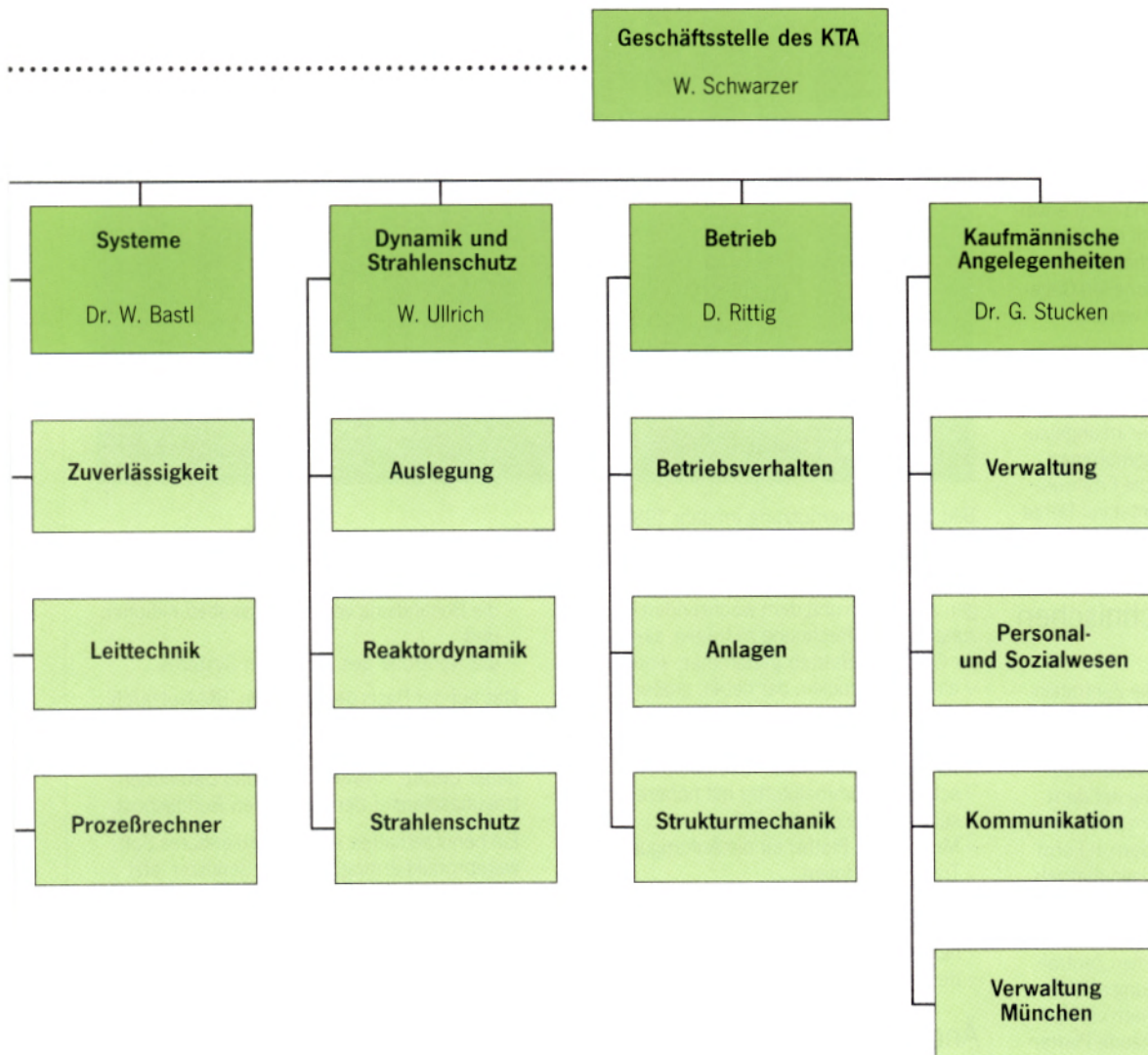
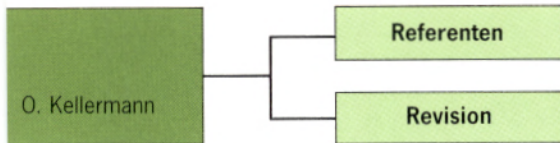


Bild 4.1: Organisation der GRS
Stand 31.12.1983

5 Der Bereich Datenverarbeitung

5.1 DV-System

Benutzernahe Planung

Die Anwendung der Datenverarbeitung ist nicht nur bestimmend für viele tägliche Arbeitsabläufe, sondern hat auch maßgeblichen Einfluß auf den Fortgang der verschiedenen Projekte und die Qualität der erzielten Arbeitsergebnisse. Die Trends sich ändernder Anforderungen rechtzeitig zu erkennen und geeignete Lösungen von seiten des Systems anzubieten, stellt daher eine ständige Herausforderung an die DV dar. Nur in einem engen Kontakt zwischen den Anwendern und der DV können die vielfach berechtigten Wünsche nach erweiterten oder neuen Funktionen mit den technischen Möglichkeiten, den wirtschaftlichen Randbedingungen und den personellen Gegebenheiten in Einklang gebracht werden.

Um den internen Dialog in dieser Hinsicht zu verstärken, wurde Ende 1982 ein DV-Ausschuß eingerichtet, in dem alle Bereiche der GRS vertreten sind. Seine Aufgabe, die im abgelaufenen Jahr bereits intensiv wahrgenommen wurde, besteht vor allem darin, die Erfahrungen und Anforderungen repräsentativer Benutzerkreise in eine möglichst bedarfsnahe DV-Planung einfließen zu lassen.

Ausbau der gerätetechnischen Ausstattung

Anfang des Jahres 1983 wurde die Zentraleinheit zum Modell AMDAHL 470 V/8 (16 Kanäle, 16 MBytes Hauptspeicher) hochgerüstet. Die damit um 50 % gesteigerte interne Verarbeitungsleistung führte in Verbindung mit dem größeren Hauptspeicher zu einem höheren Systemdurchsatz, was den Anwendern in Form von kürzeren Antwortzeiten im Dialogbetrieb und bei der Hintergrundverarbeitung zugute kam (Bild 5.1).

Die Geschwindigkeit eines schnellen Zentralrechners läßt sich nur in Verbindung mit leistungsfähigen peripheren Speichern voll nutzen. Dieser Forderung entsprechende Plattenpeicher mit kurzen Zugriffszeiten und hohen Datenübertragungsraten wurden im Laufe des Jahres 1983 installiert und erhöhten die Gesamtkapazität des Direktzugriffsspeichers um etwa 20 %. Außerdem wurde die Kapazität des seit Jahren mit Erfolg eingesetzten Schnellspeichers verdoppelt.

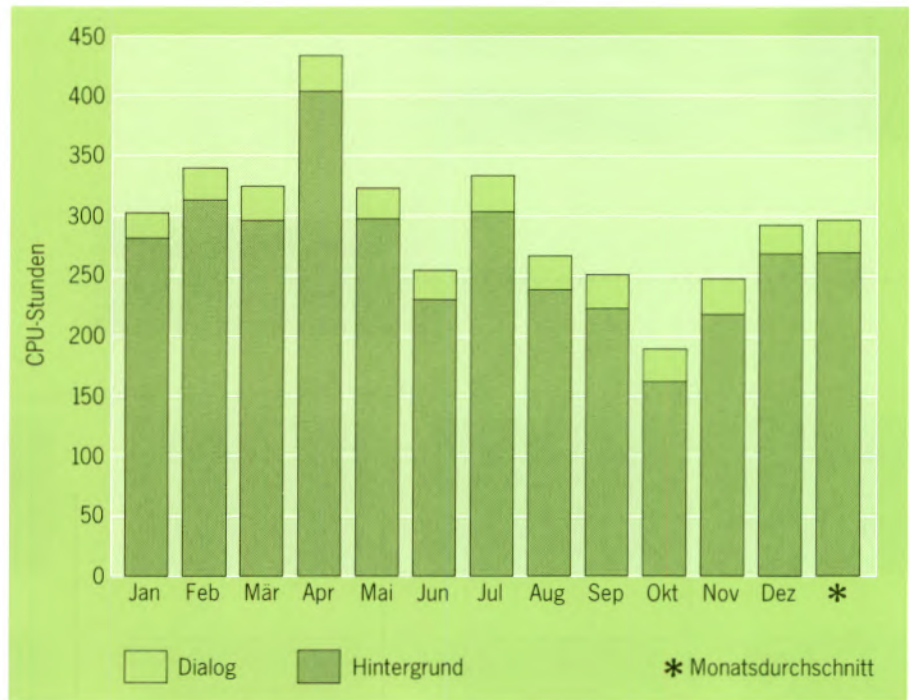


Bild 5.1: Rechnernutzung im Jahr 1983

Um die veränderten funktionellen Anforderungen zu erfüllen und dem wachsenden Benutzungsumfang Rechnung zu tragen, sind folgende Geräte in Betrieb genommen worden:

- ein Laser-Drucker, der neben größerem Durchsatz ein sehr gutes Druckbild liefert und die Ausgabe in verschiedenen Schriftarten zuläßt,
- schnelle Trommelplotter mit höherer Auflösung und Zeichenqualität,
- Mehrfarben-Plotter für die Anfertigung von Transparentfolien,
- zwei weitere graphische Arbeitsplätze,
- zusätzliche Bildschirme mit neuen Funktionen und Bedienungshilfen zur Erleichterung der Dialogverarbeitung.

- die Unterstützung des Bildschirmdialogs,
- die Behandlung von Ein-/Ausgabefunktionen und
- die Kontrolle des gesamten Systems.

Das auf der Basis der aktuellen IBM-Netzarchitektur eingeführte Steuerprogramm für die Datenfernverarbeitung erlaubt die Unterstützung neuer Geräte, Anwendungen und Datenübertragungsdienste der Deutschen Bundespost.

Ein benutzernahe, einfach bedienbares Softwareprodukt ermöglicht dem Benutzer jetzt eine bessere Verfolgung der von ihm veranlaßten Programmläufe und erleichtert so die Abwicklung der anstehenden Aufgaben.

J. Kriks

Änderungen an der System-Software

Der Übergang auf eine neue Betriebssystem-Version brachte Verbesserungen im Hinblick auf

- die Nutzung der verschiedenen Betriebsmittel,

5.2 Datenbankanwendungen in der Bibliothek

Im Laufe des Jahres 1983 wurde für die Bestandsverwaltung der GRS-Bibliothek ein DV-gestütztes Auskunftssystem auf der Grundlage des Programmprodukts STAIRS (STorage And Information Retrieval System) eingeführt. Ausgangspunkt für dieses Projekt war eine Systemanalyse von seiten der Bibliothek, wobei als Ergebnis klare Vorgaben für die spezifischen Anwendungen einer Literaturdatenbank vorgelegt wurden. Alle relevanten Informationen von Neuzugängen an Büchern, Berichten, Gutachten, Zeitschriften und sonstigen Dokumenten werden seit Beginn des Jahres in einer Datenbank gespeichert und können am Bildschirm im Dialog mit dem System ausgewertet werden.

Als wesentliche Daten eines Dokumentes werden gespeichert:

- Autor, herausgebende Institution,
- Titel,
- Verlag, Erscheinungsdatum, Umfang, Auflage,
- Deskriptoren zur inhaltlichen Bedeutung sowie
- Entleiher und Datum der Entleihe.

Die gezielte Suche nach bestimmten Dokumenten geschieht einfach durch Eingabe von Suchworten. Das System zeigt daraufhin an, wie häufig und in wie vielen Dokumenten diese Suchworte auftreten. Auf Wunsch werden dann die Informationen zu den gefundenen Dokumenten gegeben.

Sucht man z.B. alle Dokumente, die sowohl das Wort „Vorschrift“ als auch das Wort „Strahlenschutz“ enthalten, so lautet die Abfrage: **vorschrift und strahlenschutz**. Als Ergebnis erscheint auf dem Bildschirm:

```
AQUARIUS - SEARCH MODE - BEGIN YOUR QUERY AFTER THE STATEMENT NUMBER
00001 vorschrift und strahlenschutz
VORSCHRIFT          114 OCCURRENCES      114 DOCUMENTS
STRAHLENSCHUTZ      75 OCCURRENCES       67 DOCUMENTS
RESULT              13 OCCURRENCES       13 DOCUMENTS
```

Bei Bedarf werden die gespeicherten Angaben dieser Dokumente angezeigt. Als Beispiel sei hier die Anzeige für das achte der insgesamt dreizehn gefundenen Dokumente wiedergegeben:

```
KISSFC02533 DOCUMENT=      8 OF      13 PAGE =      1 OF      1
LEIHER = -
LEINDAT = 000000
KS      IALA
TI      Radiation Protection During Operation of Nuclear Power Plants.
VD      Safety Series No. 50-SG-05. A Safety Guide
UA      Vienna; August 1983
DE      54 S.
DE      Vorschrift; Strahlenschutz; Betrieb; Strahlenexposition; Dosis
END OF DOCUMENT
```

Bei der Suche nach Synonymen besteht die Möglichkeit, gleichzeitig in zwei oder mehreren Sprachen, z.B. Englisch, Französisch und Deutsch, nach semantisch gleichen oder ähnlichen Begriffen zu recherchieren. Unter der Annahme, daß die Wortstämme von „Unfall...“ und „acci-

dent...“ als Synonyme gelten, sollen alle Dokumente gefunden werden, in denen diese Begriffe vorkommen. Die Abfrage lautet dann: **★unfall**. Als Ergebnis wird in diesem Fall angezeigt:

```
AQUARIUS - SEARCH MODE - BEGIN YOUR QUERY AFTER THE STATEMENT NUMBER
00003 ★unfall
UNFALL$              68 OCCURRENCES
UNFALL              42 OCCURRENCES      42 DOCUMENTS
UNFALLANALYSE        7 OCCURRENCES       7 DOCUMENTS
UNFALLBEDINGTER       1 OCCURRENCE        1 DOCUMENT
UNFALLFOLGERMODELLS   1 OCCURRENCE        1 DOCUMENT
UNFALLFOLGERRECHNUNGEN 1 OCCURRENCE        1 DOCUMENT
UNFALLFORSCHUNG       14 OCCURRENCES      14 DOCUMENTS
UNFALLFREIEN          1 OCCURRENCE        1 DOCUMENT
UNFALLSZENARIUM       1 OCCURRENCE        1 DOCUMENT
ACCIDENTS            52 OCCURRENCES
ACCIDENT             21 OCCURRENCES      21 DOCUMENTS
ACCIDENTAL            2 OCCURRENCES       2 DOCUMENTS
ACCIDENTELLE          1 OCCURRENCE        1 DOCUMENT
ACCIDENTELLES         2 OCCURRENCES       2 DOCUMENTS
ACCIDENTELLES         2 OCCURRENCES       2 DOCUMENTS
ACCIDENTELLES         22 OCCURRENCES      22 DOCUMENTS
RESULT               120 OCCURRENCES     104 DOCUMENTS
```

Die Suche kann auch nach weitergefaßten Kriterien – nämlich über Wortstämme oder Synonyme – erfolgen. Soll z.B. nach allen Dokumenten gesucht werden, in denen der Wortstamm „Ion...“ auftritt, so lautet die Abfrage: **ion\$**.

Als Ergebnis erhält man:

```
AQUARIUS - SEARCH MODE - BEGIN YOUR QUERY AFTER THE STATEMENT NUMBER
00002 ion$
IONS                  15 OCCURRENCES
ION-IMPLANTLD         1 OCCURRENCE        1 DOCUMENT
IONENAUSTAUSSCHERHARZE 1 OCCURRENCE        1 DOCUMENT
IONISIERENDE          9 OCCURRENCES       8 DOCUMENTS
IONISIERENDER         1 OCCURRENCE        1 DOCUMENT
IONIZING               2 OCCURRENCES       2 DOCUMENTS
IONOMETRIE            1 OCCURRENCE        1 DOCUMENT
RESULT                15 OCCURRENCES      13 DOCUMENTS
```

Durch die logische Verknüpfung schon gefundener Dokumente in neuen, kombinierten Abfragen kann die Suchstrategie sehr flexibel – z.B. in Abhängigkeit von Trefferquote und Anzahl der gefundenen Dokumente – gestaltet werden.

Viele in der Bibliothek anfallende Routinearbeiten können mit diesem System vereinfacht und rationeller abgewickelt werden. Kataloge, wie z.B. Autorenkatalog, Stichwortkatalog und Entleihkartei, brauchen nicht mehr geführt zu werden. Die bisher mit diesen Hilfsmitteln erhaltenen Auskünfte gewinnt man schneller und vollständiger durch das Auskunftssystem. Damit entfällt auch der nicht unerhebliche Aufwand für die Pflege dieser Kataloge.

Das „Bibliothekarische Informations-System mit Stairs“ (BISS) verbessert so das Dienstleistungsangebot der Bibliothek für die Benutzer und vermindert gleichzeitig den Verwaltungsaufwand. Das Informationssystem wird inzwischen routinemäßig angewandt und bietet derzeit direkten Zugriff auf ca. 6000 Dokumente.

R. Schonwaßer

5.3 Adaptives Diskretisierungsgitter für fluiddynamische Berechnungen

In den Lösungen fluiddynamischer Gleichungen treten häufig starke Inhomogenitäten im örtlichen Verlauf von Lösungsvariablen auf, z.B. bei:

- Strömung entlang einer Wand: Abfall der Geschwindigkeit auf Null über die Grenzschichtdicke hinweg;
- Strömung durch eine Düse: große Druck- und Geschwindigkeitsgradienten im konvergenten, evtl. auch im divergenten Teil der Düse;
- Übergang von Überschall- zu Unterschallströmung: große Gradienten von Druck, Geschwindigkeit und Temperatur über die entstehende Stoßfront hinweg;
- Mehrkomponenten- und Mehrphasenströmungen: große Gradienten der Dichte beim Übergang zwischen Phasen oder Komponenten.

Meistens sind solche Inhomogenitäten auf kleine Bereiche des zu untersuchenden Lösungsgebiets beschränkt.

Im Bereich der Inhomogenitäten, deren Lage im allgemeinen unbekannt ist, erfordert die numerische Berechnung eine feine Diskretisierung; außerhalb der Inhomogenitäten wäre eine grobe Diskretisierung möglich.

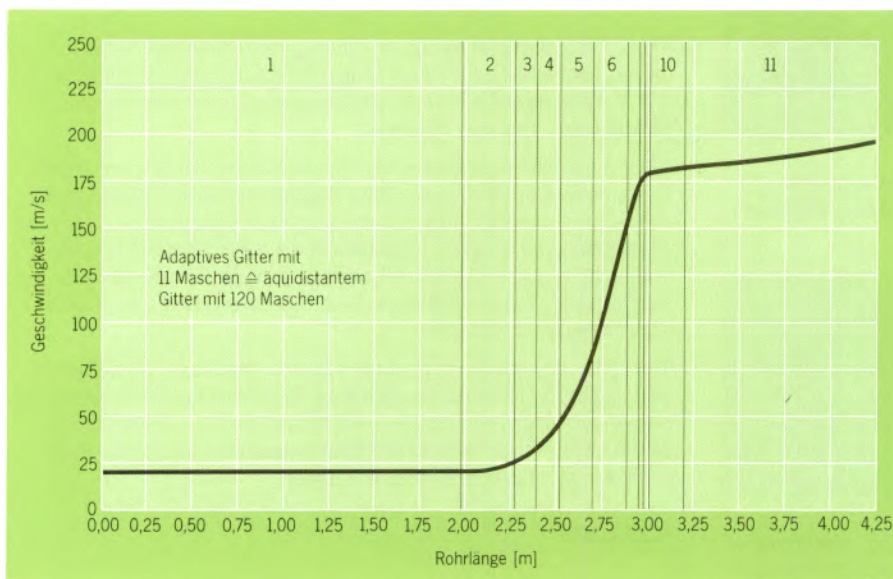
Um eine effiziente numerische Behandlung derartiger Problemfälle zu erreichen, wurde für das ASWR-Verfahren (Asymmetric Weighted Residual Method)¹⁾ ein Gittererzeugungsalgorithmus entwickelt, der auf dynamisch-adaptiver Weise die Gitterteilung dem berechneten Lösungsverlauf so anpaßt, daß der Ortsapproximationsfehler gleich verteilt ist²⁾,³⁾. Im Gegensatz zu den konventionellen Verfahren 1. Ordnung ist dies ohne Beschränkung des Maschenweitenverhältnisses benachbarter Maschen möglich.

Der Rechenaufwand für die adaptive Gittererzeugung ist im Vergleich zur übrigen Rechenzeit vernachlässigbar. Daher läßt sich die Rechenzeit für fluiddynamische Probleme in dem Maß verringern, wie Gitterpunkte – im Vergleich zu einer Rechnung auf äquidistantem Gitter, dessen Maschenweite durch die Lösungsinhomogenitäten bestimmt ist – eingespart werden können.

Bild 5.2 zeigt den Verlauf der Geschwindigkeit bei Strömung durch eine Rohrverengung. Mit

einem äquidistanten Gitter werden zur genauen Berechnung der Lösung 120 Maschen benötigt; bei Verwendung des adaptiven Gitters reichen dagegen 11 Maschen aus. Eine ebenso genaue Berechnung der Lösung erfordert damit nur ca. 1/10 des Aufwandes. Inhomogenitäten, die sich in einer Strömung bewegen, sind oft noch stärker ausgeprägt, so daß in vielen Fällen mit dem entwickelten Verfahren noch größere Rechenzeiteinsparungen möglich sind.

W. Werner



¹⁾ Werner, W.F.: Weighted Residual Methods for the Solution of Fluid Dynamic Problems, Proceedings of the International Topical Meeting on Advances in Mathematical Methods for the Solution of Nuclear Engineering Problems, ANS/ENS, Vol. 1, 1981, S. 461-474

²⁾ Pereyra, V., and E.G. Sewell: Meshselection for Discrete Solution of Boundary Problems in Ordinary Differential Equations, Num. Math. 23, 1975, S. 261-268

³⁾ Lentini, M., and V. Pereyra: An Adaptive Finite Difference Solver for Nonlinear Two-Point Boundary Problems with Mild Boundary Layers, SIAM J. of Num. Anal. 14, 1977, S. 91-111

6.1 Die Reaktoranlage LOFT und ihr Nutzen für die Verifikation von GRS-Rechenprogrammen

Die Druckwasserreaktoranlage LOFT (Loss of Fluid Test, Bild 6.1) mit einer thermischen Leistung von 50 MW befindet sich auf dem Gelände des Idaho National Engineering Laboratory (INEL) im Bundesstaat Idaho, USA. Ein zylindrisches Containment mit einem Auslegungsdruck von 3,6 bar umgibt die Reaktoranlage. Die Anlage wurde von der damaligen amerikanischen Atomenergiekommission (AEC) 1962 in

Auftrag gegeben mit dem Ziel, Kühlmittelverluststörfälle bis zum Kernschmelzen einschließlich Spaltproduktfreisetzung experimentell zu untersuchen. Aufgrund der geänderten Sicherheitsphilosophie für Leichtwasserreaktoren Mitte der sechziger Jahre wurden zur Verhinderung von Kernschmelzunfällen zusätzliche Notkühlsysteme installiert. Nach Anpassung der Versuchsziele für LOFT an die neue Sicherheitsphilosophie wurde die Anlage 1969, basierend auf der Nachbildung des Primärkreises einer realen DWR-Anlage (TROJAN 3300 MWth), einschließlich aller Notkühlsysteme im Maßstab 1:50 neu ausgelegt. Ein von der Nuclear Regulatory Commission (NRC) definiertes Versuchsprogramm wurde in der Zeit von 1976 bis 1982 durchgeführt.

Anfang 1983 einigten sich neun OECD-Länder, nämlich die Bundesrepublik Deutschland, Finnland, Großbritannien, Italien, Japan, Österreich, Schweden, die Schweiz und die USA, auf die Bildung eines Konsortiums zur Durchführung eines weiteren Versuchsprogramms für die Dauer von drei Jahren. Dieses Konsortium wird von einem Management Board geleitet, bei dem die Bundesrepublik Deutschland durch Herrn Krewer, BMFT, vertreten ist. Die technischen Fragen werden bei der Program Review Group unter der Leitung von Prof. Hicken, GRS, erörtert.



Bild 6.1: Reaktoranlage LOFT im Bundesstaat Idaho, USA (Foto: INEL)

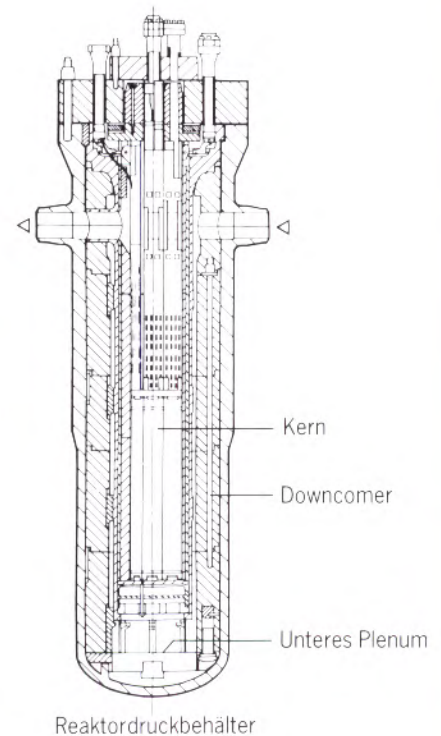
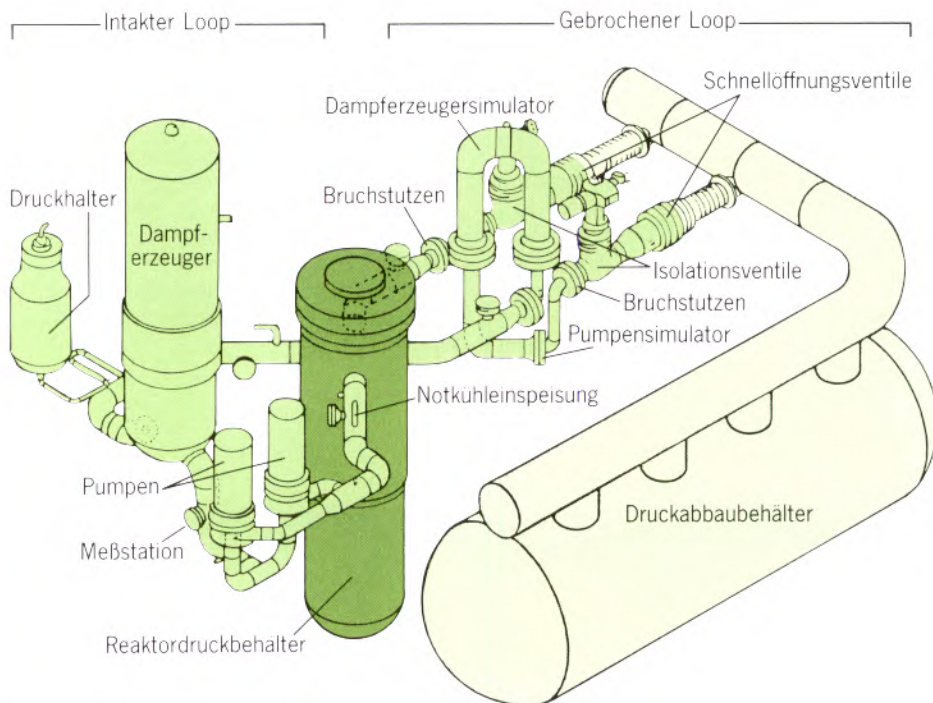


Bild 6.2: Primärkreislauf und Blowdownbehälter der LOFT-Anlage

Aufbau der Versuchsanlage

Das Primärkreissystem einschließlich Blowdownbehälter ist auf einem fahrbaren Eisenbahnwagen aufgebaut. Die wichtigsten Komponenten des Primärsystems zeigt Bild 6.2. Der Reaktordruckbehälter enthält einen 1,7 m langen Kern, in dem die 1300 Brennstäbe in 5 Viereckbündel zu 15×15 (204 Brennstäbe und 21 Positionen für Steuerung und Messung) und 4 Dreieckbündel verteilt sind. Downcomer und unteres Plenum sind volumenbezogen skaliert.

In Tabelle 6.1 sind die wichtigsten Parameter von LOFT, der Referenzanlage TROJAN und Biblis-B aufgeführt.

Der intakte Kreislauf entspricht 3 Kreisläufen der Referenzanlage und besteht aus einem Druckhalter, einem aktiven Dampferzeuger (DE) und 2 parallelen Pumpen. In der Kühlmitteleitung des intakten Kreislaufrs sind 3 Meßstationen für die Ermittlung des Massenstroms und der Dichte installiert. Kern und DE sind halb so hoch wie bei der Referenzanlage. Der

gebrochene Loop besteht aus zwei inaktiven Komponenten (Pumpensimulator und DE-Simulator) und einem Bruchsimulationssystem. Um den Massenstrom und die Dichte zu ermitteln, sind im gebrochenen Loop zwei Meßstationen installiert. Für die Notkühleinspeisung sind redundant ausgelegte Hochdruck-, Druckspeicher- und Niederdruck-Einspeisesysteme vorhanden, mit denen an 5 Stellen (kalter Strang, heißer Strang, oberes Plenum, Downcomer und unteres Plenum) eingespeist werden kann. Insgesamt sind über 800 Meßkanäle installiert, davon etwa 500 für experimentelle Zwecke und die übrigen für Überwachung und Betrieb der Anlage.

Parameter	LOFT	TROJAN	Biblis-B
Auslegungsdruck, bar	172,0	172,0	172,5
Auslegungstemperatur, K	617,0	617,0	623,0
Maximale Längenleistung, kW/m	52,0	52,0	51,5
Anlagenleistung, MW	50,0	3250,0	3730,0
Primärkreisvolumen, m ³	7,8	356,0	440,0
Leistung/Volumen-Verhältnis, MW/m ³	6,4	9,1	8,47
Anzahl der Brennstäbe	1300	39372	45548
Aktive Kernhöhe, m	1,68	3,66	3,9

Versuchsprogramme

Das gesamte Versuchsprogramm umfaßt 35 Experimente (27 NRC-LOFT und 8 OECD-LOFT), von denen bis Ende 1983 bereits 31 durchgeführt wurden. Die restlichen 4 Experimente sind für 1984 und 1985 geplant. Der überwiegende Teil der Versuche dient zur

- Bereitstellung von Meßdaten aus einem Integralversuch mit nuklearem Kern für die Entwicklung und Verifikation von Rechenprogrammen,
- Klärung der Störfallverläufe und der dabei auftretenden physikalischen Phänomene.

Nur bei den geplanten Spaltproduktfreisetzungsversuchen LP-FP-1 (Dezember 1984) und LP-FP-2 (Juni 1985) werden zum Teil andere Ziele verfolgt, und zwar zusätzlich die Untersuchung der Wechselwirkungen zwischen Thermohydraulik und Spaltproduktfreisetzung. Im ersten Versuch wird der Einfluß einer verzögerten Notkühlung mit kombinierter Einspeisung berücksichtigt. Im zweiten Versuch ist ein Teilschmelzen des Kerns zugelassen. Tabelle 6.2 vermittelt einen Überblick über das gesamte Versuchsprogramm. Die wichtigsten Ergebnisse des NRC-Versuchsprogramms sind in einem NUREG-Bericht¹⁾ zusammengefaßt.

Verifikation von GRS-Programmen

Seit Beginn des Versuchsprogramms in LOFT (1976) dienten die Experimente zur Verifikation der in der GRS entwickelten Thermohydraulik-Codes wie DAPSY, BRUCH D, ALMOD und DRUFAN. Auch die in den 70er Jahren für die Genehmigung eingesetzten Codes wie WHAMMOD und RELAP 4/GRS wurden für die Analyse der LOFT-Experimente verwendet. In Tabelle 6.2 ist die Anzahl der mit den GRS-Programmen analysierten Versuche angegeben.

Das am häufigsten benutzte der 8 Programme ist DRUFAN-02²⁾. Drei Beispiele aus der DRUFAN-Verifikationsmatrix werden hier kurz dargestellt.

¹⁾ Nalezuy, C.L.: Summary of Nuclear Regulatory Commissions LOFT Program Research Findings, NUREG/CR-3005, June 1983

²⁾ Steinhoff, F.: DRUFAN-02, Interim Program Description, Part 1 and 2, März 1982, unveröffentlicht

Versuchsart	Bis Ende 1983 durchgeführte Versuche	Mit GRS-Programmen analysierte Versuche	Geplante Versuche
Kühlmittelverlust mit großem Leck	10 (einschl. 6 nicht-nuklearer Versuche)	7	1
Kühlmittelverlust mit mittlerem Leck	2	–	–
Kühlmittelverlust mit kleinem Leck	8	5	1
Kühlmittelverlust mit Spaltproduktfreisetzung	–	–	2
Transientenstörfälle	11	5	–

Tabelle 6.2: Gesamtes Versuchsprogramm in LOFT

Transienten-Versuch L6-5

Am 29. Mai 1980 wurde der Versuch in LOFT mit dem Ausfall der Speisewasserezufuhr zum Dampferzeuger eingeleitet. In den ersten 10 s fällt der Wasserspiegel im Downcomer des Dampferzeugers langsam ab. Nach 8 s steigt der Primärdruck durch den verminderten Wärmezufluß zur Sekundärseite (Bild 6.3). Die Reaktorschnellabschaltung wird nach 24 s durch das Signal „Wasserspiegel im Dampferzeuger niedrig“ ausgelöst. Der Primärdruck fällt dann durch die verminderte Energiezufuhr und der damit verbundenen Volumenkontraktion stark ab. Erst 40 s nachdem die Hauptwärmesenke durch das Schließen des Hauptdampfventils im Sekundärkreis ausgefallen ist, steigt der Primärdruck langsam wieder an. Nach 200 s

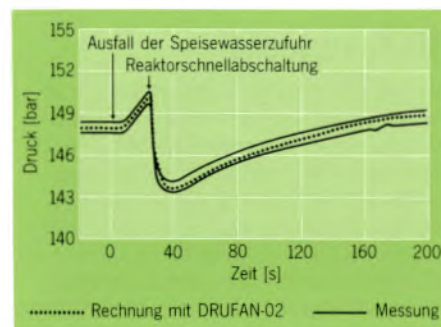


Bild 6.3: LOFT-Versuch L6-5, Druckverlauf im heißen Strang des intakten Loop, Vergleich der DRUFAN-02-Nachrechnungen mit Messungen an verschiedenen Stellen

stabilisiert sich die Anlage und wird nach Beendigung des Versuchs in den Zustand der „hot standby“ geführt. Für die Analyse dieses Versuchs mit DRUFAN-02 wurde die Anlage mit 68 Zonen, 78 Verbindungen und 86 Wärmeleitelementen simuliert. Die gute Übereinstimmung zwischen Messungen und Rechenergebnissen ist in Bild 6.3 demonstriert. Auch der Wärmeübergang durch Naturumlauf in den Dampferzeuger ließ sich mit DRUFAN-02 sehr gut wiedergeben.

Kühlmittelverlust-Versuch L2-5

Der am 16. Juni 1982 durchgeführte Versuch simulierte einen doppelseitigen Bruch der Hauptkühlmittelleitung im kalten Strang. Die Hauptkühlmittelpumpen wurden 1 s nach Störfallbeginn abgeschaltet und von den Schwungrädern abgetrennt, um das Auslaufen der Pumpe zu beschleunigen und durch die Kühlmittelstagnation im Kern die Wiederbenetzung während der Blowdownphase zu verhindern. Nach dem Öffnen des Bruchventils wurde der Kern für 1 s stark negativ durchströmt. Die Abnahme des Kernmassenstroms und der Anstieg des Dampfanteils im heißen Kanal führten zur Überschreitung der kritischen Heizflächenbelastung und zu einem Anstieg der Hüllrohrtemperaturen. Es stellte sich eine gesättigte Ausströmung ein, wobei es nach 5 s zu einer Stagnationsphase im Downcomer und im Kern kam. Die Entleerung des Druckhalters und das Ausdampfen der U-Rohre des Dampferzeugers verursachten einen positiven Masseneintrag in das obere Plenum sowie die Bildung einer

oberen Quenchfront im oberen Kernbereich nach 12 s. 4 s später erreichte der Druck 43 bar und die Akkueinspeisung setzte ein. Als nach 27 s der Druck unter 10 bar abgesunken war, begann das untere Plenum sich zu füllen. Damit war die Blowdownphase abgeschlossen. Bild 6.4 zeigt den Vergleich der berechneten Maximaltemperaturen mit den Messungen an den hochbelasteten Stäben während der Blowdownphase. Die Ergebnisse stammen aus den von der GRS durchgeführten DRUFAN-02-Vorausrechnungen für das OECD-Standardproblem Nr. 13.

Systemverhalten nach einem Dampferzeuger-Heizrohrbruch (L6-8C1)

Durch ein gezieltes Abziehen von Fluid über die Leitung zum Wasserreinigungssystem der LOFT-Anlage wurde der Bruch eines Dampferzeugerheizrohres simuliert. Der Versuch ging von „hot standby“-Bedingungen mit einer Nachzerfallsleistung von 275 kW aus. Wie aus Bild 6.5 ersichtlich, sinkt der Druck nach der simulierten Bruchöffnung langsam ab, bis sich der Druckhalter nach 115 s geleert hat. Danach verstärkt sich der Druckabfall, da nur noch Dampf über die Volumenausgleichsleitung in den Primärkreis strömt. Um durch eine weitere Druckabsenkung den gewünschten Wert von 70 bar zu erreichen, wird nach 200 s die Druckhaltersprühung eingeschaltet. Nach 219 s wird die Hochdruckeinspeisung ausgelöst mit so großer Einspeisemenge, daß sie das Dampferzeugerheizrohrleck wesentlich überspeist. Mit dem Druckhalterwasserstand steigt auch der Systemdruck. Ab 300 s wurde die Hoch-

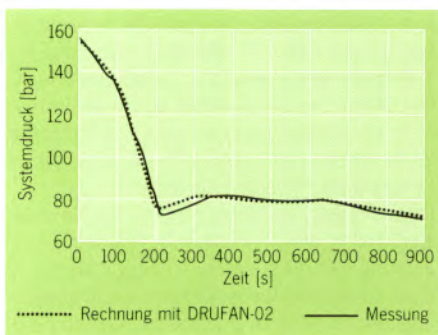


Bild 6.5: LOFT-Versuch L6-8C1, Verlauf des Systemdruckes, Vergleich der DRUFAN-02-Nachrechnung mit Messungen

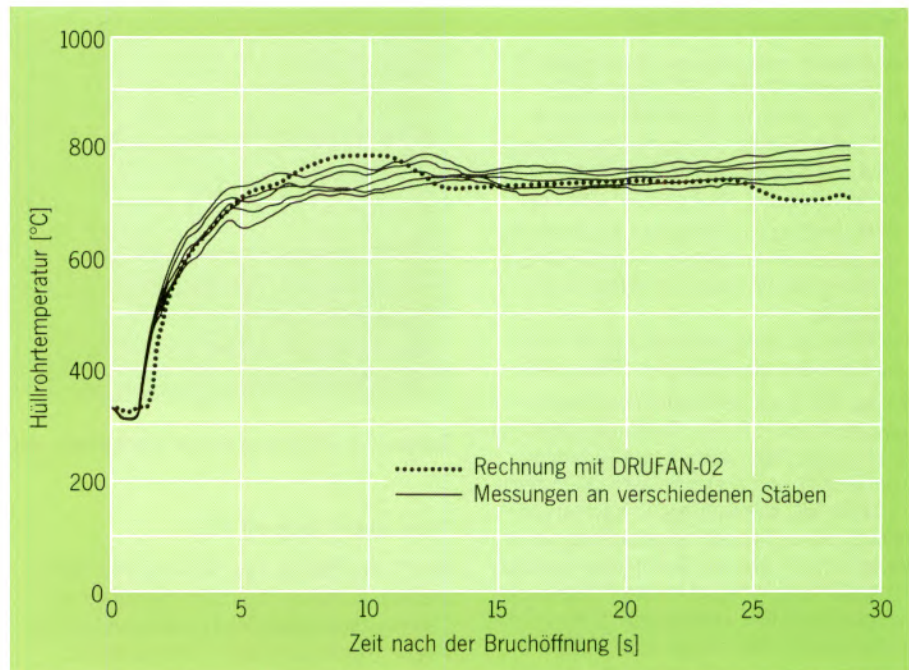


Bild 6.4: LOFT-Versuch L2-5, Verlauf der Hüllrohrtemperatur, Vergleich der DRUFAN-02-Vorausrechnungen (Leistungsfaktor = 1,4) mit Messungen an verschiedenen Stäben

druckeinspeisung durch die Wasserstandsanzeige im Druckhalter geregelt, bis der Druck wieder auf den angestrebten Wert von 70 bar bei etwa 900 s abfiel. Durch die genaue Berücksichtigung aller Einzelphänomene im Druckhalter konnte eine gute Übereinstimmung zwischen Messungen und Rechnungen mit DRUFAN-02 (Bild 6.5) erreicht werden.

OECD-Versuche

Die 8 OECD-Versuche beinhalten einen Transienten-Versuch über den Verlust der Hauptwärmesenke. 2 Versuche mit großem Leck, 3 Versuche mit kleinem Leck und 2 Spaltproduktfreisetzungsversuche. Alle Versuche einschließlich der thermohydraulischen Teile der Spaltproduktfreisetzungsversuche werden mit DRUFAN-02 analysiert. Im zweiten Spaltproduktfreisetzungsversuch ist eine Teilzerstörung des Kerns zugelassen.

Die Stilllegung der LOFT-Anlage soll 1986 erfolgen.

W. Pointner, A. B. Wahba und K. Wolfert

6.2 Sinn und Zweck der Durchführung von „Standardproblemen“

Bei der sicherheitstechnischen Auslegung und Beurteilung von Kernkraftwerken sind der Hersteller sowie der Gutachter in hohem Maße auf die Aussagekraft und Zuverlässigkeit analytischer Simulationsmodelle angewiesen, wobei zur Absicherung der Analysemethoden u.a. auch Standardprobleme herangezogen werden. Im Rahmen von Vorhaben des Bundesministers des Innern (BMI) und des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) zur Reaktorsicherheit werden von der GRS als koordinierende Stelle seit 1977 sowohl nationale als auch internationale Standardprobleme nach Abstimmung mit den beteiligten Organisationen definiert, organisatorisch betreut und die Ergebnisse hinsichtlich ihrer Auswirkungen auf die Reaktorsicherheitsforschung und das Genehmigungsverfahren bewertet.

Beim BMFT liegt der Schwerpunkt bei Forschungs- und Entwicklungsaufgaben, während beim BMI das Genehmigungsverfahren und der Sachkundenachweis mehr betont werden. Weiterhin beteiligte sich die GRS mit umfangreichen Analysen bisher an allen nationalen und nahezu allen internationalen Standardproblemen.

Unter „Standardproblemen“ ist die vergleichende Gegenüberstellung von Ergebnissen analytischer Simulationen und Versuchsdaten aus verschiedenen Gebieten der Reaktorsicherheit zu verstehen. Dabei sollen Rechenprogramme verwendet werden, die sowohl die Industrie als auch die im Auftrag der Genehmigungsbehörde tätigen Gutachter für die sicherheitstechnische Beurteilung bzw. für die Auslegung von Kernkraftwerken einsetzen. Die Berechnungen sollen weitgehend wirklichkeitsnah (best-estimate) und ohne Kenntnis der Versuchsergebnisse (blind) durchgeführt werden. Lassen sich die Rechnungen nicht vor der Bekanntgabe der experimentellen Ergebnisse abschließen, so spricht man von einem „offenen“ Standardproblem, das in der Regel eine etwas geringere Wertigkeit als ein „blindes“ Standardproblem hat.

Um ein Standardproblem durchzuführen, wird eine geeignete Versuchseinrichtung benötigt, in der unter reproduzierbaren Versuchsbedin-

gungen Experimente mit einer bestimmten, reaktortypischen Zielsetzung gefahren werden können. Bei entsprechender Bedeutung der Versuchsserien bezüglich der Sicherheit und Auslegung von Kernkraftwerken werden einzelne charakteristische Versuche nach Zustimmung der fördernden und versuchsdurchführenden Stellen als Standardproblem von der GRS national bzw. international angeboten.

Mit dem Vergleich und der Bewertung der analytischen und experimentellen Ergebnisse sollen u.a. folgende Ziele erreicht werden:

- quantitative Erfassung der Differenzen zwischen Rechnung und Experiment sowie der Bandbreite der analytischen Unsicherheit,
- Gegenüberstellung unterschiedlicher Rechenprogramme und -modelle,
- Nachweis der Zuverlässigkeit von Voraus- und Nachrechnungen für ausgewählte Reaktorsicherheitsexperimente (Teil der Programmverifikation),
- Beitrag zur Erkennung und gezielten Beseitigung erkannter Modellschwächen bzw. zur Weiterentwicklung von Rechenprogrammen,
- Beitrag zur Beurteilung der Zuverlässigkeit von Berechnungen in postulierten Abläufen von Störfällen oder Betriebsstörungen an Kernreaktoren.

Wie Tabelle 6.3 zu entnehmen ist, wurden bisher 4 internationale und – in enger Zusammenarbeit mit den Technischen Überwachungs-Vereinen (TÜV) – 9 deutsche Standardprobleme von der GRS federführend durchgeführt. Weiterhin beteiligte sich die GRS mit eigenen Rechnungen an ca. 20 internationalen und US-Standardproblemen.

Aufgrund der anstehenden Problematik waren die bisherigen Standardprobleme überwiegend auf den Bereich der Notkühlung einschließlich angrenzender Gebiete ausgerichtet, wobei im einzelnen Standardprobleme zur Druckentlastung, zum Wiederauffüllungs- und Flutvorgang sowie zum Brennstab- und Containmentverhalten durchgeführt wurden. Da diese Themen zum Teil abgeschlossen sind, werden sich die zukünftigen Standardprobleme mehr auf Gebiete wie Transientenstürfe, Struktur- und Bruchmechanik (Rohrleitungsbeanspruchung, Rißfortschritt, Erdbeben, Flugzeugabsturz) und Kritikalität verlagern. Auch zu „Schweren Unfällen“, die über den Rahmen des Genehmigungsverfahrens hinausgehen, werden mögliche Standardprobleme diskutiert.

Neben zahlreichen Versuchsanlagen für Einzel-effektuntersuchungen stehen auch mehrere große Anlagen für Integralversuche der Durchführung von Standardproblemen zur Verfügung. Zu den bekanntesten integralen Versuchsanlagen gehören LOBI auf dem Euratom-Versuchsgelände in Ispra, LOFT in Idaho sowie HDR und PKL in der Bundesrepublik Deutschland. Daneben werden in absehbarer Zeit u.a. ROSA IV in Japan, PHEBUS in Frankreich und eventuell 2D/3D hinzukommen.¹⁾

Die Auswertung der abgeschlossenen Standardprobleme ergab wichtige Hinweise und Ergebnisse für die Rechenprogrammentwicklung und -anwendung, die Versuchstechnik und das Genehmigungsverfahren. Der Vergleich der eingereichten Analysen mit den experimentellen Daten zeigte generell eine gute qualitative Übereinstimmung. Für eine quantitative Aussage über die rechnerische Unsicherheit verschiedenartiger Programmsysteme ist die Vergleichsbasis allerdings noch nicht groß genug. Weiterhin wurden Ansatzpunkte für die Verbesserung von Rechenprogrammen hinsichtlich der physikalischen Modelle, wie z.B. Wärmeübergang mit Kondensation, Luft/Dampf-Strömungen durch Überströmöffnungen, und hinsichtlich der Verringerung des Benutzereinflusses aufgezeigt.

Beim derzeitigen Stand der Simulationsmodelle und Rechenprogramme hat der Programm-anwender durch die Wahl der Programmooptionen, Anfangs- und Randbedingungen, physikalischer und mathematischer Lösungsverfahren einen beträchtlichen Einfluß auf die Realitätsnähe des Ergebnisses. Bei „blinden“ Standardproblemen bietet sich dem Anwender die Möglichkeit, seine unter relativ realistischen Bedingungen gewonnenen Rechenergebnisse im nachhinein zu überprüfen.

Zur Veranschaulichung der Standardproblemaktivitäten innerhalb der GRS sei ein Beispiel aus dem Themenkreis „Containment“ kurz erläutert: Der Wasser-Blowdown-Versuch D16 im Battelle-Modell-Containment war Grundlage sowohl des „blinden“ deutschen Standardproblems Nr. 3 als auch des „offenen“ internationalen OECD-CSNI-CONT Nr. 2. Versuchsziel

¹⁾ LOBI = Loop Blowdown Investigation
LOFT = Loss of Fluid Test
HDR = Heißdampfreaktor
PKL = Primärkreislaufe
ROSA = Rig of Safety Assessment
PHEBUS = Testanlage für Brennstabverhaltensexperimente

Nr.	Versuchsziel	Jahr	Versuchsanlage	Beteiligte Organisationen
DSP 1	Verhalten eines DWR-Containments	1978	Battelle RS 50	5 TÜV, GRS, 2 Hersteller, 1 technisch-wissenschaftliche Organisation, 11 ausländische Institutionen
DSP 2	Wiederauffüllen eines DWR-Bündels (Kalteinspeisung)	1979	KWU-PKL RS 36A	4 TÜV, GRS, 1 Hersteller, 2 technisch-wissenschaftliche Organisationen
DSP 3	Verhalten eines DWR-Containments	1980	Battelle RS 50	5 TÜV, GRS, 2 Hersteller, 1 technisch-wissenschaftliche Organisation, 11 ausländische Institutionen
DSP 4	Fluiddynamik Ventilschließvorgang	1981	PHDR/EV 3000	5 TÜV, GRS, 2 Hersteller, 1 technisch-wissenschaftliche Organisation, 1 ausländische Institution
DSP 4a	Strukturdynamik Ventilschließvorgang	1981/1982	PHDR/EV 3000	5 TÜV, GRS, 2 Hersteller, 1 technisch-wissenschaftliche Organisation, 1 ausländische Institution, 2 Ingenieurbüros
DSP 5	Fluid/Struktur-Dynamik Kernbehälter	1982	PHDR/EV 3000	GRS, 1 Hersteller, 2 technisch-wissenschaftliche Organisationen, 2 ausländische Institutionen
DSP 6	Verhalten des HDR-Containments	1983	PHDR/EV 3000	4 TÜV, GRS, 1 Hersteller, 1 technisch-wissenschaftliche Organisation, 5 ausländische Institutionen, 1 Ingenieurbüro
DSP 7	Brennstabverhalten	1983	REBEKA-KfK	1 TÜV, GRS, 2 technisch-wissenschaftliche Organisationen, 4 ausländische Institutionen
DSP 8	Kreislauf bei kleinem Leck	1983/1984	LOBI	8 TÜV (in 4 Arbeitsgem.), GRS, 4 technisch-wissenschaftliche Organisationen
ISP-Cont-1	Containment bei Dampfblowdown	1979	Battelle RS 50	GRS, 11 ausländische Institutionen
ISP-Cont-2	Containment bei Druckwasserblowdown	1980	Battelle RS 50	GRS, 11 ausländische Institutionen
ISP 10	Wiederauffüllen DWR-Bündel	1980	PKL I	GRS, 4 ausländische Institutionen
ISP 16	Containment bei Dampfblowdown	1983/1984	PHDR/EV 3000	GRS, 9 ausländische Institutionen, Battelle

Tabelle 6.3: Standardprobleme, die von der GRS definiert, durchgeführt und bewertet wurden

war die experimentelle Bestimmung des Druckaufbaus und der Druckdifferenzen im Containmentgebäude. Bild 6.6 zeigt den Vergleich der Meßkurve mit Rechenergebnissen, wobei die Rechenkurven – bis auf zwei mit größeren Abweichungen – durch den dunklen Bereich dargestellt sind. Die Breite des analytischen Streubereiches der betrachteten Rechenkurven beträgt, bezogen auf das Druckmaximum, maximal 10 %. Der Vergleich zeigt, daß hier die analytischen Simulationsmodelle den gemessenen Verlauf in ausreichender Genauigkeit wiedergeben und sich vom Modellmaßstab auf Realanlagen unter Berücksichtigung der Skalierungsgesetze übertragen lassen.

Das angeführte Beispiel, das typisch für viele Standardprobleme ist, zeigt, wie die Mehrzahl der analytischen Ergebnisse in einem akzeptablen Streubereich den Meßkurvenverlauf ab-

deckt und lediglich einzelne Rechnungen herausfallen. Ein detaillierterer Vergleich ergibt, daß Teilnehmer mit Erfahrungen und Sachkenntnissen, die sie durch Arbeiten im Genehmigungsverfahren oder in der Reaktorsicherheitsforschung gewonnen haben, in der Regel besser abschneiden.

Die Bedeutung der Standardprobleme für die Reaktorsicherheit wurde durch die bisherigen Ergebnisse nachdrücklich bestätigt. Dies kommt auch dadurch zum Ausdruck, daß die Genehmigungsbehörden und die Technischen Überwachungs-Vereine in die erforderlichen Arbeiten eingebunden sind. Von der GRS wird zur effektiven Abwicklung und Bewertung der Standardprobleme eine Arbeitskapazität von ca. 3 Mannjahren eingesetzt.

M. Firnhaber

6.3 Hochrechnungen für nukleare Entsorgung

In den vergangenen drei Jahren wurden Rechenprogramme entwickelt, die den Ist-Stand an radioaktiven Abfällen (Programm WASTE-L) und Kernbrennstoffen (Programm BETRA) detailliert erfassen und für Hochrechnungen von Abfall- und Brennstoffmengen eingesetzt werden.

Die Hochrechnungen liefern Angaben zur Kapazitätsauslastung von Zwischenlagern, Endlagern und Wiederaufarbeitung unter Berücksichtigung einer Entsorgung im Ausland – Compagnie Générale des Matières Nucléaires (COGEMA), Frankreich, British Nuclear Fuels Ltd. (BNFL), Großbritannien – für variabel definierbare Randbedingungen. Mögliche Engpässe können erkannt werden. Ebenso läßt sich das Transportaufkommen bearbeiten.

Datenbasis

Für die Qualität von Hochrechnungen ist die Güte der verwendeten Datenbasis von entscheidender Bedeutung. Die von der GRS erstellten Bibliotheken für abgebrannte Brennelemente und radioaktive Abfälle umfassen alle derzeitigen und zukünftigen Anlagen mit den relevanten Betriebs- und Planungsdaten. Sie sind leicht modifizierbar und können sofort neuesten Entwicklungen und Prognosen, beispielsweise über den Ausbau der Kernenergie, angepaßt werden. Seit 1983 werden sie mit den von der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt, dem Bundesminister des Innern und der GRS entwickelten Fragebögen zur genauen Erfassung von Inventar- und Planungsdaten über die Landesbehörden laufend ergänzt und verbessert.

Rechenmethodik

WASTE-L und BETRA stellen zunächst Bilanzierungsprogramme dar, die aus der Datenbasis die zu erwartenden Abfall- und Brennstoffmengen hochrechnen. WASTE-L berücksichtigt dabei alle wichtigen Abfälle, Endlagergebäude und Konditionierverfahren.

Darüber hinaus wurden Fortschritte auf dem Gebiet der Entsorgungsrechnungen erzielt. So können Entsorgungsverträge zwischen allen

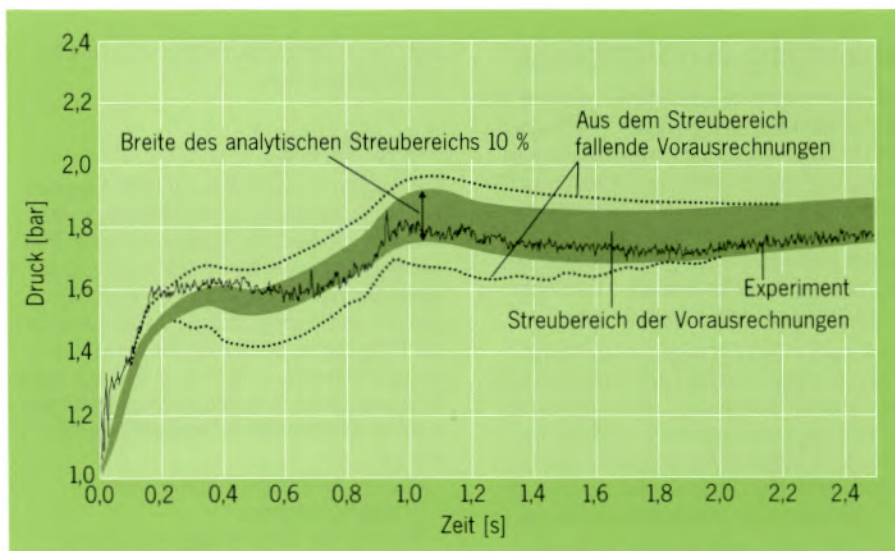


Bild 6.6: Deutsches Standardproblem Nr. 3, Druckverlauf im Bruchraum des Containments

Anlagen und ihren Vertragspartnern angegeben und ihre Erfüllung gerechnet werden. Derartige Verträge (COGEMA/BNFL) wurden bis etwa 1992 abgeschlossen. Wo solche Verträge nicht bestehen, verfolgen die Programme den plausiblen Ansatz, daß bei Bedarf die vorhandenen Entsorgungsmöglichkeiten genutzt werden mit Zielrichtung auf Wiederaufarbeitung (BETRA) und Endlagerung (WASTE-L). Dazu erstellen sie ein mit der zugrundeliegenden Datenbasis konsistentes Entsorgungsnetzwerk, wie es für ein stark vereinfachtes BETRA-Problem in Bild 6.7 zu sehen ist. Dadurch besteht die Möglichkeit, auch für die Fälle, wo keine vertraglich festgelegten Entsorgungswege bestehen, vernünftige Hochrechnungen zu liefern. Beim Rechenablauf verläuft der Mengestrom (dicke Linien) in Bild 6.7 bis zur Erfüllung der Vertragsmengen zur externen Entsorgung. Anschließend werden die übrigen Möglichkeiten (dünne Linien) genutzt. Welcher Entsorgungsweg beschritten werden muß, wird anlagenspezifisch zu jedem Rechenzeitpunkt durch Bibliotheksdaten (Inbetriebnahmedaten, Zwischenlagerkapazität usw.) und die bereits ermittelten Rechenresultate (Entsorgungsbedarf, Lagerfüllgrade usw.) bestimmt. Dabei werden notwendige Abklingzeiten und maximal mögliche Transportkapazitäten beachtet.

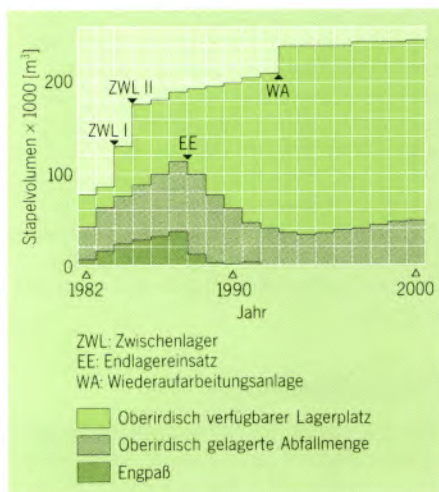


Bild 6.8: GRS-Programm WASTE-L, Beispiel einer Entsorgungsrechnung für schwach- und mittelaktive Abfälle

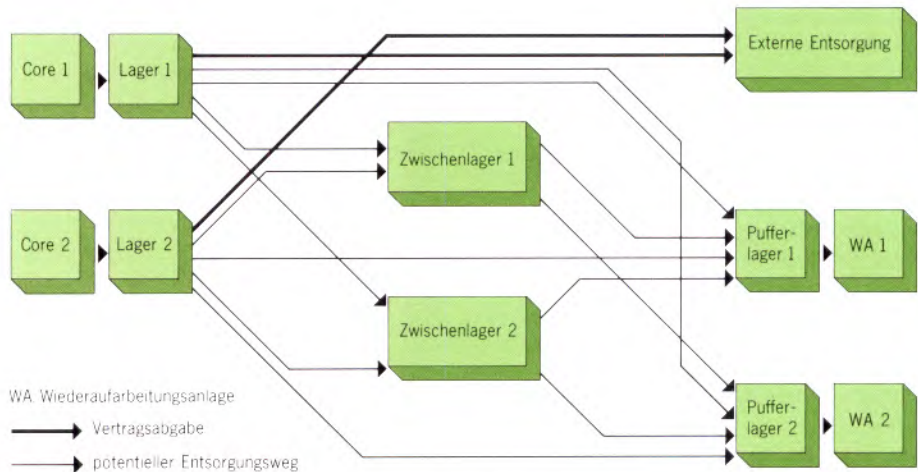


Bild 6.7: GRS-Programm BETRA, Entsorgungsnetzwerk mit 2 Kernkraftwerken, 2 Zwischenlagern, 2 Wiederaufarbeitungsanlagen und COGEMA/BNFL

Auswertung und Ergebnisse

Die Rechenresultate von WASTE-L oder BETRA werden zunächst für jede Anlage auf Magnetband gespeichert. Durch ein anschließendes Auswerteprogramm kann der Benutzer die ihn speziell interessierende Detailinformation gezielt abrufen. Das kann z.B. die zeitliche Entwicklung der nicht entsorgbaren Abfälle, der Auslastungsgrad eines Endlagers bzw. einer Wiederaufarbeitungsanlage o.ä. sein.

Die Kurven in Bild 6.8 zeigen beispielhafte Ergebnisse einer WASTE-L-Rechnung für radioaktiven Abfall. Aufgetragen ist der oberirdisch zur Verfügung stehende Lagerplatz und das oberirdisch lagernde Abfallvolumen. Der leichte Anstieg ab 1995 rührt von Abfällen her, die nach den zugrunde gelegten Annahmekriterien nicht oder noch nicht endlagerfähig sind.

Das Beispiel zeigt, daß trotz hoher Gesamtlagerkapazität bei der verwendeten Datenbasis Engpässe auftreten können, da ein Abfalltransport zwischen einzelnen Abfallerzeugern selbst unterbunden und nur zu Zwischen- oder Endlagern zugelassen wurde. Weiterhin stellen Sperren für die Annahme bestimmter Abfälle oder maximale Einlagerungs- und Transportraten begrenzende Größen dar. Solche Effekte können nur durch eine detaillierte Simulation der Entsorgung entdeckt werden; bei einer einfachen Gegenüberstellung von integrelem Lager-

platz und Abfallmengen würden sie nicht in Erscheinung treten.

Anwendung

Die Programme WASTE-L und BETRA werden zur Zeit routinemäßig für den BMI eingesetzt, und zwar für den Entsorgungsbericht der Bundesregierung sowie für die Untersuchung der Auswirkungen verschiedener Randbedingungen auf die Entsorgungslage. Da das Kernstück der Programme, die Simulation des Entsorgungsnetzwerkes, vollständig und in sich abgeschlossen ist, können weitere Fragestellungen des Brennstoffkreislaufs bearbeitet werden, wie z.B.

- Prüfung der Entsorgungsnachweise der Kraftwerksbetreiber,
- Planung von Zwischenlagerkapazitäten,
- Beurteilung der langfristigen Auswirkungen neuer Konditionierungsverfahren,
- Einsatz der Programme in Abfallerfassungs- und -bilanzierungssystemen.

Zur Zeit wird der Code BETRA erweitert, um auch eine künftige Brennstoffzyklisierung nach der Wiederaufarbeitung beschreiben zu können.

B. Gmal und U. Hesse

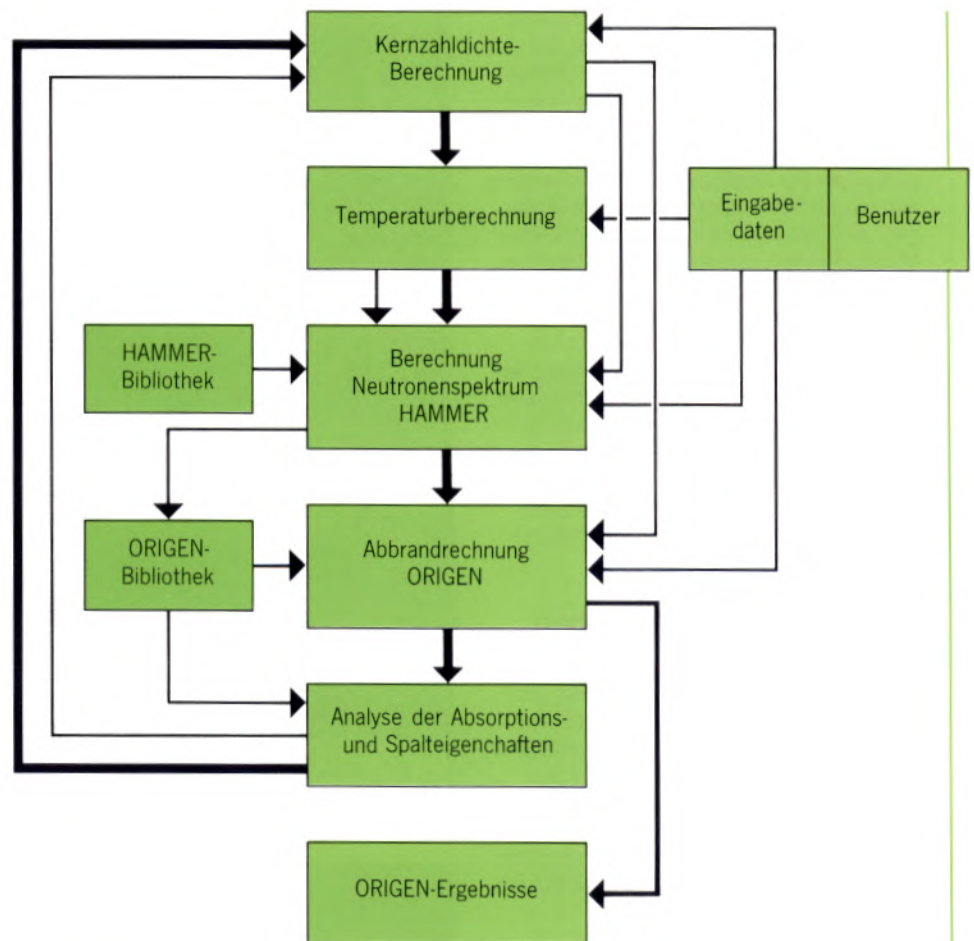
6.4 Das Programmsystem OREST, eine konsistente Kopplung von HAMMER und ORIGIN

Vor zwei Jahren wurde damit begonnen, die Rechenmethodik zur Bestimmung des Nuklidinventars in abgebranntem Leichtwasserreaktor-Brennstoff zu verbessern, um in einem möglichst breiten Anwendungsbereich zufriedenstellende Abbrandresultate zu erzielen. Zwar läßt sich im bekannten Abbrandcode ORIGIN über extern zu errechnende „Spektralindizes“ das im Brennelement herrschende Neutronenspektrum eingeben, jedoch kann die Verhärtung des Spektrums während des Abbrands nicht berücksichtigt werden. Zudem nimmt die zugrundeliegende Querschnittsbibliothek keine Rücksicht auf die tatsächliche Brennstoffzusammensetzung. Die Weiterentwicklungen ORIGIN-2 und KORIGIN verzichten auf die flexiblen Spektralindizes. Statt dessen werden hier für eine begrenzte Zahl von Standardabbrandfällen anwählbare Datenbibliotheken angeboten. Für diese, auf bestimmte Reaktoren, Anreicherungen und Abbrände festgelegten Fälle lassen sich physikalisch vertretbare Resultate erzielen. Mit dem Programmsystem OREST wird jetzt der begrenzte Einsatzbereich der führenden Codes deutlich erweitert.

Aufbau und Funktionsweise

Ziel der Arbeit war, nur mit Hilfe der bekannten Reaktor- und Brennelementdaten die neutronenphysikalischen Verhältnisse im Brennstoff während des Abbrands zu beschreiben, um so für beliebige Brennelemente adäquate Abbrandresultate liefern zu können.

Dazu wurden die erprobten und international anerkannten Rechencodes HAMMER (zur Flußberechnung und Resonanzbehandlung für die wichtigsten Aktiniden) und ORIGIN (Abbrandrechnung) gekoppelt unter Einschaltung mehrerer Koppelmodule für den Datentransfer zwischen HAMMER und ORIGIN. Die angegebene Leistungsgeschichte wird vom System in Abbrandsschritten von etwa 3-5 Gwd/t unterteilt. Durch Transfer der jeweils aktuellen HAMMER-



— Programmschleifen
— Datentransfer

Bild 6.9: Programmablauf und Datentransfer im HAMMER/ORIGIN-System OREST

Resultate (Neutronenspektrum, Wirkungsquerschnitte) und der Energie pro Spaltung werden die bekannten ORIGIN-Schwächen vermieden. Bild 6.9 zeigt die in OREST ablaufenden Programmschleifen (fette Linie), während die gegenseitigen Datenkopplungen hier als feine Linien wiedergegeben sind. Während des Laufs kann zur Überprüfung eine Ausgabe der temporären Rechenwerte, wie Stabileistung, Stabilität, Temperaturen, Multiplikationsfaktor, Neutronenspektrum, Wirkungsquerschnitte, Energie pro Spaltung und die wichtigsten Beiträge zur

Absorption und Spaltung, angewählt werden. Diese Daten stellen wichtige Informationen über die Qualität der eingegebenen Randbedingungen dar. Von ORIGIN werden dann am Schluß die Endresultate bei den gewünschten Abklingzeiten ausgegeben.

Der Benutzeraufwand beschränkt sich auf die Eingabe von bekannten Reaktordaten, wie Stabgeometrie, Druck, Kühlmitteltemperatur, Dampfblasengehalt, Brennstoffzusammensetzung, und der gewünschten Leistungsgeschichte, die beliebig detailliert sein kann, samt zeitabhängiger Borvergiftung. Diese Daten reichen aus, um das Abbrandverhalten für alle gängigen Leichtwasserreaktor-Typen, einschließlich MOX-Elementen, physikalisch befriedigend zu berechnen, solange die Brennstabanordnung als ausgedehntes hexagonales oder quadratisches Gitter beschreibbar ist. Letztere Einschränkung gilt für alle derzeitigen Codes. Die Eingabedaten werden noch am Bildschirm auf Plausibilität geprüft und für eine erneute Verwendung abgespeichert. Eine routinemäßige Abbrandrechnung erfordert jetzt einen Benutzeraufwand von ca. zehn Minuten, während dafür vor Installation des OREST-Systems ca. eine Woche nötig war.

Ergebnisse und Verifikation

Ein Beispiel für die von OREST errechnete Entwicklung des empfindlichen Einfangquerschnitts von Plutonium beim Abbrand eines Brennelementes aus dem Kernkraftwerk Biblis zeigt Bild 6.10. Die Ergebnisse sind mit den Werten verglichen, die vom Oak Ridge National Laboratory (ORNL) (Druckwasserreaktor Westinghouse)¹⁾ und dem Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) (Druckwasserreaktor KWU, Biblis)²⁾ festgestellt wurden.

Die Verifikation des Programmsystems erfolgte zuerst anhand der Nachbestrahlungsanalysen, die an fünf Brennelementen des Druckwasserreaktors im Kernkraftwerk Obrigheim von vier Instituten unabhängig gemessen worden sind. Weitere Nachrechnungen von Meßresultaten anderer Reaktortypen (Gundremmingen, Yankee-Rowe, Robinson) sind in Arbeit.

Für die Brennelemente aus dem Kernkraftwerk Obrigheim mit Abbränden bis 30 Gwd/t konnten die Analysenwerte mit einem Fehler von maximal 12 % nachgerechnet werden (Bild 6.11).

¹⁾ Croff, A.G. et al.: Revised Uranium-Plutonium Cycle PWR and BWR Model for the ORIGIN Computer Code, ORNL/TM-6051, Sept. 1978

²⁾ Fischer, U. et al.: Verbesserte konsistente Berechnung des nuklearen Inventars abgebrannter DWR-Brennstoffe auf der Basis von Zell-Abbrand-Verfahren mit KORIGEN, KfK-3014, Januar 1983

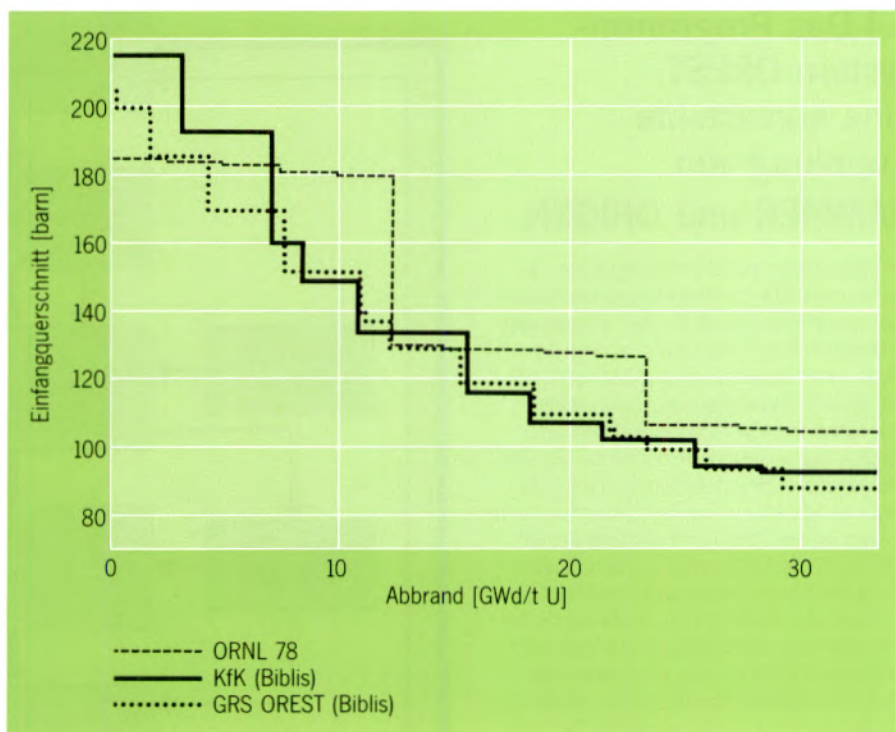


Bild 6.10: Entwicklung des Einfangquerschnitts von ^{240}Pu mit dem Abbrand

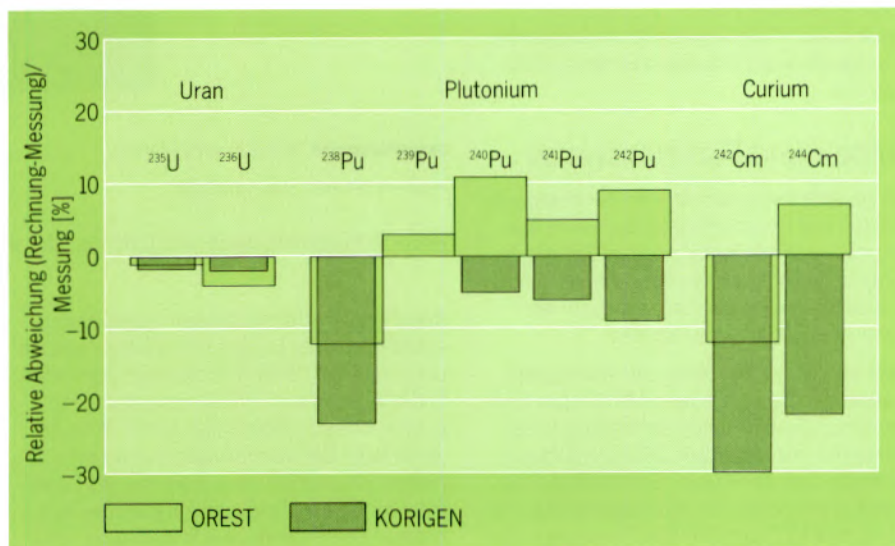


Bild 6.11: Abbrandrechnungen von OREST und KORIGEN im Vergleich zu Nachbestrahlungsanalysen der Brennelemente aus dem Kernkraftwerk Obrigheim

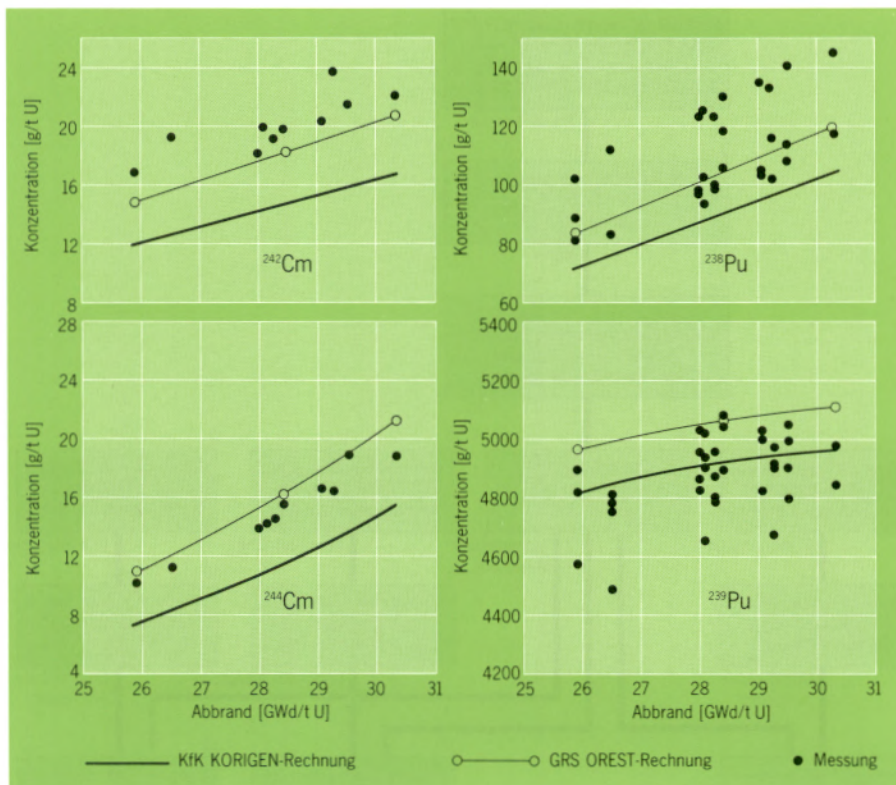


Bild 6.12: Vergleich zwischen gemessenen und berechneten Konzentrationen für Brennelemente aus dem Kernkraftwerk Obrigheim

Die zum Vergleich angeführten KORIGEN-Ergebnisse ³⁾, ³⁾ sind mit einer für diesen speziellen Fall erzeugten Datenbibliothek gewonnen worden. Einen genaueren Überblick, auch über die Streuungen der Meßpunkte, gibt Bild 6.12 ³⁾ im Vergleich zu den Rechnungen der GRS.

Zusammenfassung

Mit der Entwicklung von OREST ist es gelungen, ein Abbrandprogrammsystem zu erstellen, das folgende Vorzüge gegenüber anderen Codes bietet:

- Es kann jede gängige Leichtwasserreaktor-Geometrie bei beliebiger Leistungsgeschichte und Brennstoffzusammensetzung behandelt werden, einschließlich MOX-Brennstoff.
- Der Benutzeraufwand ist minimal, offensichtliche Eingabefehler werden sofort reklamiert.

W. Denk und U. Hesse

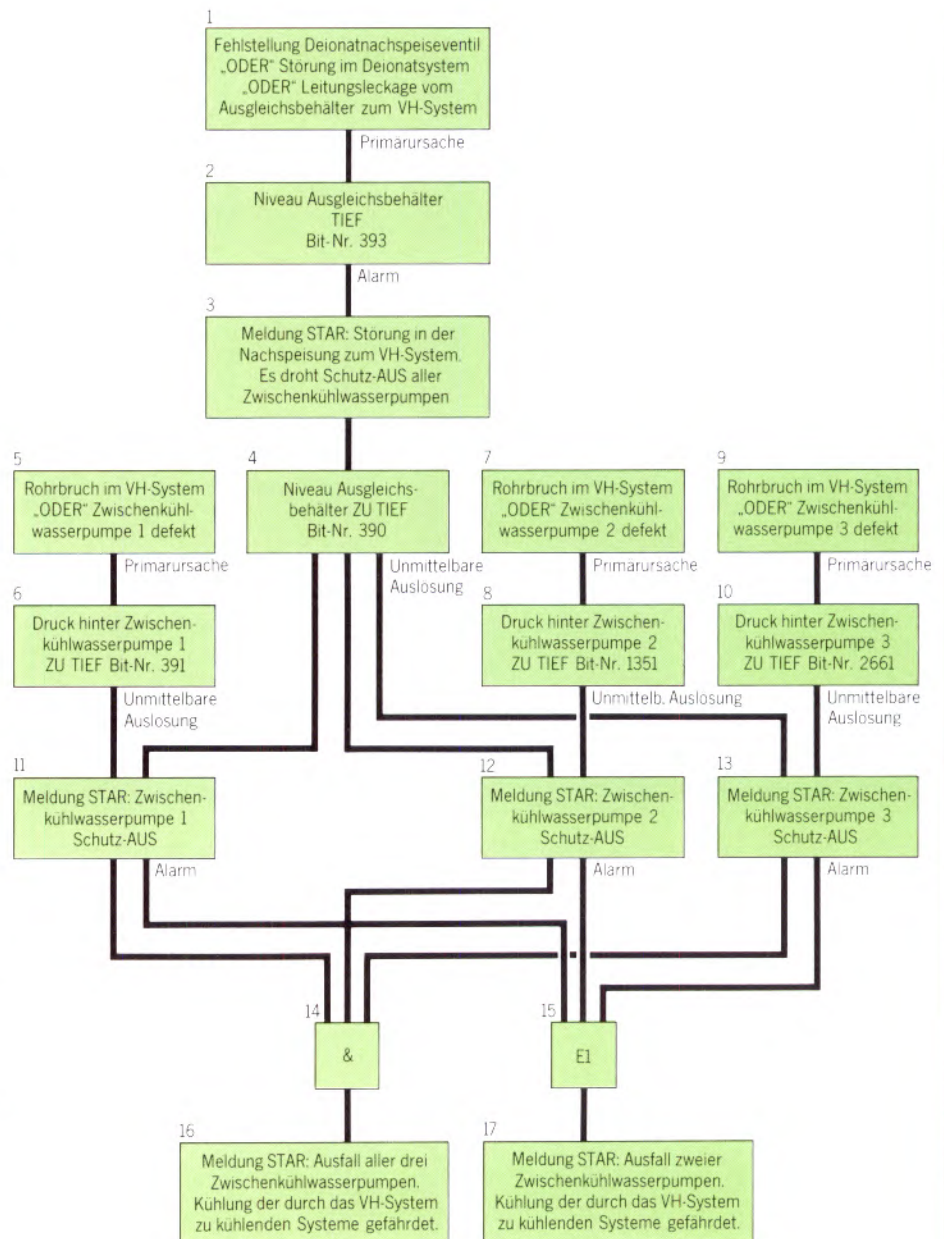
³⁾ Marzo, M.A.: Untersuchung zur Anwendung der Isotopenrelationstechnik bei Nachbestrahlungsuntersuchungen und der Überwachung von Spaltstoffen, KfK-3264, Januar 1982

7.1 Weiterentwicklung des STAR: Zielsetzung und Realisierung

In den Jahren 1976–1982 wurde ein System zur rechnergestützten Störungsanalyse entwickelt und im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld in einer Pilotanwendung getestet¹⁾. Dieses System, genannt STAR (Störungsanalyse-rechner), basiert auf der Methodik der Ursachen-Folgen-Diagramme. Ein solches Diagramm ist in Bild 7.1 für den konventionellen Zwischenkühlwasserkreislauf (VH) dargestellt. Auf diese Weise lassen sich logische und (bei Einbeziehung von analogen Prozeßsignalen) dynamische Prozeßabläufe nachbilden sowie eine der jeweiligen Situation angepaßte Informationsausgabe spezifizieren.

Ursachen-Folgen-Diagramme (oder allgemeiner: Prozeß/Informationsmodelle) sind nicht eindeutig, d. h., das in Bild 7.1 gezeigte Modell für das VH-System ist nicht die einzige denkbare Darstellung für dieses System. Der Aufbau der Diagramme hängt vielmehr davon ab, welche Informationsziele mit dem Modell verfolgt werden.

Die dem STAR-System zugrunde liegende Software interpretiert nun derartige Modelle in Abhängigkeit des aktuellen Prozeß- und Signalzustands und gibt die im Modell für den jeweiligen Zustand spezifizierte Information aus. Bei der Anwendung im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld war das ausschließliche Informationsziel Störungsanalyse, d. h., das Betriebspersonal sollte mit Hilfe des Systems primäre Störungsursachen sowie den vorliegenden Ausbreitungszustand und die zu erwartenden Folgen einer Störung noch rascher erkennen können.



¹⁾ Felkel, L., et al.
STAR – ein rechnergestütztes System zur On-line-Störungsanalyse
Schlußbericht (8 Bände), Juni 1983

²⁾ Felkel, L., und H. Roggenbauer:
The STAR-Concept, a Method for the Definition and Generation of Computer-Based Systems to Support the Operator During Normal and Abnormal Plant Situations
ANS Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety, Chicago, Ill., 1982

Entscheidungstabelle E1
IN: E-11 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
E-12 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
E-13 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
OUT: E-17 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0

Bild 7.1: Ursachen-Folgen-Diagramm

In Diskussionen mit Herstellern, Betreibern und Instituten wurden u.a. die nachfolgenden Funktionen als wünschenswert zur Verbesserung der Information in der Kernkraftwerkswartung identifiziert:

- 1 Überwachung der Parameter des Sicherheitssystems
- 2 Rechnergestütztes Betriebshandbuch
- 3 Statusüberwachung von Komponenten und Anlagensystemen
- 4 Reduktion der Meldedichte
- 5 Versorgung von komplexeren Bilddarstellungen mit Parametern
- 6 Auslegungsgemäßes Anlagenverhalten nach Störungen (Post-Mortem-Analyse)
- 7 Rechnergestützte Störungsanalyse
- 8 Signalvalidation

Diese Funktionen mit den zugehörigen Informationszielen können mit Hilfe des STAR-Konzepts realisiert werden.

Derzeit wird die dem Konzept zugrunde liegende Software in eine Form gebracht, die den Anforderungen der Industrie gerecht wird. Insbesondere sind hier qualitätssichernde Maßnahmen für die zu erstellenden Prozeß-Informationsmodelle zu erwähnen, durch die letztlich die vom Interpretierungssystem gelieferte Information bestimmt wird. Eine Notwendigkeit dafür besteht um so mehr, als es sich um einen in den Modellen repräsentierten sehr hohen Komplexitätsgrad an Information handelt. Bild 7.2 zeigt die Vorgehensweise bei der Eingabe dieser Modelle. Hierbei werden beispielsweise mögliche Eingabefehler durch einen entsprechenden syntaxgesteuerten Editor (STEP) verhindert. Darüber hinaus werden inhaltliche Fehler (soweit dies überhaupt möglich ist) angezeigt bzw. unterbunden. Eine Rückdokumentation grafisch vorliegender Eingaben (z. B. Ursachen-Folgen-Diagramme) wird parallel zur Eingabe auf einem Grafiksichtgerät angezeigt. Zur Dokumentation und Archivierung werden diese Grafiken auch geplottet.

Die Software ist so ausgelegt, daß sie auf verschiedenen Rechnersystemen ohne großen Aufwand implementiert werden kann. Derzeit ist sie auf den Rechnern NORISK DATA ND-500.

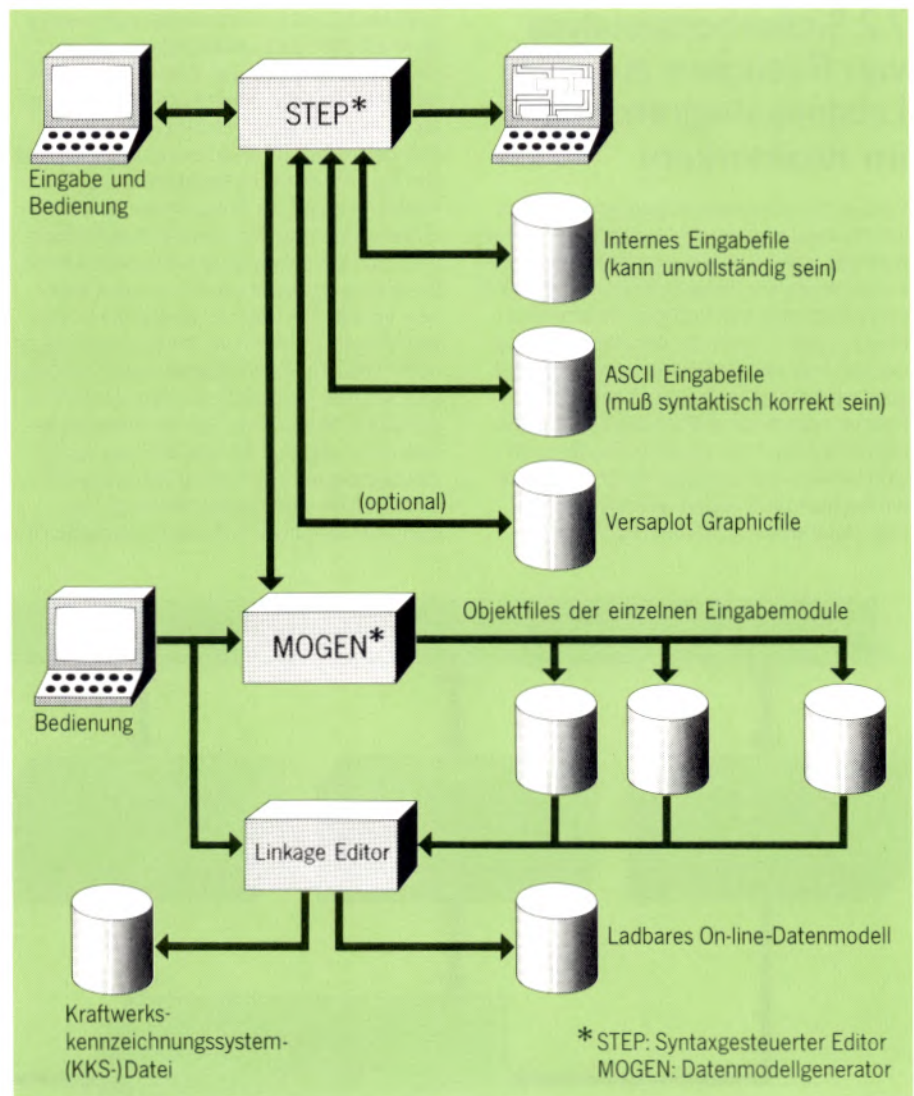


Bild 7.2: Eingabe, Editierung und Dokumentation

Gould SEL 3227/3287 und, mit Einschränkung, auf der Amdahl 470 implementiert.

Von den Funktionen und Informationszielen her gesehen, werden derzeit die oben genannten Funktionen 3 bis 7 industriemäßig realisiert.

L. Felkel

7.2 Sicherheitsanalyse von Rechnern zur Leistungsbegrenzung im Reaktorkern

Parallel zum standardmäßigen (konventionellen) Hardwaresystem zur Leistungsdichteüberwachung und -begrenzung im Reaktorkern wird im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld von der KWU ein redundantes Vier-Rechner-System (DNB-Modul¹⁾, Bild 7.3) erprobt, das eine gegenüber der konventionellen Hardware erweiterte Aufgabenstellung wahrnimmt. Derzeit hat das Rechnersystem keine Möglichkeiten, auf den Reaktor einzuwirken, sondern arbeitet open loop, wobei seine Ausgaben durch einen fünften Rechner protokolliert werden; später ist eine stufenweise Zuschaltung vorgesehen.

DNB-Modul und konventionelles Hardwaresystem erhalten die gleichen Signale aus der Reaktorinstrumentierung. Diese betreffen im wesentlichen die mittlere Kühlmitteltemperatur, die Kühlmittelintrittstemperatur, die Brennelementaustrittstemperatur, die kurzzeitkorrigierte thermische Reaktorleistung, den Kühlmitteldruck, die Drehzahl der Hauptkühlmittelpumpen, die Neutronenfluß-Außenkammern und die Leistungsverteilungsdetektoren. Diese Eingangswerte werden von den Rechnern verarbeitet. Falls unzulässige Leistungsverteilungen, Fehler in der Meßwertversorgung oder Fehler im Rechnersystem selbst entdeckt sind, werden – je nach Bedeutung des Fehlers – gestaffelte Maßnahmen, die die Regelung beeinflussen, ergriffen. Sie reichen vom Verbot der Leistungserhöhung bei gleichzeitiger Umverteilung der Leistungsdichte bis zu Leistungsreduzierungen mit unterschiedlichen Ge-

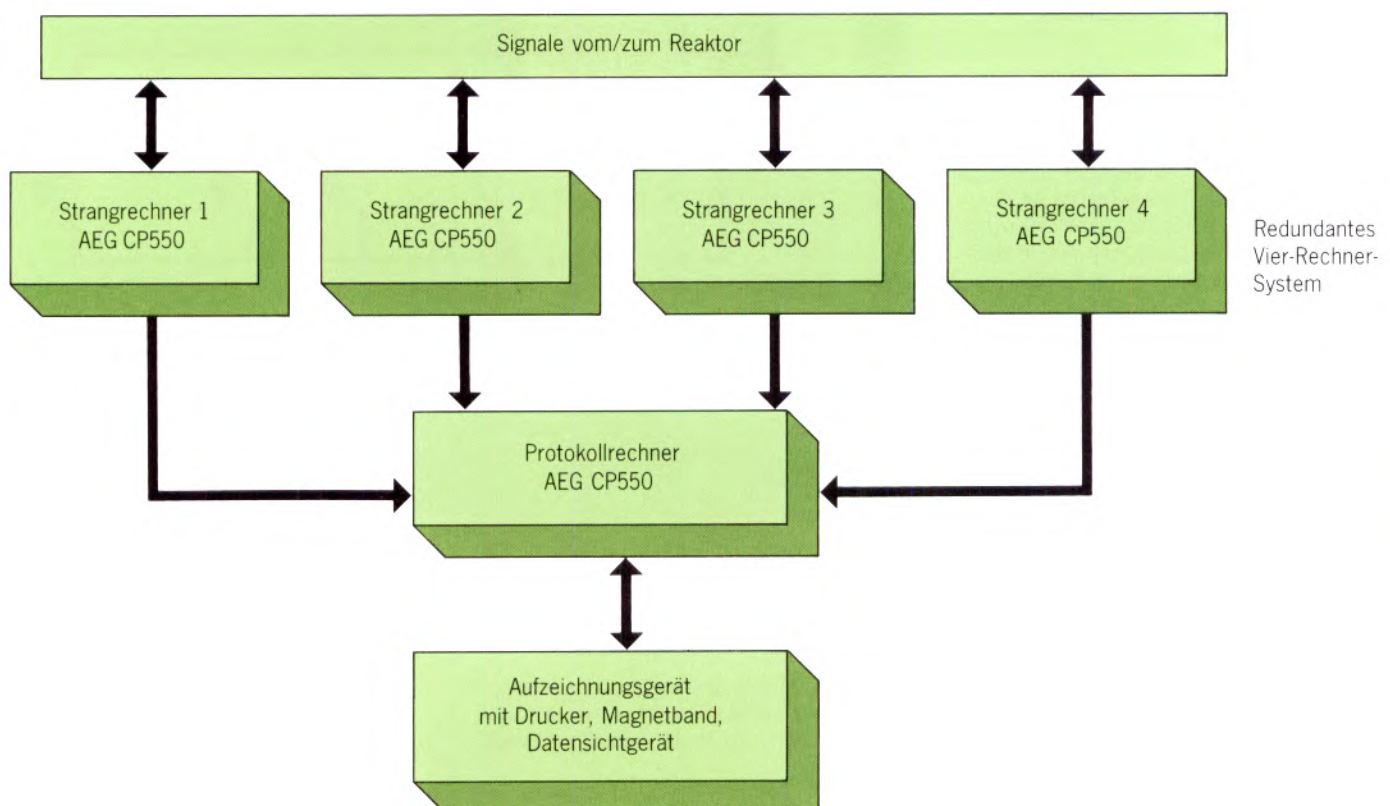
schwindigkeiten. Das Schutzbegrenzungssystem beeinflusst also die Reaktorregelung in der Weise, daß möglichst keine Anlagenzustände erreicht werden, bei denen der Reaktorschutz eingreifen muß.

Bei der Systemanalyse wurden Hard- und Software des DNB-Moduls getrennt untersucht.

Hardware

Zur Berechnung der gewünschten Kenngrößen wurden die Funktionen der Schutzbegrenzungsschaltkreise in Sicherheits- und Betriebsfunktionen unterteilt. Bei Ausfall der Sicherheitsfunktion können bei Überschreiten der zu überwachenden Parameter keine Begrenzungssignale mehr ausgegeben werden; bei Ausfall der Betriebsfunktion wird nur die be-

¹⁾ Departure from Nucleate Boiling, d.h. Filmsiedeabstand



triebliche Verfügbarkeit des Reaktors beeinträchtigt. Als wesentliche Kenngrößen der Hardware ergaben sich eine mittlere Systemunverfügbarkeit der Sicherheitsfunktion von $5,8 \times 10^{-7}$ pro Anforderung (einschließlich Wartung und Reparatur) und für die mittlere Systemunverfügbarkeit der Betriebsfunktion ein Wert von $7,5 \times 10^{-6}$, wobei Wartung und Reparatur ebenfalls mit einbezogen sind. Mit anderen Worten: Unter der Annahme, daß pro Jahr 10 Anforderungen vom DNB-Modul an die Reaktorleistungsregelung ausgegeben werden, wird durch einen Hardwareausfall theoretisch im Mittel ungefähr alle 170 000 Jahre eine notwendige Begrenzungsanforderung unterlassen bzw. etwa alle 13 000 Jahre ist das System im Mittel betrieblich nicht verfügbar.

Software

Die Programme der Schutzbegrenzungsrechner sind in Assemblersprache geschrieben. Ein spezielles statisches Analyseverfahren setzt den schwer verständlichen Assemblercode in grafische Darstellungen um, aus denen die Programmeigenschaften, d.h. die Aktionen, die der Rechner sowohl intern als auch in Verbindung mit seiner Peripherie ausführt, ermittelt werden. Mehrere dieser Programmeigenschaften bilden Funktionen, die durch das Programm ausgeführt werden und die als die vom Programmierer beabsichtigten Funktionen in der Spezifikation des Programms beschrieben sind. Aus dem Vergleich dieser Spezifikation mit den durch die Analyse ermittelten Funktionen wird die Richtigkeit und Vollständigkeit der Umsetzung von der Spezifikation in den Assemblercode festgestellt. Als weiteres Ergebnis der Programmanalyse wurden Testdaten angegeben, durch welche die analysierten Programmstrukturen bzw. -funktionen vollständig geprüft werden können.

Um auch bei der Software zu quantitativen Kenngrößen zu kommen, ist eine große Anzahl von Testläufen notwendig, was nur möglich ist, wenn sie automatisch (rechnergestützt) nacheinander ablaufen. In Vorbereitung dieser Testläufe ist eine entsprechende Testumgebung geschaffen worden, die es über einen Kernsimulator, über Simulationsprogramme zur Leistungsbegrenzung u.ä. gestattet, entsprechende Testzahlen zu erreichen.

7.3 Simulatoren zur Analyse von Störungen und Störfällen

Betriebserfahrungen zeigen, daß das Zusammenwirken mehrerer Störungen, die den Ausgangszustand für in der Anlage sich fortplanzende Transienten bilden, zu Störfällen führen kann, wenn nicht geeignete Gegenmaßnahmen – automatisch oder vom Betriebspersonal eingeleitet – ergriffen werden. Die Erfahrungen werden durch die Ergebnisse der amerikanischen und der deutschen Risikostudie bekräftigt, die erkennen lassen, daß man bisher wohl der Analyse schwerer Störfälle (Unfälle) großes Augenmerk zugewandt, die sicherheitstechnische Bedeutung der Betriebssysteme, der konventionellen Anlagenteile und der menschlichen Eingriffe jedoch unterschätzt hat.

Ein ausgewogenes Sicherheitskonzept verlangt, daß Forschungen intensiviert werden, deren Ergebnisse dazu beitragen, Störfälle schon im Vorfeld abfangen zu können, damit die Grenzbelastungen zu verringern und letztlich das Gesamtrisiko weiter zu reduzieren. Zentrale Aufgabe solcher Forschungsvorhaben ist es, das Zusammenwirken der physikalischen Abläufe mit Betriebssystemen, Operateureingriffen, Systemen zur Überwachung und Störungsanalyse sowie Sicherheitssystemen über ein breites Spektrum möglicher Störungen und deren Kombinationen hinweg zu analysieren.

Für die Analyse solcher komplexer Zusammenhänge sind die derzeit verfügbaren Rechenprogramme zur Untersuchung von Transienten und Kühlmittelverluststörfällen nur bedingt geeignet. Sie beschreiben zwar die Prozeßdynamik sehr genau, die betrieblichen Systeme jedoch, die oft den Ausgangspunkt für sich ausbreitende Störungen bilden, sind nur vereinfacht und nicht in vollem Umfang nachgebildet. Handmaßnahmen können nur begrenzt und nicht interaktiv simuliert werden, die Anpassung der Codes an unterschiedliche Problemstellungen ist zeitaufwendig, die Anwendung erfordert eine langjährige Erfahrung auf diesem Gebiet. Dadurch ist die praktische Handhabbarkeit für kurzfristig durchzuführende Studien erheblich eingeschränkt. Andererseits bieten Trainingssimulatoren die Möglichkeit, Handmaßnahmen im selben Umfang wie in der Anlage vorzunehmen und enthalten die

Nachbildung aller Betriebssysteme, die Beschreibung der Prozeßdynamik ist jedoch für Störfallanalysen unzureichend.

Analysesimulatoren

In der internationalen Diskussion hat sich inzwischen die Meinung durchgesetzt, daß sogenannte Analysesimulatoren (plant analyzer, simulator d'accidents) als Werkzeug für die genannte Aufgabenstellung geeignet sind. Analysesimulatoren sollen eine genaue Prozeßdarstellung mit umfassenden Modellen aller zum Betrieb der Anlage notwendigen Systeme verbinden, interaktive Handeingriffe einschließen und in einfacher Weise an unterschiedliche Aufgabenstellungen und Kraftwerksanlagen anpaßbar sein. Im Gegensatz zu Trainingssimulatoren besitzen Analysesimulatoren keine Wartennachbildung. Die Ausgabe der Simulationsergebnisse und die interaktiven Bedienereingriffe erfolgen über ein grafisches Arbeitsplatzsystem mit Farbsichtgeräten. Mit Analysesimulatoren können somit vollständige Ereignisabläufe von den auslösenden Störungen bis in Störfallbereiche mit Berücksichtigung der erfolgreichen Eingriffe des Wartepersonals realistisch nachgebildet und detailliert analysiert werden.

Internationaler Stand der Technik

Im Auftrag der USNRC werden in den National Laboratories in Los Alamos (LANL), Idaho (INEL) und Brookhaven (BNL) „Nuclear Plant Analyzer (NPA)“ entwickelt¹⁾. LANL stützt sich in der NPA-Entwicklung auf den Systemcode TRAC-PF1, INEL auf RELAP5²⁾. Nach Abschluß der Entwicklung sollen die NPA eingesetzt werden, um schnellere, umfassendere und billigere Störfallanalysen durchzuführen, Richtlinien für das Wartepersonal im Störfall zu entwickeln, Warteminformationssysteme zu erproben und eine Störfallschulung für verantwortliches Personal zu ermöglichen.

Von den NPA wird hohe Simulationsgeschwindigkeit, realistische Nachbildung der Prozeßdynamik sowie Interaktivität zur Simulation von

¹⁾ Kaplan, G.: Nuclear Power Plant Malfunction Analysis, IEEE spectrum, June 1983

²⁾ Aguilar, F., and R.J. Wagner: NRC Nuclear Plant Analyzer Concept and Status at INEL, 10th Water Reactor Safety Research Information Meeting, Gaithersburg, 1982.

Operateureingriffen gefordert. Der NPA wird auf Modelle der primär- und sekundärseitigen System- und Leittechnik und auf Anlagendatenbanken Zugriff haben, um schnell an unterschiedliche Kernkraftwerke angepaßt werden zu können. Pilotsysteme der NPA sind bereits vorgestellt worden. Als erste Anwendung eines NPA erhielt INEL im Anschluß an die Demonstration den Auftrag, das von Babcock & Wilcox entwickelte systemorientierte Wartinformationssystem ATOG (Abnormal Transient Operation Guidelines) auf dem Pilotsystem zu simulieren und auf seine Zweckmäßigkeit zur Operateurunterstützung im Störfall zu untersuchen.

Während die NPA von LANL und INEL auf Großrechnern ablaufen, benutzt der BNL-NPA einen vergleichsweise billigen Spezialrechner mit Parallelstruktur (AD-10)¹⁾. Zur Simulation der Prozeßdynamik wird ein von BNL entwickelter Code (HIPA) eingesetzt, der in einer auf die AD-10 zugeschnittenen höheren Programmiersprache geschrieben ist. Eine erste Demonstration hat gezeigt, daß ausgewählte Transienten zehnmal schneller als in Echtzeit ablaufen können. Die Software ist allerdings noch weitgehend maschinenabhängig, eine Weiterentwicklung der AD-10 soll diese Einschränkung jedoch beheben.

Zu erwähnen ist ferner das Modular Modelling System (MMS) des Electric Power Research Institute²⁾, das ein vielseitig einsetzbares Analysewerkzeug auf Basis der Zusammenschaltung einzelner, in einer Modellbibliothek abgelegter Komponentenmodelle darstellt. Die flexible Struktur des MMS, die durch die Verwendung von Simulationssprachen (ACSL, EASY) erreicht wird, erlaubt die Nachbildung auch fossiler Kraftwerksanlagen.

Im Centre d'Etudes Nucléaires Grenoble wird auf Grundlage des Systemcodes CATHARE der „simulateur d'accidents“ entwickelt. Der Simulator wird ähnliche Merkmale wie der INEL- oder LANL-NPA besitzen. Das Projekt, dem im Rahmen der französischen Sicherheitsforschung ein hoher Stellenwert zukommt, wird von der Electricité de France (EdF), der Société Franco-Américaine de Constructions Atomiques S.A. (FRAMATOME) und dem Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) gemeinsam getragen.

Situation in der Bundesrepublik Deutschland

Im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie wurde in der GRS ein Vorprojekt durchgeführt, um den Nutzen eines Systems zur Simulation von Störungen und Storfällen sowie dessen Realisierungsmöglichkeiten zu untersuchen. Die vielfältigen Themenkreise wie Modellbildung (Prozeßdynamik, System- und Leittechnik), numerische Verfahren, Software Engineering, Rechnergrafik und Rechnerarchitekturen, die in die Entwicklung eines solchen Simulationssystems hineinspielen, sind im Rahmen des Vorprojekts eingehend untersucht worden. In enger Zusammenarbeit mit der Industrie konnte ein Konzept für den Analysesimulator sowie die Vorgehensweise zur Entwicklung des Systems ausgearbeitet werden. Der Nutzen des Analysesimulators wird schwerpunktmäßig gesehen in der

- Analyse von Transienten, bei denen Betriebs-, Schutz- und Sicherheitssysteme eingreifen, um Auslegungskriterien zu schaffen, die das einwandfreie Zusammenspiel dieser Systeme (z.B. auch bei Teilausfällen) garantieren und die Häufigkeit des Überschreitens von Schutzzgrenzwerten vermindern;
- Analyse der Auswirkungen von Operateureingriffen, um damit verbundene Sicherheitsfragen besser beurteilen und entsprechende Konsequenzen für Betriebsvorschriften ziehen zu können;
- Durchführung realistischer Störfallanalysen als Voraussetzung für probabilistische Analysen mit besonderer Berücksichtigung von Mehrfachfehlern;
- schnellen und fundierten Auswertung von aufgetretenen Störungen und Storfällen in Kernkraftwerken (auch im internationalen Raum); Entscheidungshilfe für Wiederauffahren oder den weiteren Betrieb der Anlage nach Störungen;
- Erprobung und Verifikation von rechnergestützten Diagnose- und Wartungsinformationssystemen;
- Schulung von Personen, die mit Störfallanalysen befaßt sind oder Entscheidungsvollmacht bei Storfällen haben (Betriebsleiter, zuständige Beamte der Aufsichtsbehörde, Gutachter).

Entsprechend den vielseitigen Einsatzbereichen des Analysesimulators wird ein breites

Feld von nutzbringenden Anwendungen in der Sicherheitsforschung, der Genehmigung und Aufsicht, beim Hersteller und den Betreibern erkennbar. Besondere Bedeutung gewinnt der Analysesimulator im Hinblick auf den Trend, das Sicherheitssystem zu entlasten, indem untergeordnete Aufgaben in größerem Umfang den Begrenzungseinrichtungen zugeordnet werden.

D. Beraha

¹⁾ Wulff, J.W., H.S. Cheng, S.V. Lekacn and A.N. Malien. On-Line Prediction of BWR Transients in Support of Plant Operation and Safety Analysis. Proc. ANS Topical Meeting on Anticipated and Abnormal Plant Transients in Light Water Reactors. Jackson, Wyoming, 1983

²⁾ Smith, L.P., R.R. Dixon and S.W.W. Shor. Modular Modelling System (MMS): A Code for the Dynamic Simulation of Fossil and Nuclear Power Plant. EPRI-CS/NP-2989

8.1 Ermittlung der Reaktordruckbehälter-Einbautenbelastung bei Blowdown während der Kurzzeitphase mit dem Fluid/Strukturcode DAISY

Während der letzten Jahre wurden verstärkt gekoppelte Fluid/Strukturprogramme entwickelt und an den Heißdampfreaktor-(HDR-)Blowdown-Versuchen getestet. Damit sollten die Belastungen auf die Reaktordruckbehälter-(RDB-)Einbauten bei Blowdown-Vorgängen realistischer als bisher bestimmt und die Zulässigkeit der Materialbeanspruchung nachgewiesen werden.

An dieser Entwicklung war auch das von der GRS erstellte Programm DAISY mit gutem Erfolg beteiligt. In konsequenter Anwendung der so gewonnenen Erfahrungen wird mit diesem Programm erstmalig der gesamte Primärkreislauf eines 4-Loop-Druckwasserreaktors zusammen mit dem Druckbehälter und den Einbauten in einer Rechnung simuliert. Dies fordert vom Programm die Möglichkeit der Modellierung von Pumpen und Wärmetauschern sowie eine adäquate Abbildung der Einbauten und der thermodynamischen Zustände. Die Anforderungen an das Programm sind demzufolge erheblich höher als bei der Simulation der HDR-Versuche. Umfangreiche Programmweiterungen, die ein Pumpenmodell bei Druckwellenbelastung und die Ermittlung der zweidimensionalen Strömungsverteilung im Downcomer betreffen, ermöglichen die gekoppelte Ermittlung der Strukturbelastung und -beanspruchung der RDB-Einbauten unter Berücksichtigung von vier Primärkreisläufen.

Rechenprogramm DAISY

Die Rechnungen wurden mit dem in der GRS entwickelten Programm DAISY durchgeführt. Es besteht aus einem Fluidteil, dem Netzwerkprogramm DAPSY, einem Strukturteil, dem Finite-Elemente-(FE-)Programm ASKA und einem Kopplungsteil, der die Verschiebungen aus dem Strukturprogramm in Volumina umrechnet und an den Fluidteil übergibt sowie von

dort die Drücke in Kräfte umrechnet und diese an den Strukturteil weiterleitet.

DAPSY ist eine GRS-Entwicklung und wird seit längerem im Genehmigungsverfahren eingesetzt. Das Programm löst die eindimensionalen Grundgleichungen für Masse, Impuls und Energie in ortsfesten (Euler-)Koordinaten mit Hilfe des Charakteristikenverfahrens. Das Auftreten einer Zweiphasenströmung wird durch ein homogenes thermodynamisches Ungleichgewichtsmodell realisiert. Das heißt, ein Schlupf zwischen den Phasen wird nicht berücksichtigt, jedoch beschreibt eine vierte Gleichung die verzögerte Einstellung des thermodynamischen Gleichgewichts bei schnellen Druckänderungen (4-Gleichungen-Modell). Hierzu wird die Massenbilanz in zwei Erhaltungsgleichungen für die Wasser- und Dampfphase aufgeteilt, die über eine Massenübergangsrate miteinander verknüpft sind. Die Strömungsgeschwindigkeit wird in Ausstromquerschnitten und Querschnittsverengungen durch die lokale Zweiphasen-Schallgeschwindigkeit begrenzt. Zur Modellierung von 2D- oder 3D-Geometrien werden die eindimensionalen Strömungskanäle mittels der Netzwerktechnik verknüpft. Dadurch läßt sich das Programm sehr flexibel handhaben und es können lokale Behinderungen der Strömungsführung, verbunden mit großen Druckverlusten, wie sie z.B. im Bereich des Stützenfeldes bei einem KWU-Druckwasserreaktor vorkommen, realistisch modelliert werden.

In ASKA wird mit geeigneten Finiten Elementen (Schalen-, Balkenelemente) die zu modellierende Struktur (Kernmantel, Kernumfassung, Roste, Gitter, Flansche usw.) abgebildet und die Steifigkeits-, Massen- und Dämpfungsmatrix aufgestellt. Um die Rechenzeit zu optimieren, wird die Anzahl der Freiheitsgrade mittels der statischen Kondensation auf die Menge der wesentlichen Freiheitsgrade (radial, tangential) reduziert. Zur Lösung wird ein explizites zentrales Differenzenverfahren ohne Iteration verwendet. Die dafür benötigten Matrizen sind von der Größe des Zeitschrittes abhängig und werden vor Beginn der dynamischen Rechnung erstellt. Diese Matrizen müssen bei elastischem Materialverhalten während der gesamten Rechnung nicht mehr geändert werden.

Der Kopplungsteil tauscht die im Strukturteil berechneten Verschiebungen des Kernmantels und die daraus bestimmten Volumina des Ring-

raumes mit dem Fluidteil aus und übergibt die vom Fluidteil berechneten Drücke, multipliziert mit den entsprechenden Flächen, als neuen Lastvektor an den Strukturteil.

Vorausrechnung der HDR-Einbautenversuche

Im Rahmen des HDR-Projektes wurden in den vergangenen Jahren Blowdown-Versuche durchgeführt, die die Belastung der RDB-Einbauten, speziell des Kernmantels, experimentell ermitteln sollten. Gleichzeitig dienen diese Versuche als ausgezeichnete Datenbasis, um gekoppelte Fluid/Strukturprogramme zu testen und zu verifizieren. Ein Versuch, V32, wurde als Deutsches Standardproblem Nr. 5 ausgewählt, der entsprechend den Richtlinien für Standardprobleme „blind“ vorausgerechnet werden sollte. An der Vorausrechnung waren neben DAISY noch 5 andere in- und ausländische Programme beteiligt.

Am Ende eines ca. 1,40 m langen Bruchstützens (A1), Bild 8.1, am oberen Ende des RDB

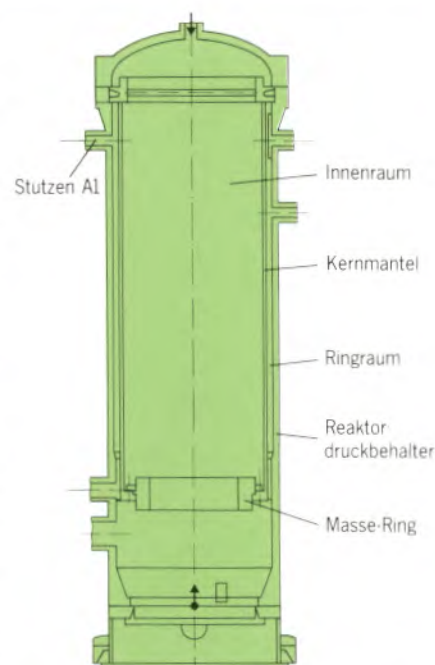


Bild 8.1: HDR: Reaktordruckbehälter- und Kernmantelgeometrie für Blowdown-Experiment

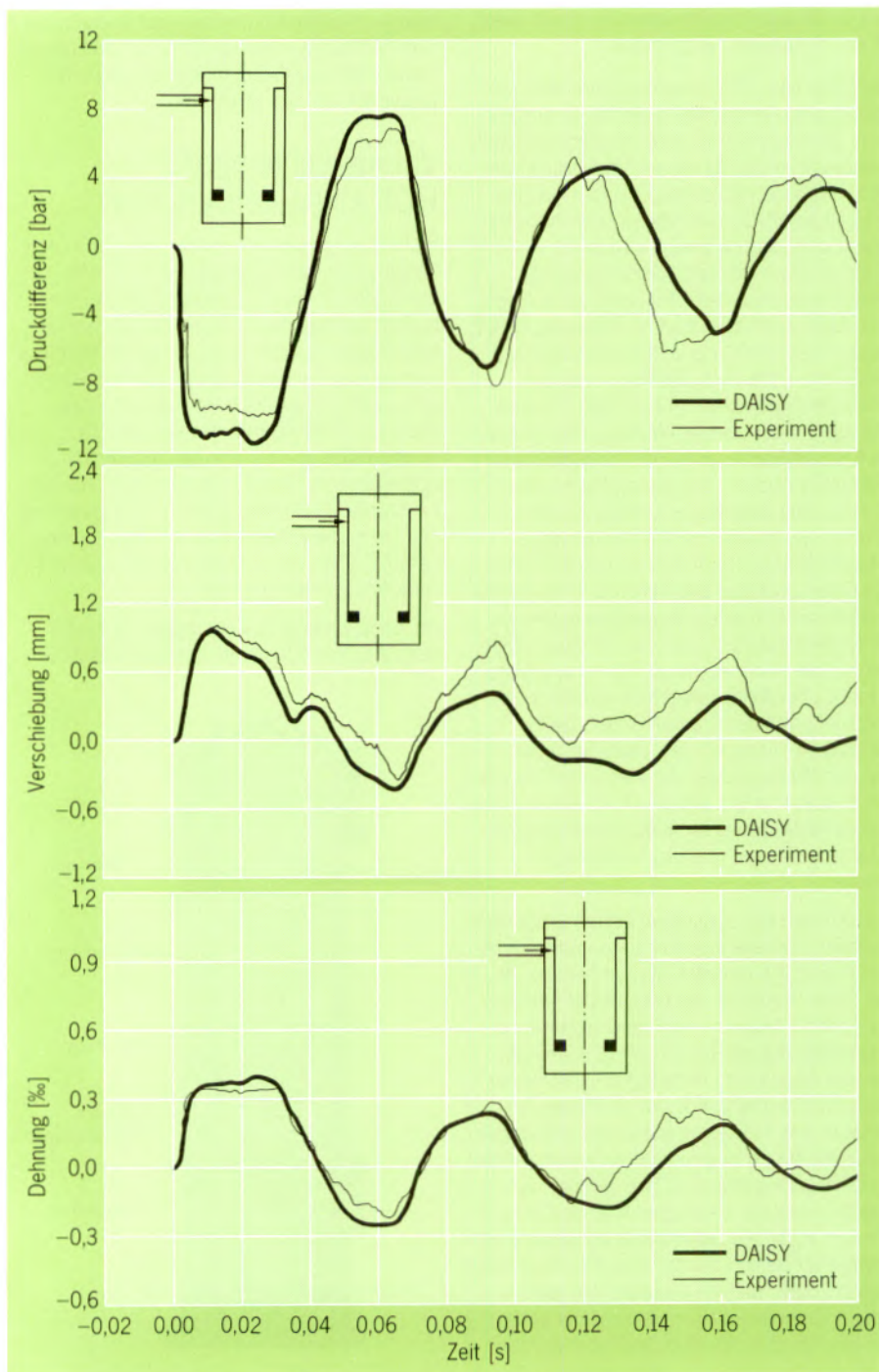


Bild 8.2: Vergleich der experimentellen Ergebnisse mit der DAISY-Vorausrechnung für Druckdifferenz, Verschiebung und Dehnung

wurde innerhalb 1 ms eine Berstscheibe weggesprengt, die einen 1F-Bruch (entsprechend einem 2F-Bruch in einem Kreislauf) simulierte. Druckwellen- und Zweiphaseneffekte mit kritischer Ausströmung charakterisieren die Fluid-dynamik im RDB und Bruchstutzen.

Die wichtigsten Ergebnisse des Experimentes sind mit denen der DAISY-Vorausrechnung in Bild 8.2 verglichen. Die Übereinstimmung der Druckdifferenz über den Kernmantel (Belastung), der radialen Verschiebung und der Umfangsdehnung (Strukturantwort) am Kernmantel in Bruchstutznähe ist sowohl hier als auch an anderen Stellen ausgezeichnet.

Einbautenbelastung eines Druckwasserreaktors bei 0,1F-Leck

Zur Bestimmung der Einbautenbelastung für einen Druckwasserreaktor bei einem 0,1F-Leck entsprechend den RSK-Leitlinien (15 ms Bruchöffnungszeit) wurden der RDB (Bild 8.3) und die vier Primärkreisläufe mit 1652 Fluidpunkten modelliert. Die RDB-Einbauten (Kernmantel, Kernumfassung, Roste) wurden mit 656 ASKA-Elementen nachgebildet. Wegen der nichtsymmetrischen Lage des Bruch-Loops mußten der gesamte RDB (360°) und wegen der gegenseitigen Beeinflussung auch die anderen drei Kreisläufe abgebildet werden. Besonderer Wert ist bei der Modellierung auf die realistische Nachbildung der Strömungsverhältnisse und Druckverluste zu legen. Zur Berechnung der Zustände während des Storfalles wird die richtige Beschreibung der Verhältnisse im Normalbetrieb vorausgesetzt. Dafür wird im Fluidteil die Strömungsverteilung im Ringraum berechnet und das Pumpenmodell an die Anforderungen bei Entlastungswellen angepaßt. Die thermodynamischen Anfangsbedingungen des Rechenfalles, dessen Ergebnisse in den Bildern 8.4a und 8.4b dargestellt sind, entsprechen den für den Belastungsfall erschwerten Bedingungen des „hot standby“-Betriebes.

Eine rein fluiddynamische DAPSY-Rechnung, d.h. ohne Strukturkoppelung, zeigt einen nur geringen Einfluß auf die maximale Druckdifferenz über den Kernmantel am Bruch-Loop (Bild 8.4a). Bedingt durch die relativ große Kernmantelwandstärke von 80 mm reduziert sich bei gekoppelten DAISY-Rechnungen der Maximalwert von 17,0 bar nur auf 14,5 bar. An

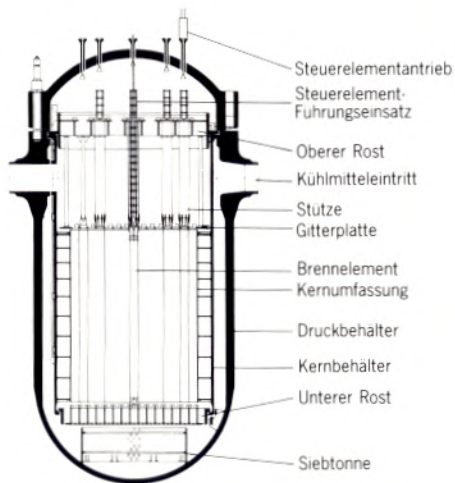


Bild 8.3: DWR: Reaktordruckbehälter mit Einbauten (Bild:KWU)

der gleichen Stelle (Bild 8.4b) bewirkt diese Druckdifferenz eine maximale radiale Verschiebung von 2,7 mm, während der untere Rost bereits etwas früher bei 2,5 mm Auslenkung an die Gaukonsolen anschlägt. Der Kernmantelflansch ist um ca. 2,7 mm gerutscht (Spiel: 7,5 mm) und kommt nach ca. 60 ms zur Ruhe, da sich das Druckfeld über den Umfang ausgeglichen hat. Die berechneten Dehnungen und Spannungen des Kernmantels bleiben an jeder Stelle im elastischen Bereich und weit entfernt von zulässigen Grenzwerten.

Zusammenfassung

Das gekoppelte Fluid/Strukturprogramm DAISY ist in der Lage, alle maßgeblichen Vorgänge in einem Druckbehälter mit angeschlossener Rohrleitung bei Blowdown-Störfällen vorzurechnen. Dazu gehört neben kritischer Ausströmung mit Zweiphasengemisch und thermodynamischen Ungleichgewichtsvorgängen in der Rohrleitung die Beschreibung der Druckwellenausbreitung im RDB bei Strukturkopplung unter Berücksichtigung der realen Geometrie. Dieses wurde an Hand der Vorausrechnung der HDR-Versuche demonstriert. Die Anwendung des Programms auf eine reale DWR-Anlage ergibt für den 0,1F-Leck-Fall Belastungen, die zu sicher abtragbaren Spannungen im Kernmantel führen.

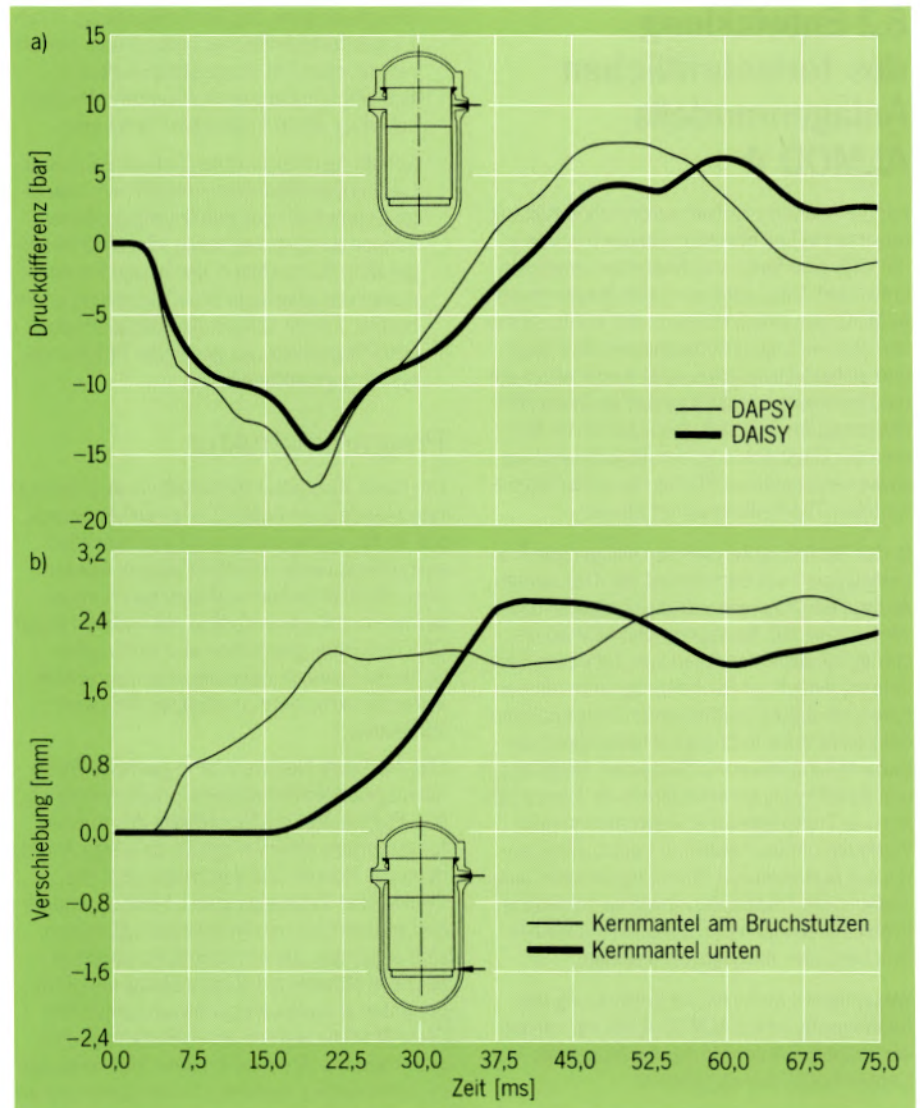


Bild 8.4: Einbautenbelastung für einen Druckwasserreaktor bei einem 0,1F-Bruch: a) Vergleich der Vorausrechnungen mit DAPSY und DAISY für Druckdifferenz und b) Rechnung mit DAISY für Verschiebung

8.2 Entwicklung des fortschrittlichen Anlagenmodells ALMOD 4

Für die Analyse von Transienten ohne Kühlmitteilverlust in Leichtwasserreaktoren wurde in der GRS eine Reihe von Rechenprogrammen entwickelt. Dazu zählt auch das Anlagenmodell ALMOD, das eine Simulation des Kühlsystems und aller wichtigen Komponenten des Regel- und Sicherheitssystems einer Kernkraftanlage mit Druckwasserreaktor gestattet. Dieses Rechenprogramm ist seit vielen Jahren im Rahmen der Begutachtung, der Risikobewertung sowie verschiedener Studien zu sicherheitsrelevanten Themenkreisen im Einsatz.

In den letzten Jahren wurden einige neue Fragestellungen aus dem Gebiet der Transientenanalyse für Druckwasserreaktoranlagen relevant, für die das Anlagenmodell ALMOD ursprünglich nicht konzipiert war, für deren Bearbeitung jedoch ein Rechenprogramm mit den typischen Eigenschaften eines Transientenmodells (sehr hohe Rechengeschwindigkeit, detaillierte Simulation von Systemen, Regelungen und Reaktorschutz) erforderlich ist. Hierzu zählen u. a. Transienten mit unsymmetrischem Verhalten unterschiedlicher Loops, Transienten mit Auftreten von Stromungsumkehr, langandauernde Transienten sowie verschiedene Problemstellungen bei Störfällen mit kleinen Brüchen oder mit Heizrohrleckagen.

Wesentliches Motiv für die Entwicklung des Rechenprogramms ALMOD 4 war es, ein diesen erhöhten Anforderungen genügendes Transientenmodell bereitzustellen.

Zielsetzung

Die konkreten Entwicklungsziele können folgendermaßen zusammengefaßt werden:

- Beseitigung verschiedener, in der physikalischen Modellbildung begründeter Schwachstellen und Einsatzgrenzen früherer ALMOD-Versionen. Hierzu gehören z. B. die Darstellung von Stromungsumkehr und unsymmetrischem Mehrloopbetrieb, eine verbesserte Modellierung zweiphasiger Kühlmittelzustände und die Beschreibung von Ausdampfvorgängen in Dampferzeugern.

- Beschleunigung des Rechengangs durch Einsatz fortschrittlicher numerischer Verfahren mit dem Ziel, Kurzzeittransienten in Echtzeit und Langzeittransienten erheblich schneller als in Echtzeit zu simulieren.
- Schaffung einer flexiblen Software-Struktur: Sie soll dem Benutzer ermöglichen, beliebige Geometrien des Kühlleitungssystems einfach darzustellen sowie eine Modellkonfiguration auszuwählen, die an den Erfordernissen der jeweiligen Problemstellung orientiert ist. Ferner soll sie die Ausbaufähigkeit und Pflögbarkheit des gesamten Programmsystems garantieren.

Programmstruktur

Um diese Ziele unter Beibehaltung des Verifikationsstandes von ALMOD zu erreichen, wurde auf die Neuentwicklung von Einzelmodellen weitgehend verzichtet. Statt dessen wurden die in ALMOD bereits vorhandenen Komponenten- und Systemmodelle mit anderen in der GRS erstellten, getesteten und verifizierten Software-Paketen innerhalb einer neu entwickelten Struktur, dem „modularen Netzwerk“, kombiniert.)

Das modulare Netzwerk ist in gewisser Weise einer speziellen Simulationssprache vergleichbar. Es gestattet die Darstellung des Kühlleitungssystems einer Anlage als beliebige Anordnung von Rohren und Verzweigungen. Die Struktur der Verzweigungen ist jedoch, anders als bei gewöhnlichen Netzwerkprogrammen, sehr allgemein. Sie ermöglicht es, beliebige spezielle Modelle zur Beschreibung von Komponenten in dieses Netzwerk einzubeziehen. Diese Modelle werden als eigenständige Programmpakete (Moduln) in einer „Verzweigungsmodulbibliothek“ geführt. Ein Benutzer kann an jeder Verzweigung oder Verbindung von Rohren ein Komponentenmodell aus dieser Bibliothek anwählen. Für die Gesamtheit der Rohre und Verzweigungsmoduln steht ein einheitliches Zeitintegrationsverfahren zur Verfügung, mit dem alle Differentialgleichungen simultan integriert werden. Eigenständige Modelle, für die eine Einbeziehung in dieses einheitliche Zeitintegrationsverfahren nicht möglich oder nicht sinnvoll ist (z.B. Modelle hydraulisch schwach gekoppelter Systeme), können als separat integrierte „Hauptmoduln“ behandelt werden.

In Bild 8.5 ist die Modellierung einer DWR-Anlage mit Hilfe der drei Elemente „Rohr“, „Verzweigungsmodul“ und „Hauptmodul“ erläutert. Neben Rohren (hellgrün) und einfachen Verbindungen bzw. Verzweigungen (grün) werden hier Verzweigungsmoduln (dunkelgrün) zur Beschreibung von Dampferzeuger, Druckhalter und Umwälzpumpe sowie Hauptmoduln (grau) zur Beschreibung der Neutronenkinetik und der Regelungssysteme benutzt.

Ein wesentlicher Vorteil der Struktur des modularen Netzwerkes ist die Austauschbarkeit und Kombinationsmöglichkeit unterschiedlicher Modelle und Verfahren. Die Modellkonfiguration kann gut an die Problemstellung angepaßt und durch geringe Datenmengen definiert werden. Fremdprogramme lassen sich auf einfache und standardisierte Weise als Verzweigungs- oder Hauptmoduln in das Programmsystem einbringen.

Neue Verfahren und Modelle

Bei den neu in ALMOD übernommenen Software-Paketen handelt es sich um

- ein vollimplizites Zeitintegrationsverfahren mit automatischer Zeitschritt- und Genauigkeitskontrolle. Das Verfahren wird zur Integration des durch Rohre und Verzweigungsmoduln definierten gewöhnlichen Differentialgleichungssystems verwendet;
- ein Grobmaschenverfahren zur Ortsdiskretisierung der in den Rohren des Netzwerkes zu lösenden Fluidodynamikgleichungen. Dieses Verfahren erzielt eine genaue örtliche Approximation schon mit relativ wenig Zellen. Es gestattet ferner die explizite Berücksichtigung beweglicher Unstetigkeiten (z.B. Siedelinien) im Lösungsverlauf und vermeidet dadurch die sonst üblicherweise auftretenden negativen Folgen solcher Unstetigkeiten für Rechenzeit und Genauigkeit¹⁾;

¹⁾ Schäfer, A., J. Miro et al.: ALMOD 4: Advanced PWR Transient Analysis Code. Proc. Topical Meeting on Anticipated and Abnormal Plant Transients in Light Water Reactors, Jackson, Wyoming, Sept 26 – 29, 1983

²⁾ Graf, U., J. Miro, A. Schäfer und W. Werner: Application of a Discontinuity-Tracking-Technique to Thermal-Hydraulics Analysis. ANS/AICHE/ASME 2nd International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Santa Barbara, California, Jan. 11 – 14, 1983

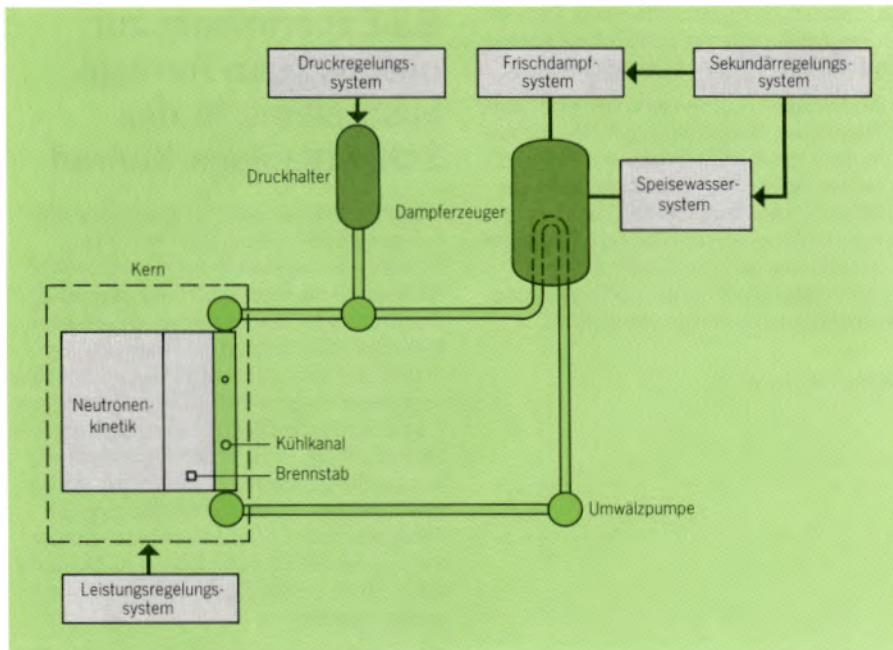


Bild 8.5: Beispiel einer DWR-Darstellung mit ALMOD 4

- ein Modell des dynamischen Schlupfes zur Berücksichtigung unterschiedlicher Phasengeschwindigkeiten.²⁾ Dieses Modell kann im Rahmen der Thermohydraulik der Rohre im Netzwerk wahlweise statt des sonst benutzten homogenen Gleichgewichtsmodells verwendet werden.

Anstelle des Grobmaschenverfahrens zur Lösung der Fluidodynamik der Rohre kann auch mit dem in früheren ALMOD-Versionen ausschließlich verfügbaren Verfahren der integrierten Massen- und Impulsbilanz gerechnet werden. In ALMOD 4 wird dieses Verfahren mit dem impliziten Zeitintegrationsverfahren kombiniert, wodurch sich sehr hohe Rechengeschwindigkeiten ergeben.

Die Komponenten- und Regelungsmodelle früherer ALMOD-Versionen sind, teilweise mit erweitertem Gültigkeitsbereich, in ALMOD 4 als Verzweigungs- bzw. Hauptmoduln verfügbar. Darüber hinaus enthält ALMOD 4 ein erweitertes Leittechnikmodell, das die Spezifikation der Funktionsweise von Regelungs- und Schutzsystemen mit Hilfe von Eingabedaten erlaubt.

Verifikation und Anwendung

Die Verifikation des Transientenmodells ALMOD 4 umfaßt die Einzelverifikation der neu in das Programmsystem übernommenen Verfahren sowie die Verifikation des Gesamtmodells.

Die Einzelverifikation der neuen Thermohydraulikverfahren anhand von Einzeleffektexperimenten (CANON, FRIGG) sowie von Vergleichen mit anderen Rechenprogrammen (CSNI-Benchmark) hatte bereits bei Übernahme dieser Programmpakete einen für die meisten Anwendungen innerhalb eines Transientenmodells ausreichenden Stand.

Seit Fertigstellung des Rechenprogramms im Herbst 1983 wird die Verifikation des Gesamtmodells betrieben. Bisher wurden Vergleiche mit Ergebnissen der letzten Programmversion ALMOD 3 sowie Nachrechnungen der Anfangsphase eines LOFT-Experiments und eines bei einem Inbetriebnahmeversuch aufgetretenen Notstromfalles durchgeführt. In den Bildern 8.6 und 8.7 sind Ergebnisse der Rechnungen zum LOFT-Experiment L3-7, in den Bildern 8.8 und 8.9 Ergebnisse der Rechnung zum Inbetriebsetzungsversuch „Notstromfall“ dargestellt.

Die bisher durchgeführten Verifikationsrechnungen zeigen, daß die Ergebnisse von ALMOD 4 mit denen der Vorgängerversion ALMOD 3 übereinstimmen, sofern die gleiche Modellkonfiguration verwendet und gleiche Randbedingungen angesetzt werden. Dies bedeutet, daß der bisher erreichte Verifikationsstand in der neuen Programmversion erhalten bleibt.

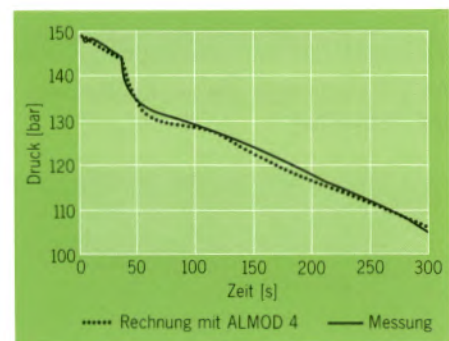


Bild 8.6: LOFT-Versuch L3-7, Druck in der heißen Leitung des intakten Loops

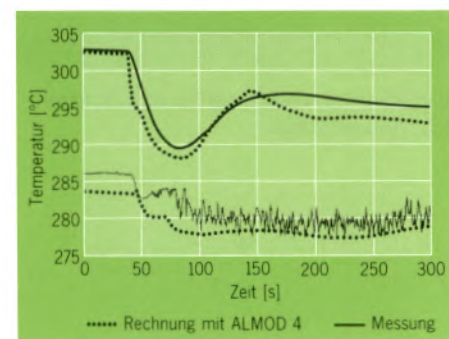


Bild 8.7: LOFT-Versuch L3-7, Temperaturen im intakten Loop

Weiter ergibt sich aus der bisherigen Programmanwendung, daß die angestrebte Beschleunigung des Rechengangs weitgehend erreicht wurde. Alle bisher mit ALMOD 4 gerechneten Kurzzeittransienten, auch die in den Bildern 8.6 bis 8.9 dargestellten Versuchsnachrechnungen, wurden schneller als Echtzeit gerechnet. Bei länger andauernden Transienten ist das Verhältnis von Rechenzeit zu Echtzeit noch wesentlich günstiger. Dies ergibt sich u.a.

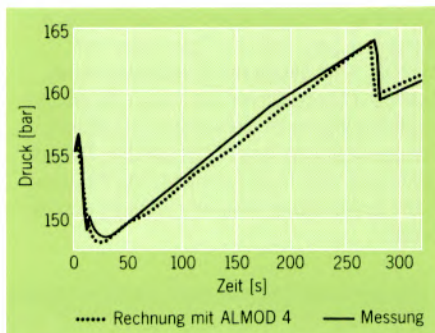


Bild 8.8: Inbetriebsetzungsversuch „Notstromfall“, Primärdruck

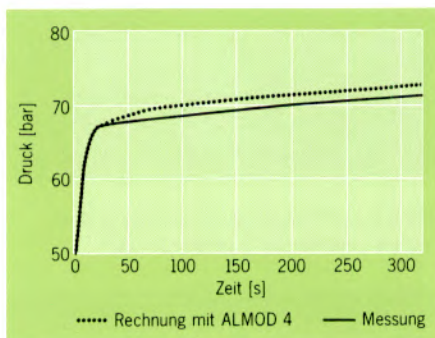


Bild 8.9: Inbetriebsetzungsversuch „Notstromfall“, Sekundärdruck

aus Rechnungen länger andauernder Transienten, die gegenwärtig mit ALMOD 4 zur Analyse von Heizrohrbrüchen durchgeführt werden.

In den von den Vorgängerversionen nicht abgedeckten Anwendungsbereichen ist der Verifikationsstand von ALMOD 4 noch unzureichend. In diesem Bereich wird der Schwerpunkt der künftigen Programmverifikation liegen. Dabei ist hier sowohl eine Einzelverifikation bestimmter Modelle wie auch eine Verifikation des Gesamtmodells an Integralexperimenten und Inbetriebnahmeversuchen erforderlich.

J. Miró und A. Schafer

8.3 Experimente zur untertägigen Aerosol-ausbreitung in der Schachanlage Konrad

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für das geplante Bundesendlager Konrad für schwach- bis mittelaktive Abfälle sind Störfallanalysen für die obertägigen und untertägigen Schachanlagen durchzuführen, die die potentielle Strahlenexposition der Bevölkerung außerhalb der Anlage ermitteln. Mit der Durchführung dieser Analysen hat die Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB), Braunschweig, die GRS beauftragt. Unter anderem werden Ereignisse in Betracht gezogen, die beim untertägigen Transport und bei der Handhabung von Abfallgebinden zu hohen mechanischen oder thermischen Belastungen führen, so daß radioaktive Stoffe aus Abfallgebinden freigesetzt werden können.

Wenn, bedingt durch einen Störfall, radioaktive Stoffe aus Abfallgebinden untertagig freigesetzt werden, kann eine Freisetzung in die Umgebung erst erfolgen, nachdem sie sich durch Teile des untertägigen Streckennetzes (abhängig vom Ort des Ereignisses) ausgebreitet haben und durch den etwa 900 m tiefen Abwetterschacht des ehemaligen Eisenerzbergwerkes gelangt sind. Zwischen dem einziehenden und dem ausziehenden Schacht, die etwa 1500 m auseinander liegen, erstreckt sich in Teufen zwischen 800 und 1200 m unter der Tagesoberfläche ein weitverzweigtes, auf mehreren Sohlen verteiltes Streckennetz (Bild 8.10). Die Bewetterung der Anlage prägt der untertägigen Luftströmung und damit der Ausbreitung von freigesetzten radioaktiven Aerosolen und Gasen eine Vorzugsrichtung vom einziehenden zum ausziehenden Wetterschacht auf. Je nach dem Streckenquerschnitt (typisch ca. 25 m²) und Wettervolumenstrom variieren die Wettergeschwindigkeiten und damit die Ausbreitungsgeschwindigkeit von Stäuben. Sie liegen in den Strecken bei Werten deutlich unter 1 m/s und hinauf bis zu einigen m/s. Im Abwetterschacht, wo die verzweigten Bewetterungsströme zusammentreffen, betragen die Wettergeschwindigkeiten 5 m/s und mehr, so daß auch größere Aerosolpartikel durch den Schacht nach oben transportiert werden können.



Bild 8.10: Teil des untertägigen Streckennetzes der Schachanlage Konrad (Bild: GSF)

Bei Störfällen freigesetzte radioaktiv kontaminierte Staubpartikel werden je nach Abfallgebindeigenschaften und Art der Belastung sehr unterschiedliche Partikelgrößenverteilungen aufweisen. Während Brandaerosole bei Partikelgrößen unter $10\ \mu\text{m}$ und damit im atemfähigen Bereich liegen, haben durch mechanische Einwirkung erzeugte Stäube im allgemeinen eine Größenverteilung, die wesentlich größere Partikel mit einschließt.

Im wesentlichen dominieren die drei physikalischen Prozesse

- Brownsche Diffusion,
- turbulente Diffusion (Wirbeldiffusion) und
- Sedimentation

das Ablagerungsverhalten in den turbulent durchströmten Kanälen des untertägigen Streckennetzes. Die Wirksamkeit dieser Prozesse kann je nach Partikelgröße und Randbedingungen um Größenordnungen variieren.

Die Turbulenz der Luftströmung in den untertägigen Strecken bewirkt, daß für nicht zu große Staubpartikel ($< 30\ \mu\text{m}$) Inhomogenitäten der Aerosolkonzentration über den Kanalquerschnitt schnell ausgeglichen werden. Damit ist für die Änderung der Staubkonzentration längs

des Transportweges als Funktion der Transportzeit t eine exponentielle Abnahme

$$n(t) = n_0 e^{-AT}$$

(n_0 = Staubkonzentration zur Zeit $t=0$)

zu erwarten. Dabei setzt sich die Größe A aus den partikelgrößenabhängigen Beiträgen der aufgeführten Abscheideprozesse zusammen, die ihrerseits von den geometrischen Randbedingungen, aber teilweise auch wesentlich von den Wandrauigkeiten und Wandinhomogenitäten der untertägigen Strecken abhängen.

Wegen der Bedeutung von Abscheideprozessen auf dem Transportweg für die Ermittlung von potentiellen radiologischen Folgen bei Störfällen wurde zur Verifikation des aufgestellten theoretischen Modells und zur experimentellen Bestimmung der Größe A als Funktion der Korngröße ein experimentelles Programm aufgestellt.

Die Experimente wurden in der Schachanlage Konrad vom Institut für Toxikologie und Aerosolforschung der Fraunhofer Gesellschaft, Hannover, durchgeführt. Sie lassen sich im wesentlichen wie folgt charakterisieren:

- Als Testaerosol wurde Ytterbiumchlorid eingesetzt, das sich mit einem Aerosolgenerator durch Versprühen und Trocknen einer wäßrigen Ytterbiumchloridlösung mit einer Größenverteilung zwischen $0,1\ \mu\text{m}$ und $20\ \mu\text{m}$ einfach erzeugen läßt.
- Das nicht-toxische Ytterbiumchlorid läßt sich mit hoher Empfindlichkeit über das zur Elementgruppe der Seltenen Erden gehörende Ytterbium mit Hilfe der Atomabsorptionsspektroskopie nachweisen.
- Da Ytterbium im Hintergrundstaub der Schachanlage Konrad, der im Mittel mit Konzentrationen um $1\ \text{mg}/\text{m}^3$ im Wetterstrom vorliegt, nicht enthalten ist, konnte das Testaerosol auch bei im Vergleich zum Hintergrundstaub sehr kleinen Konzentrationen einwandfrei quantitativ nachgewiesen werden.
- Für die Ausbreitungsexperimente wurde eine möglichst lange (ca. 2200 m) Strecke ausgewählt, die für die Schachanlage repräsentativ ist und bei der ein definierter Transportweg und damit auch eine definierte Transportzeit vom Aerosolgenerator zu den einzelnen Probenahmestellen gegeben ist.
- Bei den Ausbreitungsexperimenten wurde jeweils etwa eine Stunde lang vom Aerosolgenerator Testaerosol versprüht. Die zeitlich integrierte Konzentration des Testaerosols wurde an vier auf der Länge der Teststrecke verteilten Meßstellen mit Hilfe von Staubsammelgeräten gemessen. Dabei kamen zum einen Gesamtstaubsammler mit hohem Luftdurchsatz von $100\ \text{m}^3/\text{h}$ zum Einsatz, zum anderen Impaktoren, die den luftgetragenen Staub in 8 Größenklassen zwischen $0,066\ \mu\text{m}$ und $16\ \mu\text{m}$ fraktionieren.
- Die turbulente Strömung sorgte dafür, daß die in unmittelbarer Nähe der Aerosolquelle über den Streckenquerschnitt inhomogene Konzentrationsverteilung des Testaerosols nach einer Ausbreitungsstrecke von weniger als 25 Streckendurchmessern hinreichend gleichverteilt war. Die erste Meßstelle war daher 115 m wetterabwärts vom Aerosolgenerator positioniert. Durch parallellaufende Aerosolmeßgeräte in der Mitte und am Rande des Streckenquerschnitts wurde dort eine hinreichende Gleichverteilung nachgewiesen. Diese erste Meßstelle nach dem Aerosolgenerator bildete den eigentlichen Aus-

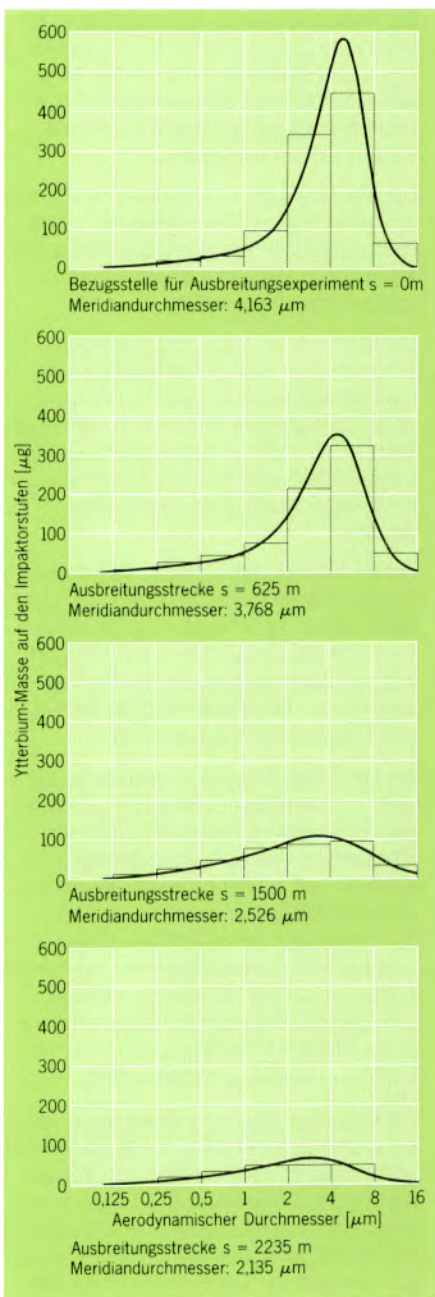


Bild 8.11: Änderung der luftgetragenen Testaerosolkonzentration längs der Transportstrecke in Abhängigkeit vom aerodynamischen Durchmesser der Aerosolpartikel gemessen mit in Größenklassen sortierenden Impaktoren

gangspunkt eines Ausbreitungsexperimentes. Die Entfernungen und Ausbreitungszeiten zu den weiteren Meßstellen sind relativ auf diese Meßstelle bezogen.

Die Ergebnisse der Ausbreitungsexperimente haben den theoretischen Ansatz der exponentiellen Konzentrationsabnahme längs des Ausbreitungsweges bestätigt. Der Faktor A im Exponenten konnte als Funktion der Korngröße über den Größenbereich des Testaerosols bestimmt werden. Bild 8.11 zeigt die Ergebnisse eines solchen Experimentes. Aufgetragen ist die mit den gröbenselektierenden Impaktoren nachgewiesene Menge an Ytterbium in μg . Die Abnahme der luftgetragenen Testaerosolkonzentration längs des Transportweges ist deutlich zu sehen. Man erkennt leicht die wesentlich effektivere Abscheidung für große Partikel im Bereich $4\text{--}16\text{ }\mu\text{m}$. Die detaillierte Auswertung zeigt, daß hier die turbulente Diffusion den dominanten Beitrag liefert. Die aufgeführten Meridiandurchmesser, die aus den an die Daten angepaßten glatten Kurven ermittelt werden, geben den aerodynamischen Durchmesser an, der die Massenverteilung in zwei massenmäßig gleiche Teil halbiert. Aufgrund der effizienteren Abscheidung für große Partikel verschiebt er sich längs des Transportweges zu kleineren Durchmessern.

Analog wurden auch erste Ausbreitungsexperimente im Abweterschacht durchgeführt, die jedoch nicht so klare Ergebnisse aufwiesen. In diesem Fall war die Korrelation zwischen der Änderung der Partikelgrößenverteilung längs des Transportweges von der Meßstelle nahe der untertägigen Einmündung zum Abweterschacht durch den Schacht bis zum Diffusor und der partikelgrößenabhängigen Ablagerung nicht befriedigend. Somit konnte der Abscheidemechanismus für Aerosolpartikel beim Transport durch den Abweterschacht noch nicht vollständig geklärt werden. Hierzu sind ergänzende Messungen geplant.

Insgesamt haben die untertägigen Ausbreitungsexperimente gezeigt, daß bei einer störfallbedingten Freisetzung aerosolgebundener radioaktiver Stoffe aus Abfallgebinden auf dem Transportweg bis zur obertägigen Freisetzung in die Atmosphäre je nach Partikelgröße Abscheideprozesse in erheblichem Umfang wirksam sind. Damit würden potentielle Strahlenexpositionen in der Umgebung der Schachtlage entsprechend reduziert. Legt man eine

mittlere Wettergeschwindigkeit von $1,5\text{ m/s}$ in den untertägigen Strecken zugrunde, so reduziert sich beispielsweise für Aerosolpartikel mit aerodynamischen Durchmessern zwischen 4 und $16\text{ }\mu\text{m}$ auf 2000 m untertägiger Streckenlänge der luftgetragene Anteil um etwa einen Faktor 10 . Für Aerosolpartikel mit kleineren aerodynamischen Durchmessern sind die Abscheideeffekte weniger wirksam. So erfahren Partikel im Größenbereich zwischen 2 und $4\text{ }\mu\text{m}$ in dem betrachteten Beispiel eine Reduktion um etwa einen Faktor 5 . Partikel von $1\text{--}2\text{ }\mu\text{m}$ um etwa einen Faktor 2 .

F. Lange

9.1 Deterministische und stochastische Schwingungsanalyse maschinentechnischer Systeme

Bei allen im Genehmigungsverfahren Beteiligten wächst die Erkenntnis, daß die Vorgehensweise zur Berücksichtigung von Lasten aus seltenen Ereignissen, wie zum Beispiel Erdbeben, nachteilige Auswirkungen auf das Verhalten der Anlage im Normalbetrieb haben kann. Dies betrifft insbesondere die Rohrleitungssysteme, die in ihrer erforderlichen Flexibilität behindert werden können.

Bei der Anwendung der einfachen Antwortspektrenmethode, der bei Mehrfachanregung ein einhüllendes Spektrum zugrunde liegt, wird allgemein davon ausgegangen, daß die mit diesem Verfahren errechneten Ergebnisse konservativ sind. Neuere Untersuchungen haben gezeigt, daß diese Aussage auf Systeme mit eng beieinanderliegenden Eigenfrequenzen nicht generell übertragbar ist.

Unsere Gesellschaft hat im Rahmen ihrer beratenden Tätigkeit u.a. Kriterien für die Beurteilung der unterschiedlichen Analyseverfahren sowohl deterministischer als auch stochastischer Art zum Nachweis des Schwingungsverhaltens bei seismischer Einwirkung auf maschinentechnische Komponenten erarbeitet¹⁾.

Diesen theoretischen Betrachtungen schlossen sich einige numerische Analysen an. Dabei wurde auch ein Sonderfall einer Rohrleitung mit hoher Zahl von dicht beieinanderliegenden Eigenfrequenzen dynamisch analysiert. Dieser Beitrag zeigt, wie es in einem solchen Fall möglich ist, durch Einsatz eines stochastischen Analyseverfahrens anstelle von zum Teil aufwendigeren Methoden zutreffende Aussagen zu erhalten. Bild 9.1 zeigt das Rechenmodell der Rohrleitung. Der Kopplungsgrad der benachbarten Schwingungsformen, die das Eigenverhalten des Systems charakterisieren, ist Tabelle 9.1 zu entnehmen. Dieses System wur-

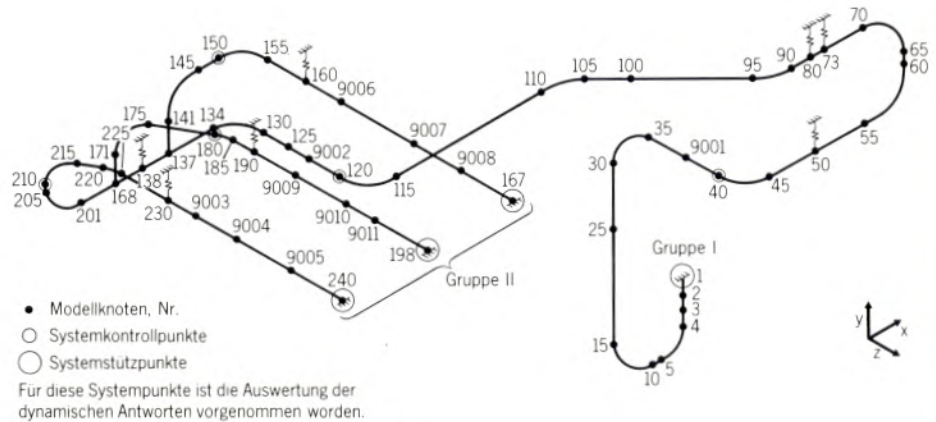


Bild 9.1: Modellierung des Rohrleitungssystems

Lfd. Nr. i	Frequenz f [Hz]	Periode [s]	Kopplungsgrad der Schwingungsformen		Kopplungsgruppe			
			$\Delta i = \frac{(f_{i+1} - f_i)}{f_i}$	Δi [%]	$\gg 10\%$	$\sim 10\%$	$> 5\%$	$\leq 5\%$
1	2,937	0,3405	0,2703	27,0	x			
2	3,731	0,2680	0,3374	33,7	x			
3	4,990	0,2004	0,0545	5,5			x	
4	5,262	0,1900	0,1627	16,3	x			
5	6,118	0,1635	0,1610	16,1	x			
6	7,103	0,1408	0,0413	4,1				x
7	7,396	0,1352	0,0464	4,6				x
8	7,739	0,1292	0,0447	4,5				x
9	8,085	0,1237	0,1772	17,7	x			
10	9,518	0,1051	0,0212	2,1				x
11	9,720	0,1029	0,0651	6,5			x	
12	10,353	0,0966	0,0635	6,4			x	
13	11,010	0,0908	0,0334	3,3				x
14	11,378	0,0879	0,1028	10,3		x		
15	12,548	0,0797	0,0544	5,4			x	
16	13,607	0,0735	0,0357	3,6				x
17	14,093	0,0710	0,0051	0,5				x
18	14,165	0,0706	0,1058	10,6		x		
19	15,664	0,0638	0,1082	10,8		x		
20	17,359	0,0576	0,0627	6,3			x	
21	18,466	0,0542	0,0598	6,0			x	
22	19,550	0,0512	0,0496	5,0				x
23	20,520	0,0487						

Tabelle 9.1: Kopplungsgrad der Schwingungsformen

¹⁾ Jonczyk, J.: Bewertende Übersicht über verschiedenartige Verfahren zur Analyse des seismischen Verhaltens leichter schwingungsfähiger Systeme, VDI-Berichte Nr. 320, 1978, S. 173/86

²⁾ Zur Erdbebensicherheit: Stochastische Schwingungsanalyse maschinentechnischer Systeme, GRS-Jahresbericht 1978, S. 43/44

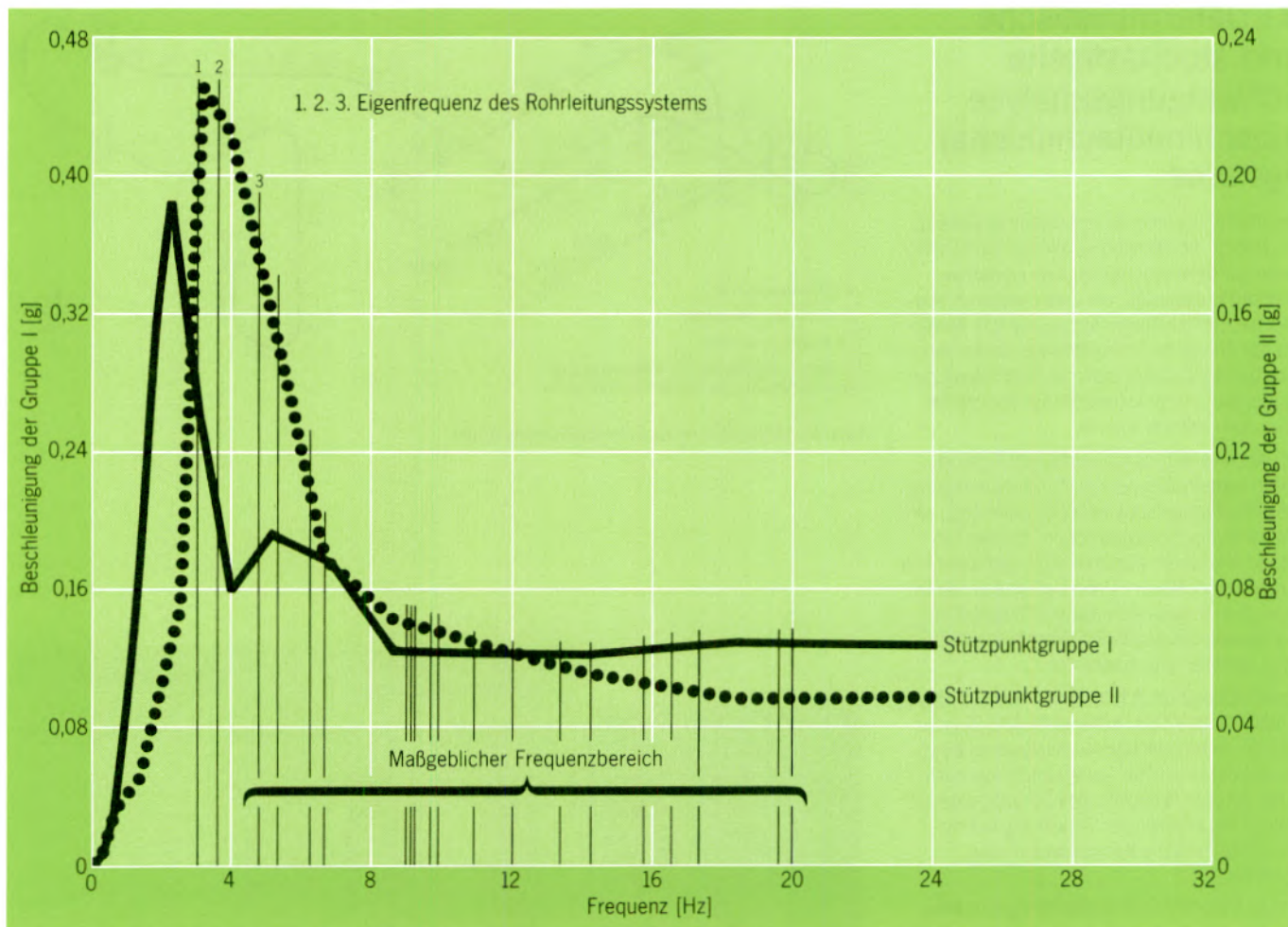


Bild 9.2: Anregespektren des Rohrleitungssystems mit deren maßgeblichem Eigenfrequenzbereich (Gruppen mit hohem Kopplungsgrad der Schwingungsformen)

de zunächst einer Mehrfachanregung unterzogen und mittels einer Zeitverlaufsmethode, einer einfachen Antwortspektrummethode und eines Multispektralverfahrens (Methode der gewichteten Spektren) numerisch untersucht. Bild 9.2 zeigt die Anregespektren der Beschleunigung an den Stützpunkten (Gruppe I und II).

Des weiteren wurde die Rohrleitung einer Einfachanregung (d.h. identisch für Gruppe I und II) unterzogen und dabei mit Hilfe einiger deterministischer Verfahren wie auch einer stochastischen Methode dynamisch analysiert.

Bild 9.3 zeigt die Spektraldichtefunktion (SDF) der Beschleunigung an den Stützpunkten.

Diese Untersuchungen erlauben hinsichtlich einer differenzierten Auswahl von Analysemethoden folgende praktische Hinweise: Die stochastische Methode ist dem deterministischen Verfahren dann vorzuziehen, wenn ein System im maßgeblichen Frequenzbereich der Anregung eine erhebliche Häufung von dicht beieinanderliegenden Eigenvektoren aufweist. Dies gilt insbesondere für Systeme, z.B. Rohrleitungen, die an unterschiedlichen Stützpunkten einer heterogenen Zufallsanregung unterzogen

werden. Nur eine dynamische stochastische Vorgehensweise erfasst in einer einzigen einfachen Analyse den Zufallscharakter der Erdbebenanregung und kann, bei Systemen wie oben erwähnt, die Kreuzkorrelation der modalen Größen und die der Stützpunktanregung berücksichtigen. Aus diesem Grund liefert dieses Verfahren realistischere Ergebnisse als die Gruppe der deterministischen Methoden. Zudem ist die stochastische Methode auch kostengünstiger als die Zeitverlaufsmethode. Trotzdem war sie bisher nicht sehr verbreitet, wird jedoch zunehmend in Japan und USA empfohlen.

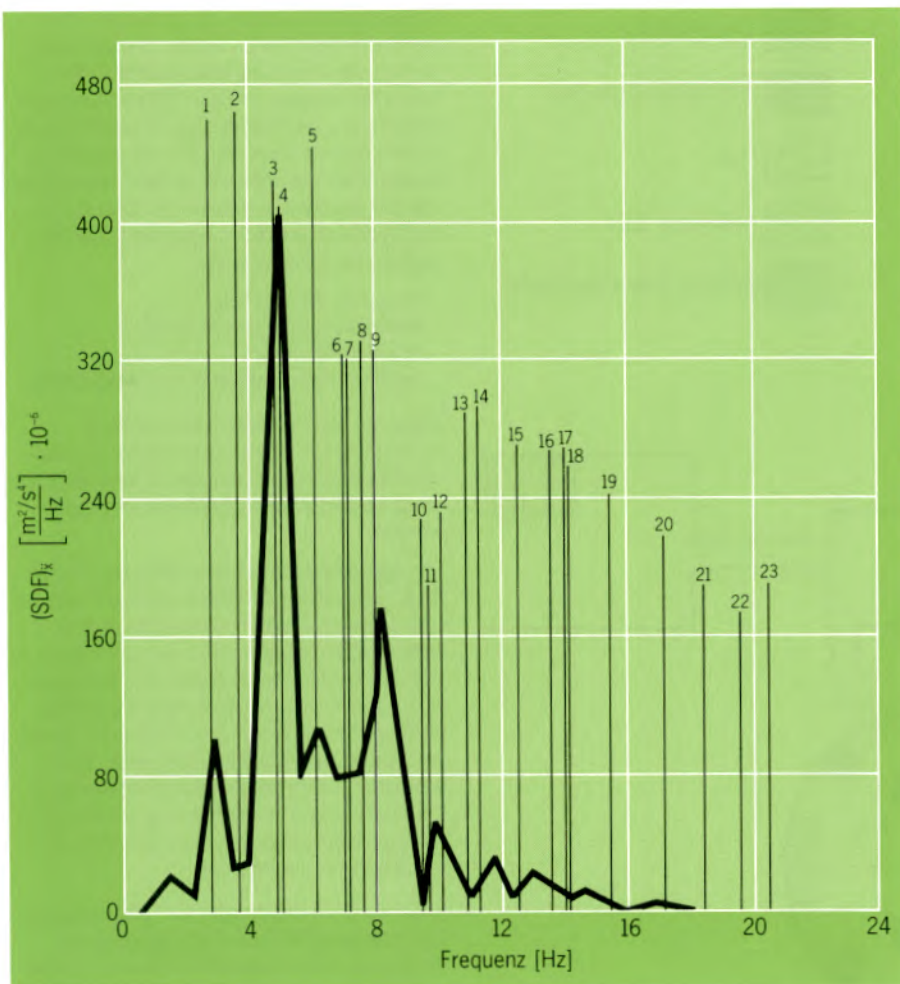


Bild 9.3: Spektraldichtefunktion (SDF) der Beschleunigung der „Strong-Motion-Phase“ des normierten San-Francisco-Erdbbens

Wird auf die stochastische Vorgehensweise verzichtet und soll eines der deterministischen Verfahren herangezogen werden, dann gilt folgendes: In Ausnahmefällen – wenn die Zahl der Kopplungsgruppen der eng benachbarten Eigenfrequenzen im Bereich $\leq 5\%$ zahlenmäßig dem des Bereichs $> 5\%$ bis ca. 10% entspricht – sollte die Zeitverlaufsmethode angewendet werden. In diesem Fall ist ein Integrationszeitschritt $\Delta t = 1/5$ der Periode der Abschnidefrequenz hinreichend klein. Bei unterschiedlichen Stützpunktzeitverläufen ist die Methode der unabhängigen Stützpunktbewegung anzuwenden. In den Fällen, wo sich die Kopplungs-

gruppen überwiegend im Bereich 5 bis 10% befinden, sollte bei Antwortspektrenmethoden das CQC-Verfahren (Complete Quadratic Combination) zur Überlagerung der zwischenmodalen Anteile angewendet werden. Bei unterschiedlicher Stützpunktanregung wäre anstelle der einfachen Antwortspektrummethode das Multispektralverfahren zu bevorzugen.

J. Jonczyk

9.2 Brandschutz im Kernkraftwerk

In kerntechnischen Anlagen müssen Brandschutzmaßnahmen getroffen werden, um sicherheitstechnisch wichtige Systeme und Anlagenteile, die sie umschließenden baulichen Anlagen sowie das dort tätige Personal vor Bränden und deren Folgewirkungen zu schützen. Dieser Anspruch geht über den konventionellen Brandschutz hinaus, da hier die Komponenten und Systeme nicht nur ihres Sachwertes wegen geschützt werden, sondern ihre Funktionsfähigkeit erhalten bleiben muß, um eine Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern und so die Umgebung zu schützen. Aufgabe des nuklearen Brandschutzes ist zusätzlich die Lösung von Zielkonflikten, die sich aus Anforderungen der kerntechnischen Sicherheit (z.B. Strahlenschutz) und des konventionellen Brandschutzes ergeben. Die brandschutztechnische Auslegung der Kernkraftwerke orientierte sich in der Vergangenheit primär an den konventionellen Brandschutzanforderungen. Der Umfang der danach vorzusehenden Brandschutzmaßnahmen richtet sich insbesondere nach der Höhe der Brandlast und den baulichen Gegebenheiten. Bild 9.4 zeigt beispielhaft die Anordnung von wesentlichen Brandlasten in einem Kernkraftwerk.

Mit der Weiterentwicklung der Kernkraftwerke änderten sich die Brandschutzanforderungen entscheidend. Die neueren Brandschutzkonzepte zielen darauf ab, insbesondere den baulichen Brandschutz der redundanten Auslegung wichtiger Anlagenteile im Kernkraftwerk anzupassen. Weiterhin können mit diesen neuen Konzepten Zielkonflikte, die sich aus den konventionellen Brandschutzanforderungen und sonstigen Sicherheitsanforderungen (z.B. zum Strahlenschutz und zur Aktivitätsrückhaltung) ergeben, teilweise kompensiert werden.

Zur sicherheitstechnischen Bewertung und Einordnung dieser nuklearspezifischen Brandschutzkonzepte werden im Auftrag des Bundesministers des Innern (BMI) von der GRS Untersuchungen durchgeführt. Ausgangspunkt auf dem Weg zu einer quantitativen Bewertung der Brandschutzmaßnahmen war eine Bestandsaufnahme des brandschutztechnischen Auslegungszustandes älterer Kernkraftwerke. Dabei konnten hinsichtlich der brandschutztechnischen Auslegung drei Entwicklungsstu-

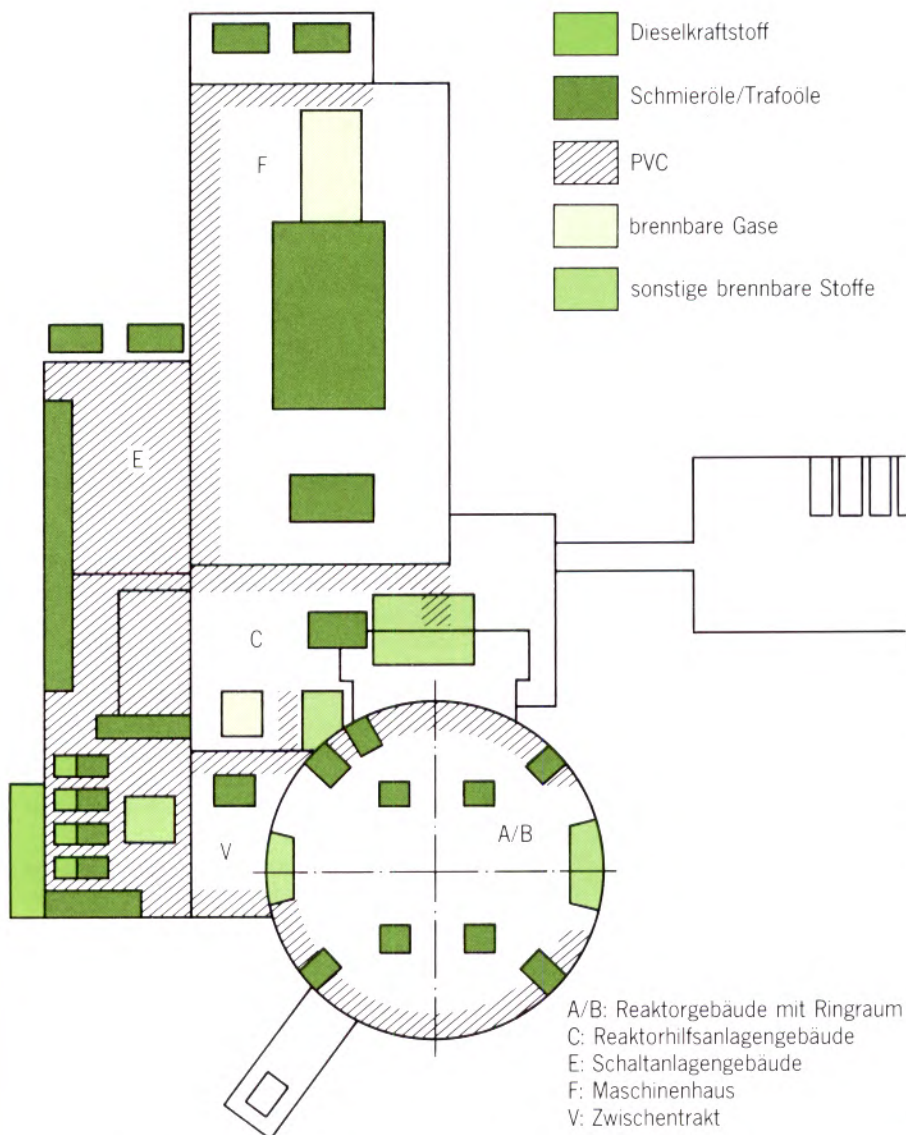


Bild 9.4: Orte größerer Mengen brennbarer Stoffe in einem Kernkraftwerk

fen festgestellt werden, die im wesentlichen durch den Grad der baulichen, brandschutztechnischen Trennung redundanter Sicherheitseinrichtungen und durch Maßnahmen zur Minimierung der Brandlasten im Sicherheitsbehälter charakterisiert sind. Für die detaillierte Untersuchung wurden vier Anlagen, sowohl solche mit Druckwasserreaktor als auch solche mit Siedewasserreaktor, ausgewählt und bezüglich der Schwerpunkte

- baulicher Brandschutz,
- Branderkennung und -meldung,
- Brandbekämpfung,
- administrativ-organisatorische Maßnahmen

analysiert. Wo bei dieser Untersuchung Schwachstellen zu erkennen waren, sind zwischenzeitlich in Abstimmung mit allen Beteiligten die Brandschutzmaßnahmen verbessert worden.

Um die Bedeutung des Brandschutzes für die Reaktorsicherheit detailliert beurteilen und die Brandschutzmaßnahmen hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Relevanz optimieren zu können, werden Brandverläufe und Brandauswirkungen in einer neueren Referenzanlage analysiert und in einer risikoorientierten Brandgefahrenanalyse quantitativ bewertet. Dazu werden in Zusammenarbeit mit anderen Institutionen und unter Federführung der GRS theoretische, statistische und experimentelle Untersuchungen durchgeführt.

In der vom Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) in Auftrag gegebenen deutschen Risikostudie, Phase B, wird von der GRS der durch ein Ereignis „Brand“ bedingte Beitrag zum Risiko ermittelt. Die einzelnen Arbeitspakete des BMI- und BMFT-Vorhabens sind so abgestimmt, daß sie sich gegenseitig ergänzen und die Ergebnisse in beide Vorhaben einfließen.

Unter Berücksichtigung der sicherheits- und brandschutztechnischen Randbedingungen werden für die Referenzanlagen der jeweiligen Vorhaben denkbare Brandstörfälle untersucht. Hierbei werden kritisch ausgewählte Ereignisabläufe mit Hilfe von zeitabhängigen Ereignisablaufdiagrammen dargestellt und analysiert. Die Ereignisabläufe werden bis zur Ankopplung an bereits in anderem Zusammenhang betrachtete systemtechnische Ereignisabläufe, mindestens jedoch bis zur Beeinträchtigung sicherheitstechnisch notwendiger Systeme

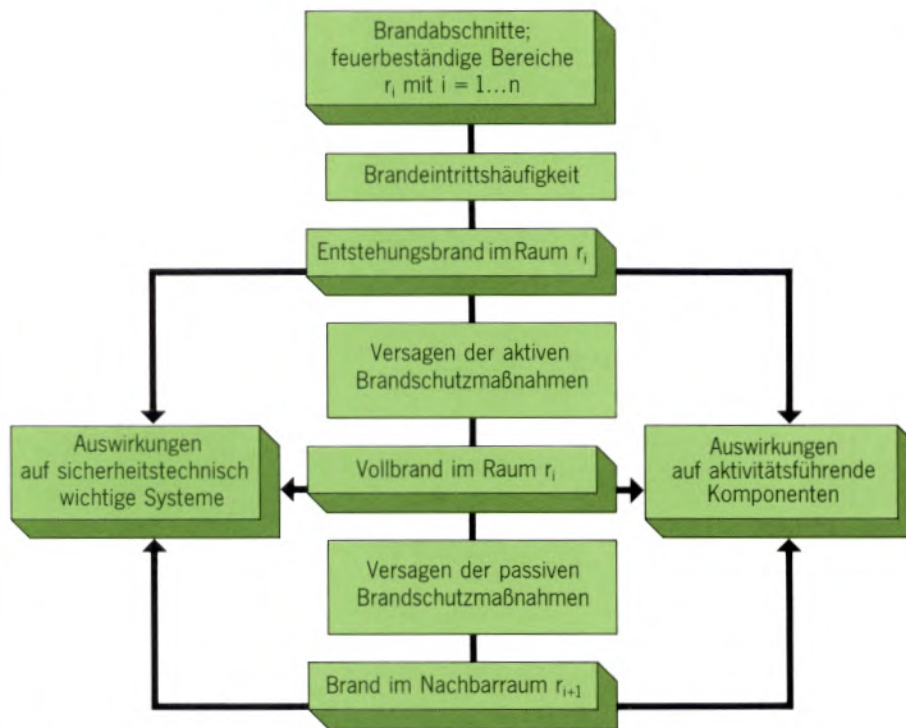


Bild 9.5: Grundsätzliche Vorgehensweise bei der Brandgefahrenanalyse

verfolgt. Die grundsätzliche Vorgehensweise bei diesen Untersuchungen zeigt Bild 9.5.

Im Berichtsjahr sind zu den BMI- und BMFT-Vorhaben grundlegende Arbeiten zur Analyse der Datenbasis und zur Identifizierung von aus brandschutztechnischer Sicht kritischen Raumbereichen durchgeführt worden. Die relevanten Daten betreffen die

- Brandeintrittshäufigkeit und
- Ausfallhäufigkeit von aktiven und passiven Brandschutzmaßnahmen.

Da zu diesen Punkten Daten für deutsche Anlagen nicht in hinreichendem Maße verfügbar waren, mußte auf Daten aus den USA zurückgegriffen und deren Übertragbarkeit auf deutsche Verhältnisse untersucht werden.

Zur modellhaften Beschreibung des Brandverlaufes wurden experimentelle und theoretische Untersuchungen zur Brandauswirkung in bestimmten, realistisch nachgebildeten Raumbereichen und zum Verhalten von Brandaerosolen in Lüftungseinrichtungen durchgeführt. Da-

mit sind wesentliche Grundlagen für die Quantifizierung der brandspezifischen Ereignisabläufe geschaffen und ein wichtiger Teilschritt in den Optimierungsanalysen (BMI-Vorhaben) bzw. Risikoanalysen (BMFT-Vorhaben) erreicht worden. Erste Gesamtergebnisse zu diesen Vorhaben werden bis Ende 1984 vorliegen.

H. Brenig, H. Liemersdorf und H. Riotte

In Zusammenarbeit mit dem Bereich Verfahren

9.3 Dampferzeuger-Heizrohrbruch

Die GRS beschäftigt sich seit vielen Jahren mit der Erfassung und Auswertung sicherheitsbezogener Betriebserfahrungen aus Kernkraftwerken. Im Rahmen dieser vom Bundesminister des Innern in Auftrag gegebenen Tätigkeit wurde eine umfangreiche Auswertung von Vorkommnissen mit Dampferzeuger-Heizrohrbruch durchgeführt, mit dem Ziel, die zu diesem Problem international vorliegenden Erfahrungen für deutsche Druckwasserreaktoren nutzbar zu machen. Im Vordergrund der Betrachtung standen dabei die Systeme und Maßnahmen zur Beherrschung eines Heizrohrbruches.

In der Vergangenheit gab es fünf Vorkommnisse, bei denen eine größere Dampferzeuger-Heizrohrleckage zu beobachten war. Alle Vorkommnisse traten in ausländischen Anlagen auf. In allen Fällen konnte die Anlage sicher abgefahren werden, obwohl im Einzelfall eine Reihe zusätzlicher Störungen und Schwierigkeiten zu verzeichnen war.

Die gewichtigeren der Probleme hängen praktisch alle mit dem in den betroffenen ausländischen Anlagen zugrunde liegenden Konzept zur Beherrschung von Dampferzeuger-Heizrohrbrüchen zusammen. In diesen Anlagen wird ein Dampferzeuger-Heizrohrbruch in der Anfangsphase wie jeder andere kleine Kühlmittelverluststörfall behandelt, d.h., es kommt zur Anregung der Notkühlkriterien und damit zum Anlaufen der Sicherheitseinspeisung. Dieses Vorgehen stellt zwar sicher, daß im Reaktor-kühlkreislauf ausreichend Kühlmittel vorhanden ist, beim Dampferzeuger-Heizrohrbruch erscheint es aber, wie die Auswertung der Erfahrungen zeigt, nicht optimal.

Im Gegensatz zu den betroffenen ausländischen Anlagen werden bei deutschen Druckwasserreaktoren im Falle eines Heizrohrbruches vom Reaktorschutzsystem speziell auf diesen Störfall abgestimmte automatische Maßnahmen eingeleitet, mit dem Ziel, u.a. den Füllstand im Druckhalter zu stabilisieren, ohne daß es zur Anregung der Sicherheitseinspeisung kommt. Bei ordnungsgemäßer Funktion

der Maßnahmen sind vergleichbare Schwierigkeiten wie in den ausländischen Anlagen nicht zu erwarten.

Treten in den vorgelagerten Sicherheitsmaßnahmen aber Störungen auf, so sind auch in deutschen Anlagen Störfallabläufe denkbar, bei denen es zur Anregung der Notkühlkriterien und damit u.a. zum Anlaufen der Sicherheits-einspeisung kommt. Zur genaueren Untersuchung dieser Problematik wurde eine Reihe anlagendynamischer Rechnungen durchgeführt. Die betrachteten Rechenfälle stellen Beispiele dar, ausgewählt unter dem Gesichtspunkt, von den denkbaren Abläufen die wahrscheinlicheren zu untersuchen. Bei den Rechnungen wurde versucht, möglichst realistische Annahmen zu treffen. Bezugspunkt für alle übrigen Rechnungen ist die Rechnung für einen Heizrohrbruch ohne zusätzliche Störungen (Basisfall).

Anhand der Ergebnisse der Rechnungen sollen im folgenden einige Aspekte diskutiert werden, die bei einer Optimierung der Maßnahmen zur Beherrschung eines Heizrohrbruches zu berücksichtigen sind.

Abstand von den Notkühlkriterien

Der Verlauf des Druckhalterfüllstandes im Basisfall (Bild 9.6) zeigt etwa 50 s nach Störfalleintritt ein deutliches Minimum. Das Minimum kommt mit 3,17 m dem Reaktorschutzgrenzwert von 2,85 m, bei dem der Primärkreisabschluß und in Verbindung mit niedrigem Primärdruck die Notkühlung angeregt wird, sehr nahe. Der starke Abfall des Druckhalterfüllstandes im Anfangsbereich wird zum überwiegen- den Teil durch den Abfall der mittleren Kühlmitteltemperatur bestimmt und nur zum geringen Teil durch die Lecküberströmung. Es gibt eine Reihe von Effekten, die zu einer zusätzlichen Reduktion der mittleren Kühlmitteltemperatur oder einer Erhöhung des Nettokühlmittelaustrages aus dem Primärkreis führen können. Besondere Bedeutung kommt in diesem Zusammenhang der verzögerten Turbinenschnellabschaltung (TUSA) zu, die einen starken Einfluß auf den Druckhalterfüllstand hat. Erfolgt die TUSA gleichzeitig mit der Reaktorschnellabschaltung (RESA), also ohne Verzögerung, so fällt der Druckhalterfüllstand im Vergleich zum Basisfall deutlich langsamer ab. Er

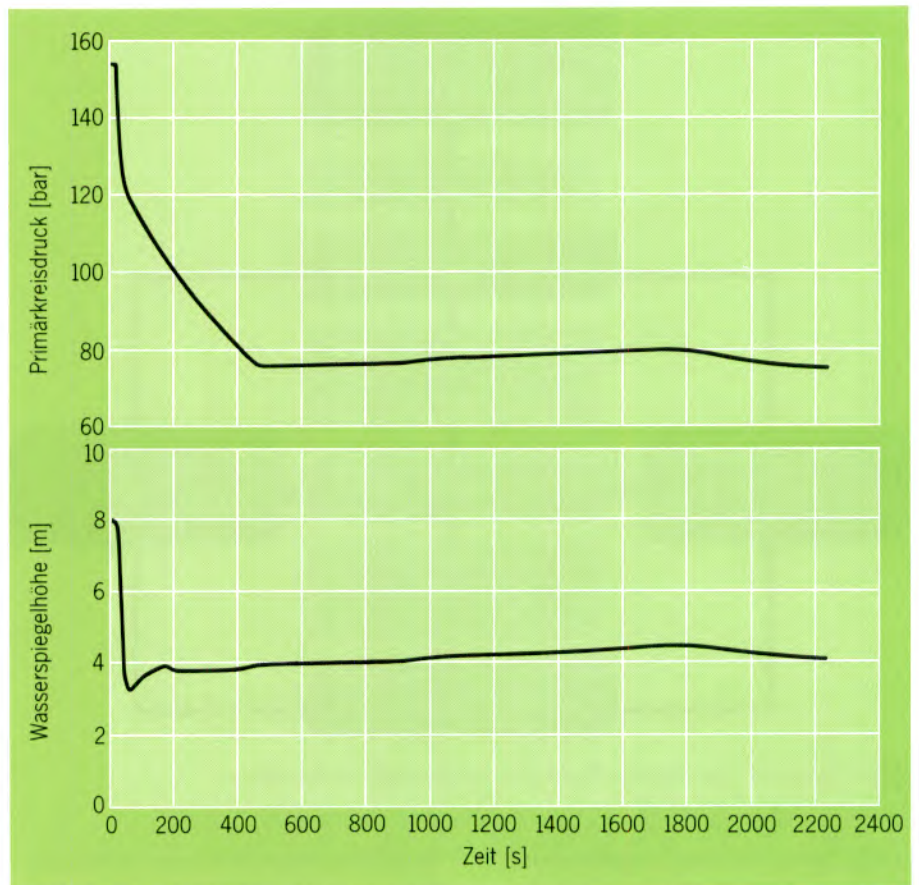


Bild 9.6: Primärkreisdruck und Wasserstand im Druckhalter beim Heizrohrbruch in einem Dampferzeuger (Basisfall)

erreicht erst nach 10 Minuten mit etwa 3,6 m seinen tiefsten Wert. Das Minimum liegt damit mehr als doppelt soweit vom Reaktorschutzgrenzwert entfernt wie im Basisfall. Außerdem wird es sehr viel später erreicht, so daß mehr Zeit für Handeingriffe verfügbar ist.

Das langsame Absinken des Druckhalterfüllstandes bewirkt andererseits einen im Vergleich zum Basisfall langsameren Druckabfall im Primärkreis. Insgesamt tritt dadurch mehr Primärkühlmittel in den Sekundärkreis über.

Die automatischen Maßnahmen bei einem Heizrohrbruch zielen darauf ab, durch rasches Absenken von Primärdruck und Leckrate den Kühlmittelübertritt auf die Sekundärseite gering zu halten. Voraussetzung für dieses Vorge-

hen ist, daß der Reaktorschutzgrenzwert für den Füllstand im Druckhalter nicht unterschritten wird. In der Rechnung zum Basisfall kommt der Füllstand diesem Grenzwert verhältnismäßig nahe. Es sollte deshalb überlegt werden, die vorgesehenen automatischen Maßnahmen weiter zu optimieren, mit dem Ziel, den Abstand zum Füllstandsgrenzwert größer zu halten, auch wenn damit ein etwas höherer Kühlmittelübertrag auf die Sekundärseite verbunden ist.

Ausfall der Druckhalter-Hilfssprühung

Eine wichtige automatische Maßnahme bei einem Heizrohrbruch ist die rasche Absenkung des Primärdruckes durch Druckhaltersprühen. Hierzu schaltet der Reaktorschutz das Volumenregelsystem von Loop-Einspeisung auf Hilfssprühen im Druckhalter um. Im Vergleich zum Basisfall sinkt der Primärdruck bei Ausfall der Hilfssprühung sehr viel langsamer ab, so daß die Druckdifferenz über dem Leck und die Leckrate sehr viel größer bleiben und der Druckhalterfüllstand stärker abfällt (Bild 9.7). Nach 6 Minuten erfolgt bei einem Druckhalterfüllstand von 2,85 m Primärkreisabschluß.

Beim Ausfall der Hilfssprühung besteht nach einem Primärkreisabschluß und dem damit verbundenen Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen keine Möglichkeit mehr, im Druckhalter zu sprühen.

In der Rechnung unterschreitet der Primärdruck nach etwa 10 Minuten 110 bar, was zur Auslösung der Notkühlung führt. Durch das Anlaufen der Sicherheitseinspeisung steigt der Druckhalterfüllstand sehr langsam an. Der Primärdruck stabilisiert sich bei ca. 107 bar. Durch die hohe Druckdifferenz über dem Leck bleibt die Leckrate relativ groß, was zu einem starken Füllstandsanstieg im defekten Dampferzeuger führt. Aus dem Verlauf der Rechnung ist nicht auszuschließen, daß der Dampferzeuger völlig vollläuft, bevor der Druckhalterfüllstand den Wert überschritten hat, der ein Rücksetzen des Primärkreisabschlusses und des Notkühlsignals gestattet.

Auf Anlagen, die über eine zweite Hilfssprühleitung bzw. über ein Zusatzboilersystem verfügen, treffen die diskutierten Probleme nicht oder nur in geringem Umfang zu. Für die übrigen Anlagen legt die Rechnung eine vertiefte Analyse des Ereignisablaufs bei Ausfall der Hilfssprühung nahe.

Geschwindigkeit des Abfahrens

Bei einem Dampferzeuger-Heizrohrbruch soll die Anlage sekundärseitig abgefahren werden. Dies geschieht zunächst mit allen Dampferzeugern und später, nach Isolieren des defekten Dampferzeugers, mit den intakten. Wird mit

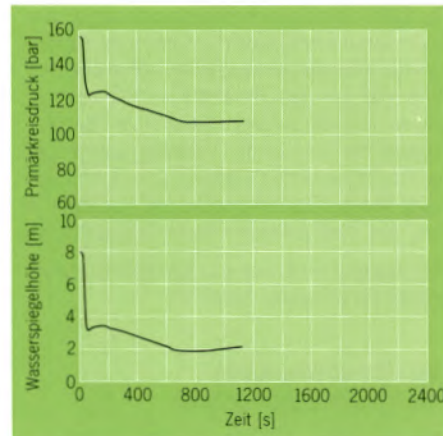


Bild 9.7: Primärkreisdruck und Wasserstand im Druckhalter (Ausfall der Hilfssprühung)

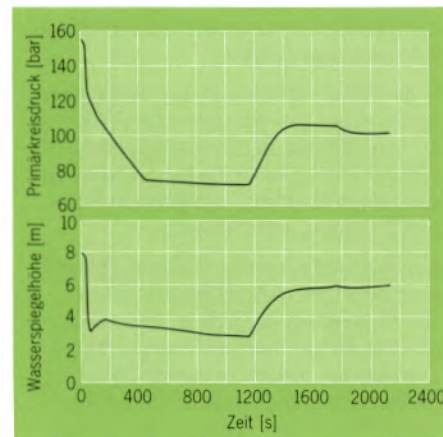


Bild 9.8: Primärkreisdruck und Wasserstand im Druckhalter (Frühes Abfahren)

dem sekundärseitigen Abfahren bereits nach wenigen Minuten begonnen und nicht, wie im Basisfall unterstellt, erst nach 30 Minuten, so sinkt der Druckhalterfüllstand innerhalb von 19 Minuten unter den Grenzwert von 2,85 m, was zu Primärkreisabschluß und Notkühlung führt (Bild 9.8). Ursache hierfür ist, daß bei einem 2F-Bruch eines Heizrohres die beiden Pumpen des Volumenregelsystems zusammen nicht in der Lage sind, die effektive Abnahme des Kühlmittelvolumens im Primärkreis (Leckrate, Volumenkontraktion und Entnahme über die HD-Reduzierstation) zu kompensieren.

Geht man über das untersuchte Beispiel eines sehr frühen sekundärseitigen Abfahrens hinaus, so zeigt der Vergleich der Rechnungen, daß das vorgesehene Abfahren der Anlage mit 50 K/h je nach vorliegenden Bedingungen zu Schwierigkeiten mit dem Druckhalterfüllstand führen kann. Dies gilt z.B., wenn über alle Dampferzeuger abgefahren wird, ohne daß der defekte Dampferzeuger isoliert ist, oder wenn nur eine HD-Förderpumpe des Volumenregelsystems vorhanden ist bzw. die HD-Reduzierstation nicht bis auf die Mindestmenge schließt.

Aus diesem Grund sollte beim Abfahren dem Druckhalterfüllstand besondere Aufmerksamkeit gewidmet werden. Um einen ausreichenden Abstand vom Grenzwert des Druckhalterfüllstandes zu halten, müßte gegebenenfalls das Abfahren unterbrochen oder verlangsamt werden. Für den Fall, daß ein rasches Abfahren ratsam ist oder eine zusätzliche Störung vorliegt, müßte der Druckhalterfüllstand durch geeignete Handmaßnahmen (z.B. gezieltes Sprühen und Einsatz einer Sicherheitseinspeisepumpe) gestützt werden.

K. Kotthoff und K. Trambauer

Der Bereich Forschungsbetreuung

Aufgabe des Bereichs Forschungsbetreuung (FB) ist die Planung und Implementierung von Forschungsprogrammen, die Verfolgung der sich daraus ergebenden Vorhaben, die kontinuierliche Information über den Fortschritt der Arbeiten sowie gezielte Verteilung der Ergebnisse. Diese Arbeiten, in ihrer Summe 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 das Forschungsprogramm „Reaktorsicherheit“ und die damit verbundene weitgespannte internationale Zusammenarbeit, für den BMI Fragen der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen im Rahmen der Bundesaufsicht über den Vollzug des Atomgesetzes sowie dessen F&E-Programm „Strahlenschutz“.

Arbeiten im Auftrag des BMFT

Wichtige und ständige Aufgabe im Verlauf des Berichtsjahres war die Erarbeitung von Empfehlungen zur fachlichen Ausrichtung des Programmes und zur Einpassung der Vorhabensplanungen in den vorgegebenen Finanzrahmen. Auf der Grundlage der daraufhin vom BMFT getroffenen Entscheidungen betreute der Bereich in den vier Programmsachgebieten „Betriebliche Sicherheit“, „Stoffabläufe“, „Spaltprodukttransport und Strahlenbelastung“, „Risiko und Zuverlässigkeit“ über 100 Vorhaben mit einem Kostengesamtvolumen von mehr als 100 Mio. DM. Am Ende des Berichtsjahres übergab der BMFT auch die Vorhaben der deutschen Risikostudie, Phase B, der FB zur Bearbeitung.

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

Die fachliche Vorhabensbetreuung wird in engem Kontakt mit den Experten der GRS und externen Fachleuten durchgeführt. Fünf beratende Fachgremien (Sachverständigenkreise), deren Geschäftsführung der FB obliegt, begleiteten darüber hinaus die Planungen und Durchführung der Arbeiten in insgesamt 14 Sitzungen.

Die BMFT-Reaktorsicherheitsforschung wird in enger Zusammenarbeit mit nahezu der gesamten, die Kernenergie nutzenden westlichen Welt vollzogen. Der Bereich koordinierte in diesem Feld die bi- und multilateralen Beziehungen, die sich aus den Vereinbarungen über die Zusammenarbeit ergeben. Darüber hinaus oblag ihm die Dokumentation und Kanalisierung des internationalen Berichtsaustausches.

Nachfolgend wird über wichtige Arbeitsschwerpunkte im einzelnen berichtet.

Grundsatzdiskussionen zum Forschungsprogramm

Mitte des Jahres 1983 wurde unter maßgeblicher Mitwirkung der FB das Forschungsprogramm „Reaktorsicherheit“ einer grundsätzlichen Revision unterzogen. Dazu gehörte die Bestandsaufnahme der erarbeiteten Ergebnisse und die Bestimmung der mittel- und längerfristig wichtigen Aufgaben.

Mit den bislang erzielten Ergebnissen konnte das deutsche Druckwasserreaktor-(DWR-)Konzept im wesentlichen bestätigt und ein maßgeblicher Beitrag zur sicherheitstechnischen Weiterentwicklung des Siedewasserreaktor-(SWR-)Konzepts geleistet werden.

Im Hinblick auf zukünftige Aufgaben sind die Untersuchungen zu Notkühlfragen mit der Durchführung des 2D/3D-Konzepts zum Abschluß zu bringen. Darüber hinaus wird das Programm mittelfristig im wesentlichen durch Arbeiten zu hypothetischen Störfällen, Transienten, Risikoanalysen und zur Mensch/Maschine-Wechselwirkung bestimmt. Für die weitere Zukunft geht es darum, zur Sicherheit des Langzeitbetriebes beizutragen und für Eventualfälle das Know-how und analytische Kapazität sicherzustellen.

Das internationale 2D/3D-Projekt

Das 2D/3D-Projekt hat zum Ziel, die mehrdimensionalen Strömungsvorgänge im Primärsystem des Druckwasserreaktors nach einem Kühlmittelverluststörfall unter Berücksichtigung unterschiedlicher Notkühlkonzepte zu untersuchen und auf der Basis von Experimenten das dreidimensionale Rechenprogramm TRAC zu verifizieren.

Hierzu werden von der Bundesrepublik Deutschland und von Japan Großversuchsanlagen erstellt und Experimente durchgeführt, während die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde für kerntechnische Anlagen in den USA (USNRC) fortschrittliche Meßverfahren bereitstellt sowie für die Entwicklung und Verifikation des TRAC-Codes sorgt.

Die Aufgabe der FB liegt zum einen in der Betreuung und Koordinierung der Vorhaben, die mit der seit 1981 laufenden Errichtung der „Upper Plenum Test Facility“ (UPTF, Bild 10.1) und den entsprechenden Versuchen den deutschen Beitrag zum 2D/3D-Projekt beinhalten, zum anderen in der Abstimmung der Beiträge mit den internationalen Partnern.

Bedingt durch neue Erkenntnisse, die aus den analytischen Untersuchungen in den USA und bereits durchgeführten Experimenten in Japan gewonnen wurden, waren an der Versuchsanlage UPTF zahlreiche technische Änderungen erforderlich, die die FB im Rahmen internationaler Besprechungen abgestimmt und durch Vertragsänderungen mit dem Auftragnehmer für die Errichtung der UPTF, der Kraftwerk Union (KWU), veranlaßt hatte.

Wie bereits in den vergangenen Jahren führten Haushaltsprobleme bei der USNRC zu weiteren Einschränkungen des Liefer- und Leistungsumfanges bezüglich der Instrumentierung für die UPTF. Basierend auf technisch-wissenschaftlichen Untersuchungen zur Aussagefähigkeit der Meßtechnik und Anforderungen an die Instrumente, die im wesentlichen vom Battelle Institut, aber auch von KWU und GRS durchgeführt wurden, entwickelte die FB Konzepte und Vorschläge, verhandelte mit den internationalen Partnern und führte diesbezügliche Entscheidungen in den zuständigen internationalen Gremien herbei.

In diesem Zusammenhang ist hervorzuheben, daß die deutsche Seite die von USNRC durchgeführten Arbeiten mit Kalibrierarbeiten für einzelne Instrumente ergänzte. Die FB hat hierzu ein experimentelles Kalibrierprogramm initiiert und vorbereitet.

Während im Berichtsjahr die Errichtung der UPTF durch die KWU auf dem Gelände des Großkraftwerks Mannheim voranging, wurden intensive Vorbereitungen für die im Jahr 1985 beginnende Versuchsphase getroffen.



Bild 10.1: Bauzustand des Gebäudes für die „Upper Plenum Test Facility“ im Dezember 1983 auf dem Gelände der Großkraftwerk Mannheim AG. Im Vordergrund links die Dampfversorgungsleitung (ca. 300 t/h). Angrenzend an das Versuchsgebäude der Behälter des Containmentsimulators (Durchmesser 12 m). (Foto: KWU)

So wurde im Rahmen der internationalen Projekt-Kooperation, auf deutscher Seite koordiniert und vertreten durch die FB, mit JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute) und USNRC eine Versuchsmatrix für die UPTF erarbeitet, gestützt auf analytische Untersuchungen und die Auswertung von bereits vorliegenden experimentellen Ergebnissen. Darüber hinaus wurden Verhandlungen mit der KWU hinsichtlich der Beauftragung für die Versuchsdurchführung aufgenommen.

Zwecks Klärung der zahlreichen technischen und organisatorischen Fragen zur Abwicklung des 2D/3D-Projektes im nationalen und internationalen Rahmen hat die FB auch 1983 wieder eine Reihe von Abstimmungsgesprächen mit den beteiligten deutschen Stellen und internationalen Partnern vorbereitet und geführt. Hervorzuheben sind die Ausrichtung des 2D/3D Coordination Meetings in Garching im April

1983 und die Teilnahme an den Gesprächen in den USA im Oktober 1983.

Projekt Kernschmelzen

Die Arbeiten im Projekt Kernschmelzen haben unmittelbaren Bezug zur laufenden Phase B der deutschen Risikostudie. Unter Berücksichtigung der Projektschwerpunkte

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

konnten die wesentlichen Arbeiten zu diesen Themenkreisen in die Wege geleitet werden. Aufbauend auf einem Konzeptvorschlag der FB zur Bearbeitung des Wasserstoffproblems wurden insbesondere mehrere Vorhaben auf dem

Gebiet Wasserstoffzündung, -verteilung und -verbrennung initiiert. Auf dem im Herbst 1983 von der FB organisierten Workshop „Wasserstoffproblematik in der Reaktorsicherheitsforschung“ sind die vorhandenen Kenntnisse auf diesem Gebiet zusammengetragen und die Richtigkeit der eingeschlagenen Vorgehensweise bestätigt worden. Die Ergebnisse dieses Workshops werden in einem von der FB redaktionell bearbeiteten Bericht veröffentlicht.

Das „BMFT/USNRC Common Review Meeting Core Melt Down“, das dem Informationsaustausch zwischen der Bundesrepublik und den USA dient, wurde auf deutscher Seite von der FB organisiert. Sie stellte den amerikanischen Teilnehmern in einem Einführungsreferat die Zielsetzungen und Aktivitäten des BMFT-Projektes Kernschmelzen vor, die in Einzelreferaten von 11 deutschen Teilnehmern fünf verschiedener Institute detailliert erläutert wurden.

Schwerpunkt im Themenbereich „Spaltproduktverhalten“ ist die Untersuchung des Verhaltens von Aerosolen sowie von Jod während eines Kernschmelzunfalls. Im Battelle-Modellcontainment (Maßstab 1 : 4 linear) wurde mit vorbereitenden Arbeiten zur Demonstration des Ablagerungsverhaltens von Aerosolen im Containment begonnen (Vorhaben DEMONA).

Projekt Werkstoffe und Festigkeit

Der Schwerpunkt der Arbeiten der FB lag hier im Forschungsvorhaben „Komponentensicherheit“ (FKS), das vom BMFT und einem Industriekonsortium getragen und finanziert wird.

Ziel des Vorhabens ist, Aussagen zur Sicherheit wichtiger druckführender Kernkraftwerkskomponenten aus Stahl mit Bezug auf das Ende der geplanten Lebensdauer (EOL) zu machen. Die FKS-Phase I ging im Berichtsjahr zu Ende.

Die abschließenden Arbeiten umfaßten im wesentlichen die aufwendige Dokumentation der erzielten Ergebnisse. Die Berichte (Jahresberichte, technisch-wissenschaftliche Berichte und Abschlußberichte) wurden sowohl inhaltlich als auch redaktionell gemeinsam mit einem Redaktionsausschuß (Mitglieder des Lenkungsausschusses FKS) bearbeitet und freigegeben.

Das FKS wird in einer Phase II fortgeführt, in der schwerpunktmäßig die Betriebseinflüsse

wie Temperatur, Korrosion, Bestrahlung und die hierdurch hervorgerufene Veränderung der Mikrostruktur des Werkstoffes untersucht werden.

Die Tätigkeiten der FB konzentrierten sich hierbei auf die Vorbereitung der fachlichen Beratungen im Sachverständigenkreis, insbesondere auf Diskussionen mit der Materialprüfungsanstalt, um die vorgesehenen Arbeiten sowohl inhaltlich als auch finanziell dem Rahmen des Reaktorsicherheitsforschungsprogramms anzupassen.

Darüber hinaus waren die diesem Forschungsvorhaben zugrundeliegenden Verträge in ihren fachlichen Teilen den neuen Gegebenheiten entsprechend zu modifizieren.

Projekt Qualitätssicherung

Im Projekt Qualitätssicherung befaßte sich die FB mit der Ausarbeitung eines Programmes zur verbesserten Aussagefähigkeit der Schallemissionsprüfung als Fehlersuch- und Klassierverfahren.

Eingehende Diskussionen im Sachverständigenkreis „Qualitätssicherung“ kamen zu dem Ergebnis, daß die Schallemissionsprüfung eine gute Ergänzung der Basis- und wiederkehrenden Ultraschallprüfung darstellt.

Unter Federführung der FB wurde der derzeitige technische Stand der Schallemissionsprüfung, wie er sich nach Beendigung einer Reihe von Vorhaben ergibt, erfaßt sowie eine Problemliste erarbeitet, die noch offene Fragen der Schallemissionsprüfung herausstellt. Beide Papiere wurden im zuständigen Sachverständigenkreis verabschiedet. Auf dieser Grundlage werden zur Zeit Angebote bzw. Aufträge von verschiedenen Institutionen vorbereitet.

Projekt Brandschutz in Kernkraftwerken

Für die Risikobewertung von Leichtwasserreaktoren wird die Quantifizierung auch brandbedingter Beiträge angestrebt. Arbeiten zur Ermittlung von Brandeintrittshäufigkeiten, zur Beschreibung des Brandvorgangs und der möglichen Auswirkungen laufen im Rahmen der Arbeiten zur deutschen Risikostudie, Phase B.

Ergänzend dazu wurde das Themenfeld „Brandschutz in Kernkraftwerken“ vervollständigt und strukturiert, um damit die Grundlage

für ein problemabdeckendes und ausgewogenes Forschungsprojekt zu schaffen. Dazu wurden auf der Basis einer Ausarbeitung der FB die Themen Brandentstehung, -verlauf, -auswirkungen, Branderkennung und -bekämpfung, Brandverhütung und -schadensbegrenzung sowie Ermittlung des Störfallrisikos und der Brandereignisse eingehend im Rahmen eines zweitägigen Workshops diskutiert und Aufgaben für das Projekt spezifiziert.

In dieser Diskussion und nachfolgenden Gesprächen mit Fachleuten zeigte sich, daß neben den laufenden sowohl vom BMFT als auch vom BMI geförderten Vorhaben und solchen Problemen, für die Forschungs- und Entwicklungs-(F&E-)Arbeiten nicht das beste geeignete Mittel zur Lösung sind, weitere offene Fragen im Bereich des Brandschutzes bestehen. Einige dieser Fragen, wie die Entwicklung zuverlässiger, intelligenter Brandmelde- und -bekämpfungssysteme oder die Entwicklung nicht brennbarer Werkstoffe durch F&E-Arbeiten, sollen dort beantwortet werden, wo die Risikoanalysen relative Schwachstellen identifizieren. In anderen Fällen, z.B. bei den Problemen der Detektion und des Löschens von Aktivkohlefilterbränden, deren Bedeutung für Kernkraftwerke sich aus Betriebserfahrungen ergibt, werden zur Zeit die Möglichkeiten für F&E-Arbeiten zur Lösung der anstehenden Fragen geprüft.

Internationale Zusammenarbeit

Die Notwendigkeit zur internationalen Zusammenarbeit in der Reaktorsicherheitsforschung ist durch mehrere Aspekte begründet:

- länderübergreifendes Interesse an bestmöglicher Sicherheit,
- Verbreiterung der wissenschaftlichen Basis für die kritische Diskussion der erreichten Ergebnisse, des erreichten Standes von Wissenschaft und Technik sowie noch offener Fragestellungen,
- internationale Annäherung von Sicherheitskonzepten und Sicherheitsanforderungen durch gemeinsame Erforschung wichtiger Fragestellungen sowie Austausch und gemeinsame Bewertung von Ergebnissen,
- rationellerer Einsatz der Mittel durch arbeitsteilig angelegte Forschung.

Die FB wirkte in diesem Sinne mit bei der Ausführung bestehender und der Gestaltung neuer Verträge des BMFT mit ausländischen

Partnern in der Reaktorsicherheitsforschung und beim Erarbeiten neuer Vorstellungen in internationalen Gremien.

● Bilaterale Zusammenarbeit

– Frankreich

Durch Verlängerung des Abkommens zwischen dem BMFT und der staatlichen französischen Atomenergiebehörde CEA für weitere fünf Jahre wurde die vertragliche Basis für die Zusammenarbeit mit Frankreich erneuert. Die FB hat fachlich und organisatorisch an der Vorbereitung, Durchführung und Auswertung der deutsch-französischen Vertragsverhandlungen und Fachgespräche mitgewirkt.

– Japan

Die intensiven Bemühungen um eine Ausdehnung der bestehenden Zusammenarbeit auf die beteiligte Industrieforschung führte zur Gründung eines gemeinsamen Komitees für die Zusammenarbeit auf den Gebieten Strukturfestigkeit und zerstörungsfreie Prüfung. Sowohl an der Erarbeitung der Aufgabenstellung für dieses Komitee als auch an der Vorbereitung und Durchführung eines deutsch-japanischen Seminars zu diesen Themen war die FB intensiv beteiligt.

– USA

Im Rahmen der Zusammenarbeit mit der Nuclear Regulatory Commission (NRC) kam es zu Diskussionen, zum Austausch von Berichten und Informationen sowie zur Durchführung von Expertengesprächen. Die Zusammenarbeit mit dem Electric Power Research Institute (EPRI) ist vom BMFT durch Abschluß einer breit angelegten Kooperationsvereinbarung erneuert worden. Somit konnte die Betreuung fachlicher Kontakte fortgesetzt werden. Die Bemühungen um eine optimale Beteiligung deutscher Institutionen an den Arbeiten im Kernkraftwerk TMI-2 wurden fortgeführt und intensiviert.

– Portugal

In Portugal fand ein Seminar zum Thema „Nuclear Technology in the Federal Republic of Germany“ statt. Die Forschungsbetreuung erläuterte den Stand der deutschen Reaktorsicherheitsforschung und die Anwendung ihrer Ergebnisse in Genehmigung und Auslegung.

● Internationale Organisationen

In mehr als 20 Arbeitsgruppen und Fachveranstaltungen führten deutsche Experten ihre Arbeiten in der Organization for Economic Co-operation 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 und im Rahmen der KEG die Sitzungen im beratenden Programmausschuß „Reaktorsicherheitsforschung“ für das Forschungszentrum Ispra und der Arbeitsgruppe 2 der KEG. Schwerpunkt der Arbeiten in den Gremien der KEG war die intensive Auseinandersetzung mit dem von der Kommission vorgeschlagenen mehrjährigen Programm zur Reaktorsicherheitsforschung.

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 BMI

- die Unterstützung bei der Durchführung von Studien zu Grundsatzfragen der kerntechnischen Sicherheit und technische Fragestellungen im Rahmen der Bundesaufsicht über den Vollzug des Atomgesetzes,
- das F&E-Programm „Strahlenschutz“.

Dieses Aufgabenfeld umfaßte 20 Vorhaben und ein Kostenvolumen von etwa 4 Mio. DM.

Neben den vorbereitenden Arbeiten zur Aufgabenspezifikation und Durchführung von Ausschreibungen umfaßten die Leistungen der FB auch hier eine kontrollierende Begleitung und Ergebnissbewertung sowie die intensive Mitwirkung bei den Jahreskostenplanungen für die vorgesehenen Aktivitäten und die Verantwortung für das gesamte Berichtswesen (Halbjahres- bzw. Jahresberichte).

Über wichtige Tätigkeitsschwerpunkte wird nachfolgend im einzelnen berichtet.

Grundsatzfragen

Zu grundsätzlichen Fragen der Sicherheitsbeurteilung wurden Arbeiten zu Stand und Entwicklungstendenzen bei probabilistischen Methoden und Risikoanalysen initiiert und betreut. Internationale Entwicklungen wurden beobachtet und ausgewertet. Eine Übersicht über die im In- und Ausland vorgeschlagenen bzw. verfolgten Konzepte für die Anwendung probabilistischer Auslegungs- und Sicherheitsziele zum Zwecke der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken wurde erarbeitet und auf ihre Anwendbarkeit auf hiesige Verhältnisse hin bewertet.

Möglichkeiten zur Anwendung probabilistischer Methoden für die Analyse und Bewertung des sicherheitstechnischen Nutzens von schadensmindernden Maßnahmen bei auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen wurden geprüft. Ausländische Vorgehensweisen zur Beeinflussung von Unfallabläufen in Kernkraftwerken sind zusammengestellt und ausgewertet worden.

Für die Mitarbeit des BMI in internationalen Fachgremien im Bereich „Risikoanalysen“ leistete die FB Zuarbeit.

Untersuchungen und Studien zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen

Im Berichtsjahr wurde die Projektbegleitung zu dem Problemkreis „Kernschmelzen“ fortgesetzt.

Dabei standen die vom BMI geförderten Untersuchungen „Maßnahmen zur Minderung der Folgen schwerer Unfälle“ im Mittelpunkt. Ausgehend von den Ereignissen in TMI-2 sowie den Ergebnissen der deutschen Risikostudie, Phase A, ist eine Reihe von Maßnahmen untersucht worden, die zu einer Reduzierung des durch Kernkraftwerke mit einer DWR-Anlage gegebenen Risikos für die Bevölkerung beitragen können. Sowohl im Hinblick auf einen frühzeitigen Funktionsverlust des Sicherheitsbehälters als auch im Zusammenhang mit der weiteren Verzögerung oder Verhinderung eines späteren Überdruckversagens erweist es sich als notwendig, die Phänomene bei der Entstehung, Verteilung und Verbrennung von Wasserstoff noch eingehender zu untersuchen, da die getroffenen Maßnahmen mit Ausnahme

einer geregelten Druckentlastung über Filterstrecken zu einer Verschärfung der Wasserstoffproblematik führen.

Die FB war an der Beratung der einzelnen Untersuchungen beteiligt und hat die vom BMI geförderten Arbeiten auf dem RSK-Ausschuß „Sicherheitsforschung und Grundsatzfragen“ sowie auf einem gemeinsam vom BMI/BMFT veranstalteten und von der FB organisierten Workshop „Wasserstoffproblematik in der Reaktorsicherheitsforschung“ vorgestellt.

Strahlenschutzforschung

Schwerpunkt der Arbeiten waren die Dokumentation wichtiger Informationen von Zwischen- und Endergebnissen des F&E-Programms „Strahlenschutz“ sowie Auswertungen internationaler Programme bzw. Tagungen.

Die Ergebnisse der Strahlenschutzvorhaben sind im Strahlenschutz-Forschungsbericht 1982 in Kurzfassungen und im Kontext mit anderen Forschungsvorhaben dargestellt.

Zum Thema „Strahlenbelastung durch Radon und seine Folgeprodukte“ wurden in Ergänzung der Ergebnisse dieser Forschungsarbeiten aktuelle internationale Veröffentlichungen ausgewertet mit dem Ergebnis, daß bei den Meßverfahren durch den Einsatz der Alpha-Spektrometrie und der passiven Radon-Diffusionskammer die Anforderungen erfüllt werden. Für Dosisberechnungen wird es als sinnvoll angesehen, durch eine Sensitivitätsstudie für die wesentlichen Modelle und Parameter Aussagen über den Grad ihres Einflusses auf das Gesamtergebnis zu erhalten.

Darüber hinaus wurden die Proceedings des „7. International Congress of Radiation Research“ ausgewertet. Neben der EDV-gestützten Datenerfassung und Bilanzierung der laufenden, abgeschlossenen und geplanten Forschungsvorhaben wurde das Forschungsprogramm „Strahlenschutz“ der Europäischen Gemeinschaft auf Themen, nationale Schwerpunkte und Förderanteile hin untersucht.

Zu diesem Bereich gehören die Geschäftsstellen der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK), der Strahlenschutzkommission (SSK) und der Sachverständigenkommission für Fragen der Sicherung des Brennstoffkreislaufes (SSB).

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.

Im Januar 1983 begann eine neue 2jährige Berufsperiode der RSK. Zum Vorsitzenden bestimmte der BMI nach Anhörung der RSK Prof. Dr. Mayinger und zum stellvertretenden Vorsitzenden Prof. Dr. Birkhofer.

Für die RSK war 1983 ein besonderes Jahr. Sie konnte im Mai 1983 auf ein Vierteljahrhundert



Bild 11.1: Staatssekretär C.-D. Spranger, BMI, bei seiner Begrüßung (Foto: M. Schneider)

erfolgreichen Wirkens zurückblicken. Auf einer Festveranstaltung aus Anlaß ihres 25jährigen Bestehens würdigte Staatssekretär Spranger, BMI, (Bild 11.1) den herausragenden Beitrag der RSK zu dem hohen Sicherheitsstandard deutscher kerntechnischer Anlagen. Für den Fest-



Bild 11.2: Prof. Dr. F. Mayinger, Vorsitzender der RSK, bei seiner Ansprache (Foto: M. Schneider)



Bild 11.3: Prof. Dr. H. Maier-Leibnitz bei seiner Festrede (Foto: M. Schneider)

vortrag war Prof. Dr. Maier-Leibnitz (Bild 11.2) gewonnen worden. Seine Ausführungen über Wandlungen der Argumentation in der Reaktorsicherheit wurden von Prof. Dr. Mayinger (Bild 11.3) zu Recht als Höhepunkt der Feier herausgestellt. Die Geschäftsstelle hatte die Festveranstaltung organisiert und die Festschrift verfaßt. Sie erhielt für beides anerkennende Worte.

Ergebnisse

Tabelle 11.1 gibt einen Überblick über die Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse im Jahr 1983. Zum Vergleich sind die entsprechenden Zahlen des Vorjahrs angeführt. Die von der RSK verabschiedeten Empfehlungen wurden satzungsgemäß im Bundesanzeiger veröffentlicht (Tabelle 11.2).

Sitzungen	Anzahl	
	1982	1983
RSK-Sitzungen	10	10
Ausschuß-Sitzungen:		
– Leichtwasserreaktoren	8	3
– Natriumgekühlte Reaktoren	2	1
– Hochtemperaturreaktoren	2	–
– Druckführende Komponenten	9	7
– Notkühlung	1	1
– Spaltproduktrückhaltung	2	4
– Elektrische Einrichtungen	5	7
– Bautechnik	1	4
– Reaktorbetrieb	6	5
– Standortfragen	2	–
– Brennstoffverarbeitung und -lagerung	2	5
– Wiederaufarbeitung	3	5
– Endlagerung	4	4
– Sicherheitsforschung und Grundsatzfragen	2	5
– Ad-hoc-Sonderfragen	–	1
– Gemeinsamer Ausschuß RSK/SSK zu § 28 Abs. 3 StriSchV	2	3
Summe der Ausschuß-Sitzungen	51	55 (56)*
Sonstige RSK-Veranstaltungen	19	34 (58)*
Insgesamt:	80	99 (124)*

* Sitzungstage

Projekt	Gegenstand der Empfehlung	RSK-Sitzung Ifd. Nr.	Datum	Bundesanzeiger Ifd. Nr.	Datum
Entsorgung	Brennelement-Zwischenlager Ahaus und Gorleben	184	23.03.83	106	10.06.83
DWR allgemein	Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des BMI zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV (gemeinsame Empfehlung der RSK und SSK)	187	22.06.83	245 a Beilage 59/83	31.12.83
Entsorgung	Eignung des Salzstockes Gorleben für die Endlagerung radioaktiver Abfälle, Ergebnisse der bisher durchgeführten Standortuntersuchungen	187	22.06.83	232	13.12.83
KRB II	Kernkraftwerk Gundremmingen II (KRB II), Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb	189	19.10.83	18	26.01.84
NUKEM	Brennelementfabrik NUKEM, Genehmigungsantrag	189	19.10.83	18	26.01.84

Tabelle 11.2: Empfehlungen der RSK im Jahr 1983 und im Bundesanzeiger veröffentlichte Empfehlungen

Internationale Zusammenarbeit

Im Rahmen der bestehenden Verträge über Zusammenarbeit und Erfahrungsaustausch haben im Jahr 1983 Delegationen aus Vertretern des BMI und der RSK Gespräche mit ausländischen Fachleuten geführt.

- Im April 1983 gab es einen Erfahrungsaustausch mit Vertretern der französischen Groupe Permanent Réacteurs (GPR) in Obenheim. Gesprächsthemen waren u.a. die Betriebserfahrungen mit Leichtwasserreaktoren und die Sicherheit natriumgekühlter Reaktoren.
- Im September 1983 besuchte eine BMI/RSK-Delegation Wiederaufarbeitungsanlagen in den USA, um die dortigen Erfahrungen mit Fernbedienungstechniken kennenzulernen. Eine andere Delegation informierte sich in den USA über die Auslegung amerikanischer Kernkraftwerke gegen Erdbeben und erörterte Fragen zum Nachweisverfahren.

Leitlinien zu § 28 Abs. 3 StrlSchV

Im Bundesanzeiger Nr. 245a vom 31.12.1983 hat der Bundesminister des Innern die „Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung – Störfall-Leitlinien –“ zusammen mit den von der RSK und SSK empfohlenen Störfallberechnungsgrundlagen veröffentlicht.

Hierbei bestehen die vom BMI in Abstimmung mit dem Länderausschuß für Atomkernenergie erarbeiteten Leitlinien im wesentlichen aus einer Auflistung der auslegungsbestimmenden Störfälle, wie es die Ermächtigungsvorschrift des § 28 Abs. 3 Satz 4 StrlSchV vorsieht.

Die Störfallberechnungsgrundlagen stellen eine Empfehlung zu den konkreten anlagentechnischen und radioökologischen Annahmen, Parametern und Modellen für die Berechnung der potentiellen Strahlenexposition bei Störfällen dar.

Mit den Leitlinien erfolgte eine der Rechtssicherheit und Planbarkeit dienende Grenzziehung zwischen den auslegungsbestimmenden

Störfällen, gegen die im Rahmen der nach § 7 Abs. 2 Nr. 3 AtG erforderlichen Schadensvorsorge bauliche und sonstige technische Schutzmaßnahmen zu treffen sind (Auslegungsstörfälle), und Ereignissen, die wegen ihres geringen Risikos keine Auslegungsstörfälle sind. Maßnahmen gegen diese Ereignisse dienen der Risikominimierung und damit dem Schutz der Allgemeinheit.

Die in der Anlage vorgesehenen sicherheitstechnischen Einrichtungen bieten dann hinreichenden Schutz gegen die radiologischen Auswirkungen der spezifizierten Störfälle, wenn, wie in § 28 Abs. 3 Satz 1 StrlSchV festgelegt, die errechneten Körperdosen in der Umgebung der Anlage unterhalb der Werte der Anlage X Spalte 2 der StrlSchV liegen. In den Berechnungsgrundlagen wird in vereinfachter Form der Transport radioaktiver Stoffe von der Quelle der Freisetzung bis zur Strahlenexposition des Menschen an der ungünstigsten Einwirkungsstelle mittels eines Rechenmodells beschrieben.

Die Ermittlung der Störfalldosen mit diesem Referenzmodell bedeutet insbesondere, daß zur Sicherstellung eines für Planungszwecke konservativen Gesamtergebnisses nicht jeder

Einzelparameter unter pessimistischen Annahmen festgelegt werden muß, da die Konservativität nicht ausschließlich auf der Auswahl der Referenzparameterwerte, sondern auch auf den den Rechnungen zugrunde gelegten Modellannahmen beruht.

Zur Erzielung eines konservativen Gesamtergebnisses wurden – soweit möglich – durch Betriebserfahrungen, Untersuchungen oder ingenieurtechnische Erfahrungen belegte Anfangszustände und Eigenschaften der Anlage (z.B. bezüglich Aktivitätsinhalt, Leckraten, Wirkungsgrad von Reinigungs- oder Rückhalteeinrichtungen) sowie realistische Annahmen, Rechenmodelle und Parameter zu Störfallablauf, Freisetzung und Ausbreitung radioaktiver Stoffe zugrunde gelegt und hierbei, soweit möglich, beobachtete Häufigkeitsverteilungen herangezogen.

Parameter für die Berechnung der Aktivitätsfreisetzung, deren Werte stark streuen, wurden konservativ abgeschätzt oder unter Beachtung der folgenden Bedingungen anhand ihrer beobachteten Häufigkeitsverteilung festgesetzt:

- Es müssen gesicherte Verteilungsfunktionen der Parameter vorliegen; dazu gehört auch die Gewinnung der Meßwerte in einer repräsentativen zeitlichen Verteilung.
- Die für die Berechnung der Aktivitätsfreisetzung festgesetzten Werte der Parameter müssen 95 % der Verteilung der Meßwerte abdecken.

Waren diese Voraussetzungen nicht erfüllt, so wurden die Parameter auf der Basis des Standes von Wissenschaft und Technik nach Anhörung von Sachverständigen festgelegt.

Insgesamt sind die Festlegungen so getroffen, daß – wenn mit ihnen der rechnerische Nachweis der Einhaltung der Störfallplanungswerte für die in den Leitlinien genannten Störfälle geführt ist – alle radiologisch relevanten Ereignisabläufe abgedeckt sind. Hierbei wurden für alle betrachteten Störfälle in enger Zusammenarbeit mit den Sachverständigen für die Konvoi-Anlagen Freisetzungsmodelle erstellt, die zum einen die Erfahrung aus der Konvoi-Begutachtung widerspiegeln, zum anderen die Möglichkeit lassen, die Ergebnisse von Experimenten, z.B. zur Bestimmung der Aktivitätsfreisetzungssanteile, zu berücksichtigen.

Insgesamt wurde in die Festlegungen der Störfallberechnungsgrundlagen in vollem Umfang der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik mit einbezogen.

„Best-estimate“-Analysen im Bereich der Notkühlung

Die RSK befaßte sich auf der Basis von Arbeiten der GRS mit neuen Analysemethoden zur Untersuchung der Störfallabläufe im Bereich der Notkühlung. Es wurde festgestellt, daß nur auf der Basis von „best-estimate“-Analysen eine realistische Ermittlung von Störfallabläufen erreicht werden kann.

Unter den Voraussetzungen:

- Einsatz eines fortschrittlichen Rechenprogramms (DRUFAN, FLUT, TRAC, RELAP 5),
- durch Verifikation abgedeckter Anwendungsbereich (Experimente LOBI, LOFT, PKL, 2D/3D),
- genaue Kenntnis der Anfangs- und Randbedingungen und
- hohe Qualifikation des Anwenders

wurde von der GRS die erreichte Aussagesicherheit abgeschätzt. Es hat sich gezeigt, daß beim heutigen Entwicklungsstand die Erfahrung des Programmanwenders den größten Einfluß auf die Aussagesicherheit besitzt.

Die RSK hat als Ergebnis ihrer Beratungen die Notwendigkeit der Ermittlung realistischer Störfallabläufe auf der Basis von „best-estimate“-Analysen, insbesondere im Hinblick auf die Optimierung von Betriebshandbüchern, unterstrichen. Sie hat Anregungen für zukünftige Versuche auf dem PKL-Versuchsstand gegeben. Nach Ansicht der RSK sollten bei Schadensumfangsanalysen realistische Anfangs- und Randbedingungen gewählt und dabei experimentell gewonnene Kenntnisse über das Berst- und Oxidationsverhalten von Brennstäben verwendet werden.

Die RSK hat vorgesehen, daß bei einer Revision der RSK-Leitlinien die Kriterien für das Schadensausmaß des gesamten Bruchspektrums neu gefaßt werden sollen. Geeignete Verfahren, wie sie für Forschungs- und Entwicklungs-(F&E-)Arbeiten verwendet werden, sollen dazu dienen, zu einfachen Kriterien zu kommen, die in Genehmigungsverfahren leicht zu handhaben sind.

Sicherheitstechnisch relevante Betriebserfahrungen, Fachkunde des verantwortlichen Betriebspersonals und Fragen der Betriebsorganisation

Auswertung der Betriebsberichte „Zur Information der RSK“ des Berichtsjahres 1982

Die RSK befaßte sich mit der periodischen Auswertung der Betriebsberichte aufgrund der verbesserten und überarbeiteten Formblätter für die Betriebsberichte. Sie behandelte vorrangig Fragestellungen allgemeiner Art mit dem Ziel einer summarischen und vergleichenden Bewertung der Betriebserfahrungen. Zu nennen sind: Unterbrechungen des Betriebs, besondere Vorkommnisse, Strahlenbelastungen des Betriebs- und Fremdpersonals, Aktivitätsabgaben über Abwasser und Abluft, Änderungen an sicherheitstechnisch relevanten Anlagenteilen.

Besondere Vorkommnisse von sicherheitstechnischer Bedeutung wurden bereits im Einzelfall in der RSK behandelt. Nach ihrer Auffassung ergaben die Betriebsberichte keine Hinweise auf zusätzliche Vorkommnisse mit besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung. Insgesamt konnten im Jahr 1982 gute Betriebsergebnisse erzielt werden: Auffallend sind hohe Verfügbarkeiten, nahezu keine Brennelementschäden und niedrige Aktivitätsabgaben, gemessen an den Genehmigungswerten.

Ein Vergleich der Berichte verschiedener Anlagen zeigte, daß die Aussagekraft solcher Berichte weiter verbessert werden kann.

Beratung von Störfällen und sonstigen Vorkommnissen von besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung

Die RSK befaßte sich routinemäßig mit den in den Quartalsberichten des Jahres 1982 erfaßten meldepflichtigen „besonderen Vorkommnissen“. Ad-hoc-Beratungen fanden statt zu aktuellen Einzelereignissen. Zu nennen sind z.B. die folgenden besonderen Vorkommnisse:

- Schäden an Rückschlagventilen im Not- und Nachkühlsystem (KKB-B, 1.10.1982)

- Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (Salem 1, USA, 22. und 25.2.1983)
- Jodfreisetzung aufgrund von Brennelementschäden (KKP-1, 1.7.1983)
- Brand in der Abgasanlage (KKP-1, 14.9.1983)

Fachkunde und Betriebsorganisation

Auf Wunsch des BMI hat sich die RSK mit Fragen über die Zweckmäßigkeit der Einführung eines Betriebsbeauftragten für nukleare Sicherheit befaßt. Sie beriet einen möglichen Aufgabenkatalog für einen derartigen Beauftragten. Die Beratungen führten zu der Erkenntnis, daß dieser Aufgabenkatalog in der Regel im Rahmen der betrieblichen Organisationsformen wahrgenommen wird. Die RSK hat vorgesehen, dieses Thema in Verbindung mit den Inbetriebnahmeberatungen für neue Anlagen jeweils zu erörtern.

Änderung der Richtlinie für den Fachkundenachweis von Kernkraftwerkspersonal

Die RSK hat wiederholt die Auffassung vertreten, daß für die Eignung zum Schichtleiter die Ingenieursqualifikation erforderlich ist. Diese Qualifikation kann im Einzelfall auch ohne formalen Abschluß einer Ingenieurausbildung vorliegen. Die RSK würde es begrüßen, wenn für die Schicht zusätzlich ein weiterer Betriebsangehöriger mit Ingenieursqualifikation (Schichtbetriebsingenieur) verfügbar wäre. Dadurch darf jedoch die Verantwortlichkeit des Schichtleiters für die sichere Bedienung der Anlage nicht eingeschränkt werden.

Beratungen zur Inbetriebnahme von Kernkraftwerken

Die RSK hat auf ihrer 189. Sitzung die Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb des Kernkraftwerks Gundremmingen II (KRB II) gegeben. Die Beratungen schlossen eine Begehung der Anlage ein, wobei auch das Wartekonzept im Hinblick auf den Doppelblockcharakter der Anlage diskutiert wurde. Die RSK sieht keine sicherheitstechnischen Bedenken gegen die Inbetriebnahme der Anlage. Vor der Inbetriebnahme des Blockes C wird sie die Ergebnisse der Inbetriebsetzung des Blockes B beraten.

Weiterhin sind Beratungen zur Inbetriebnahme der Anlagen in Grohnde (KWG) und Philippsburg (KKP 2) aufgenommen worden, die voraussichtlich im Frühjahr 1984 mit Empfehlungen der RSK abgeschlossen werden.

Konzept zur Unterstützung der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken mit probabilistischen Methoden

In Fachkreisen wird weltweit diskutiert, ob auf probabilistische Überlegungen gegründete Risikogrenzwerte sinnvoll sind und ob Risikogrenzwerte in Ergänzung zur bisherigen (deterministischen) Auslegungs- und Beurteilungspraxis herangezogen werden können. Die RSK hat sich frühzeitig mit diesem Fragenkreis befaßt und schlug dem BMI vor, einen den deutschen Verhältnissen angemessenen Konzeptvorschlag erarbeiten zu lassen.

Der BMI beauftragte im Mai 1982 die GRS mit der Durchführung der Arbeiten. Die fachliche Koordination liegt bei der RSK-Geschäftsstelle. Mitarbeiter des Kernforschungszentrums Karlsruhe (KfK) und der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH (GSF), Neuherberg, sind an dem Projekt beteiligt.

Erste Arbeitsergebnisse, die der Fachöffentlichkeit auf dem International Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety, Chicago, 29.8. bis 2.9.1982 und auf dem 6. GRS-Fachgespräch, Köln, 3. – 4.11.1982 vorgestellt wurden, sind 1983 vertieft und überarbeitet worden. Als wichtiges neues Arbeitsergebnis ist die konsequente und mathematisch eindeutige Formulierung der Risikoreferenzkurven als komplementäre, kumulative Häufigkeitsverteilung zu nennen. Weiterhin wurde unter Verwendung ausgewählter Ergebnisse der deutschen Risikostudie (Phase A) sowie weiterer, derzeit vorliegender Ergebnisse der Sicherheitsforschung eine praktikable Beurteilung nichtbestimmungsgemäßer Betriebsabläufe beispielhaft erläutert.

Es wurde ein Vorschlag erarbeitet, der das in probabilistischen Risikoanalysen aufgezeigte Risiko für einen stochastischen Strahlenschaden zu bewerten gestattet. Die Überlegungen orientieren sich an folgenden Zielen:

- Schutz einer Einzelperson in der Umgebung der Anlage,
- Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts der Anlage,
- rationale Festlegung von Risikogrenzwerten durch direkten Bezug auf die Strahlenschutzverordnung.

Mit dem Konzept ist nicht beabsichtigt, die gegenwärtigen Methoden der sicherheitstechnischen Beurteilung zu ersetzen. Vielmehr sind die erarbeiteten Maßstäbe und Kriterien als ergänzende Hilfsmittel gedacht.

Eine Besonderheit des Konzeptes ist, daß bei den Unfallfolgen auf die bisher übliche Betrachtung von Schäden im Sinne von Mortalitäten verzichtet wird. Vielmehr werden direkt die zu erwartenden Dosen in der Umgebung der Anlage bewertet. Dies wurde aufgrund methodischer Weiterentwicklungen des Unfallfolgenmodells des KfK ermöglicht.

Die Bewertung orientiert sich an einer quantitativen Referenzkurve. Sie begrenzt die Häufigkeit, mit der bestimmte Individualdosen höchstens erreicht oder überschritten werden dürfen. Die Kurve ist eine komplementäre, kumulative Häufigkeitsverteilung. Mit der Formulierung der Referenzkurve nach eindeutigen mathematischen Prinzipien konnte vor allem auch eine Lösung der in der Fachwelt im Zusammenhang mit der „Farmerkurve“ diskutierten Kontroverse gefunden werden. Die Referenzkurve läßt sich im Sinne einer Vielzahl von Fragestellungen verwenden.

Um das Konzept zu erläutern, wurden folgende Beispiele erarbeitet:

- Bewertung und Vergleich von störfall- und unfallbedingten Freisetzungen (FK1 bis FK8) auf der Basis der Modelle und Voraussetzungen der deutschen Risikostudie (Phase A),
- Überdruckversagen des Containments nach einem Kernschmelzunfall: Verdeutlichung der Bedeutung des Versagenszeitpunktes,
- Flugzeugabsturz und Kernschmelzunfall: Bewertung der vorliegenden Auslegung der Referenzanlage (deutsche Risikostudie, Phase A) im Vergleich mit einer nichtausgelegten Anlage,
- Flugzeugabsturz und Teilverbunkerung des Reaktorhilfsanlagegebäudes: Vergleiche für ein teilverbunkertes und nichtverbunkertes Hilfsanlagegebäude.

Es zeigte sich, daß ein einheitliches Konzept möglich ist, wenn man Risikogrenzwerte, gestützt auf das 30-mrem/a-Immissionsschutzkonzept der Strahlenschutzverordnung, ableitet und als zulässig ansieht.

Fragen der System- und Anlagentechnik sind noch nicht in erforderlichem Umfang im Konzept berücksichtigt. Diese, wie auch Fragen der Bewertung störfall- und unfallbedingter Freisetzen unter den Aspekten des Mortalitätsrisikos aus Frühschaden (akutes Strahlensyndrom) und des Kollektivrisikos (ggf. standortspezifisch), sind unter Umständen weiterführenden Arbeiten vorbehalten.

Eine Anwendung und Umsetzung des Konzeptes auf der Basis der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ (Phase A) kann allerdings derzeit nicht empfohlen werden. Dies bedarf vielmehr neuerer Erkenntnisse der Reaktorsicherheitsforschung, wie sie beispielsweise mit den Arbeitsergebnissen zur deutschen Risikostudie (Phase B) vorliegen werden.

Entsorgung, Wiederaufarbeitung

Im Rahmen des sehr straffen Zeitplans für das Genehmigungsverfahren der von der Deutschen Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (DWK) beantragten Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf/Draghahn wurde der RSK Anfang des Jahres 1983 vom BMI die Aufgabe übertragen, zu konzeptrelevanten sicherheitstechnischen Einzelfragen eine Stellungnahme abzugeben, um mögliche schwerwiegende Einwände gegen das Anlagenkonzept dem Antragsteller möglichst frühzeitig mitzuteilen. Mitte des Jahres schloß die RSK diese Arbeit mit einer Stellungnahme zu folgenden Fragestellungen ab, die die sicherheitstechnische Auslegung der Anlage wesentlich bestimmen:

- FEMO-Technik,
- Barrierenkonzept,
- Lüftungskonzept,
- Kuhlungskonzept,
- Kritikalitätskonzept,
- Stromversorgungskonzept,
- Konzept der Leittechnik,
- Störfallanalyse,
- EVA-Konzept (Schutz gegen Einwirkungen von außen),

- Brandschutzkonzept,
- Rückhaltung und Ableitung radioaktiver Stoffe,
- Abfallbehandlungs- und Lagerkonzept.

Darüber hinaus überprüfte sie, inwieweit ihre im Februar 1978 empfohlenen F&E-Vorhaben und Untersuchungen zum damals beantragten nuklearen Entsorgungszentrum auch für das Konzept der Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf/Draghahn von konzeptrelevanter Bedeutung sind.

Das Ergebnis der Beurteilung der RSK unter Hinzuziehung des SSK-Ausschusses „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ unter strahlenschutztechnischen Aspekten war, daß sich auf der Basis der ihr von der DWK vorgelegten Unterlagen aus den vorweg identifizierten Fragestellungen keine sicherheitstechnischen Bedenken gegen das Anlagenkonzept ergeben, wenn ihre Hinweise und Empfehlungen in der weiteren Anlagenplanung entsprechend berücksichtigt werden.

Die RSK stellte weiterhin fest, daß alle für die Planung dieser Wiederaufarbeitungsanlage noch relevanten Arbeiten aus ihrem Katalog von F&E-Vorhaben beantwortet werden können, konzeptentscheidende Fragestellungen somit nicht mehr offenstehen.

Zur Vorbereitung auf die im weiteren Genehmigungsverfahren anstehenden Detailberatungen besuchte darüber hinaus eine Delegation, bestehend aus Vertretern des BMI, der RSK sowie der bayerischen und niedersächsischen Länderbehörden, vom 5. – 17.9.1983 amerikanische Anlagen des Brennstoffkreislaufs, in denen Techniken angewandt bzw. erprobt werden, die als Vorläufer für das von der DWK für die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf/Draghahn vorgeschlagene FEMO-Konzept betrachtet werden können.

Endlagerung radioaktiver Abfälle

Bei der Erkundung des Salzstockes Gorleben, der als Endlager für radioaktive Abfälle vorgesehen ist, wurde 1983 ein wichtiges Zwischenziel erreicht. Aufgrund der vorliegenden Ergebnisse aus dem übertägigen Erkundungsprogramm (hydrogeologische Untersuchungen, Deckgebirgsbohrungen, Salzspiegelbohrungen, Tiefbohrungen an den Salzstockflanken und

den ausgewählten Schachtsatzpunkten) konnte über das Abteufen der Erkundungsschächte befunden werden. Die RSK sprach aufgrund der Erkenntnisse über Schichtenfolge der im Salzstock vorhandenen Salzgesteine die Erwartung aus, daß genügend große ungestörte Steinsalzpartien für die vorgesehene Endlagerung vorhanden sind. Sie stellte in der Gesamtbewertung der bisherigen Standorterkundung fest, daß keine Ergebnisse vorliegen, die eine Hoffnung auf Eignung des Salzstockes Gorleben für die Endlagerung radioaktiver Abfälle einschließlich hochaktiver Abfälle in Frage stellen. Die RSK empfahl die zügige Fortsetzung des Erkundungsprogramms, insbesondere das Abteufen der Erkundungsschächte und die untertägige Erkundung des Salinars.

Die RSK befaßte sich außerdem mit sicherheitstechnischen Fragen zum Planfeststellungsverfahren für ein Endlager in der früheren Eisenerzgrube Konrad. Sie beriet über die zu betrachtenden Störfälle und alternativen Konzepte zur Nutzung der vorhandenen Schächte.

11.2 SSK-Geschäftsstelle

Im Jahre 1974 wurde vom Bundesminister des Innern (BMI) die Strahlenschutzkommission (SSK) berufen. Sie hat die Aufgabe, den BMI in allen Fragen des Schutzes vor den Gefahren ionisierender Strahlen zu beraten. Die Beratungsaufträge erhält die SSK in der Regel vom BMI. Sie nimmt aber darüber hinaus auch zu selbstgestellten Fragen Stellung.

Bei der SSK sind derzeit sechs Ausschüsse eingerichtet, in denen als Vorbereitung für die Arbeit in der Kommission die Beratung von einzelnen Fachgebieten des Strahlenschutzes stattfindet. Um die Effizienz der Arbeit der SSK zu erhöhen, werden sowohl von der Kommission als auch von den Ausschüssen Arbeitsgruppen eingesetzt, von denen spezielle Beratungsunterlagen sowie Empfehlungs- und Richtlinienentwürfe erarbeitet werden.

Die in der GRS eingerichtete SSK-Geschäftsstelle unterstützt die Strahlenschutzkommission, die Ausschüsse und ihre Arbeitsgruppen in ihrer Arbeit. Zu den Aufgaben der Geschäftsstelle gehören u.a.:

- Zusammenstellung von Informationsmaterial für die Beratungen,
- fachliche Zuarbeit bei der Erstellung von Beratungsunterlagen,

- Vorbereitung und technische Abwicklung von Sitzungen,
- Auswertung der Beratungen und Anfertigung von Sitzungsniederschriften,
- Mitarbeit bei der sachlichen und redaktionellen Fertigstellung von Empfehlungen und Richtlinienentwürfen,
- Durchführung der Verwaltungsaufgaben für die SSK, für alle Ausschüsse und Arbeitsgruppen.

Im Berichtszeitraum wurden die Aufgaben der Geschäftsstelle unter der Leitung des Geschäftsführers von sechs wissenschaftlichen Mitarbeitern und drei Verwaltungskräften wahrgenommen. Tabelle 11.3 gibt die Anzahl der Sitzungen der einzelnen Beratergremien im Jahre 1983 wieder.

Am 8./9. Dezember 1983 fand die 50. Sitzung der SSK statt. Aus diesem Anlaß wurde vom Bundesminister des Innern der Bericht:

„Strahlenschutzkommission
Aufgaben – Arbeitsweise – Ergebnisse“

herausgebracht. Diese von den Mitarbeitern der SSK-Geschäftsstelle erstellte Druckschrift¹⁾ gibt in den Kapiteln

- Die Strahlenschutzkommission (SSK)
Entstehung – Aufgaben – Zusammensetzung

- Beratungsthemen und aktuelle Beratungsschwerpunkte der Strahlenschutzkommission, ihrer Ausschüsse und Arbeitsgruppen
- Empfehlungen und Stellungnahmen der Strahlenschutzkommission zu speziellen Fragen des Strahlenschutzes

wesentliche Informationen über die Tätigkeit der SSK und deren Geschäftsstelle in den Jahren 1974 bis 1983 wieder.

Schwerpunkt der Beratungen auf der 50. Sitzung der SSK, an denen zeitweilig Staatssekretär Kroppenstedt teilgenommen hatte, war die Beratung einer Stellungnahme zum Strahlenrisiko während der pränatalen Entwicklung des Menschen. Die SSK nimmt hierin Stellung zur Wirkung einer Strahlenexposition auf den Embryo und weist auf eventuell daraus resultierende Folgen für das postnatale Leben hin. Es wird beurteilt, ob der § 45 StrlSchV auch für das sich in utero entwickelnde Leben einen hinreichenden Schutz gewährleistet.

Im folgenden seien einige weitere Beratungsthemen der SSK, die im Berichtszeitraum behandelt wurden, näher erläutert.

- Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des Bundesministers des Innern zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor gemäß § 28 Absatz 3 StrlSchV

Zur Ausfüllung der im § 28 Abs. 3 StrlSchV konkretisierten erforderlichen Vorsorge gegen Störfälle hat der Bundesminister des Innern entsprechende Leitlinien²⁾ erarbeitet. In diesen Leitlinien sind die Störfälle festgelegt, gegen die eine anlagenspezifische Schadensvorsorge getroffen werden muß und die bezüglich ihrer Auswirkungen auf die Umgebung repräsentativ sind. Nach diesen Festlegungen müssen die angesprochenen Störfälle in ihren Auswirkungen auf die Umgebung analysiert werden. Zu diesem Zweck wurden in Ergänzung der Leitlinien die „Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien des BMI zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV“ in einem gemeinsamen Ausschuß der SSK und RSK erarbeitet. In

¹⁾ Zu beziehen: Der Bundesminister des Innern, Ref. RS II 2, Postfach 170290, 5300 Bonn 1

²⁾ Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gegen Störfälle gemäß § 28 Abs. 3 StrlSchV

Beratergremien	Zahl der Sitzungen (Zahl der Sitzungstage)			
	1982		1983	
● Strahlenschutzkommission (SSK)	6	(12)	6	(12)
● Ausschüsse der SSK:				
„Strahlenschutztechnik“	4	(4)	3	(3)
„Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“	5	(7)	4	(5)
„Medizin und Strahlenschutz“	4	(4)	4	(5)
„Radioökologie“	7	(12)	6	(10)
„Strahlenschutz bei radioaktiven Abfällen und Reststoffen“	4	(7)	4	(6)
„Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“	9	(14)	9	(15)
● Arbeitsgruppen	52	(61)	35	(39)
● Gemeinsamer Ausschuß von SSK und RSK	4	(4)	3	(3)
Insgesamt:	95	(125)	74	(98)

Tabelle 11.3: Sitzungen der SSK, ihrer Ausschüsse und Arbeitsgruppen

diesen Berechnungsgrundlagen sind die Annahmen, Rechenmodelle und Parameter zur Berechnung der Freisetzung radioaktiver Stoffe für die nach den Leitlinien radiologisch repräsentativen Störfälle sowie zur Berechnung der potentiellen Strahlenexposition des Menschen zusammengestellt. Der von der SSK zu verantwortende Teil der Berechnungsgrundlagen wurde durch intensive Beratungen im Ausschuß „Radioökologie“ vorbereitet. Zur Berechnung der potentiellen Strahlenexposition aufgrund störfallbedingter Freisetzungen radioaktiver Stoffe mit Luft wurden folgende Expositionspfade berücksichtigt:

- äußere Exposition durch Betastrahlung innerhalb der Abluffahne (Betasubmersion),
- äußere Exposition durch Gammastrahlung aus der Abluffahne (Gammastubmersion),
- äußere Exposition durch Gammastrahlung über kontaminiertem Boden (Bodenstrahlung),
- innere Exposition durch Radionuklide, die mit der Luft inhaled werden (Inhalation),
- innere Exposition durch Verzehr kontaminierter Nahrungsmittel (Ingestion).

● Rückhaltung radioaktiver Stoffe bei Wiederaufarbeitungsanlagen

In der Empfehlung der SSK zur Abtrennung von Krypton-85 aus den Abgasen von Wiederaufarbeitungsanlagen vom 26.6.1975 sowie den Empfehlungen der RSK und SSK zur „Grundsätzlichen sicherheitstechnischen Realisierbarkeit des Entsorgungszentrums“ vom 20.10.1977 wurde die anzustrebende Rückhaltung der verschiedenen Radionuklide bzw. -nuklidgruppen bei Anlagen mit einem Durchsatz von 1400 t/Jahr vorgeschlagen. In den von der RSK und SSK am 15.2.1978 verabschiedeten „Sicherheitstechnischen Fragestellungen zum Entsorgungszentrum“ wurden Forschungs- und Entwicklungsvorhaben zur eventuellen weiteren Rückhaltung radioaktiver Stoffe empfohlen. Angesichts des verringerten Zubaus von Kernkraftwerken und der Planung kleinerer Anlagen zur Wiederaufarbeitung des Brennstoffes aus Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren bat der Bundesminister des Innern die SSK, die anzustrebende Rückhaltung bei den verschiedenen Radionuklidgruppen bzw. Radionuklidgruppen entsprechend § 28 Abs. 1 und § 45 StrlSchV für eine Anlage mit einem Jahresdurchsatz von 350, 700 oder 1000 t neu zu prüfen und eine

entsprechende Empfehlung zu erarbeiten. Die zur Erstellung der Empfehlung notwendigen umfangreichen Vorbereitungsarbeiten wurden in einer eigens dafür eingerichteten Arbeitsgruppe der Kommission durchgeführt. Neben der zur Vorlage bei der Kommission erarbeiteten und dort verabschiedeten Stellungnahme „Rückhaltung radioaktiver Stoffe bei einer Wiederaufarbeitungsanlage“ verfaßte die Arbeitsgruppe aufgrund der erlangten Detailkenntnisse – so auch durch eine Besichtigung der britischen Wiederaufarbeitungsanlage in Sellafield – einen umfangreichen Arbeitsbericht.

In der Empfehlung wird im einzelnen gefordert:

- (1) Aufgrund radioökologischer Studien und detaillierter Prüfung des gegenwärtigen Standes von Wissenschaft und Technik zur Rückhaltung und Endlagerung der verschiedenen Radionuklide empfiehlt die Strahlenschutzkommission, bei der zur Zeit zur Diskussion stehenden Wiederaufarbeitungsanlage für die Jahresaktivitätsabgaben die in Tabelle 11.4 aufgeführten Maximalwerte zuzulassen.
- (2) Die Strahlenschutzkommission hält zur Berücksichtigung des § 45 StrlSchV eine Rückhaltung von ^{85}Kr , ^3H und ^{14}C bei einer Wiederaufarbeitungsanlage mit einer der vorgenannten Größen nicht für erforderlich, weil

die bei vollständiger Emission dieser Radionuklide mit der Fortluft in der Umgebung entstehende Strahlenexposition deutlich unterhalb der Grenzwerte des § 45 StrlSchV liegt. Der Anteil an Tritium, der prozeßtechnisch bereits als Tritiumlösung abgetrennt vorliegt, darf nach Ansicht der Strahlenschutzkommission unter Beachtung des Grundsatzes „so gering wie möglich“ (§ 28 Abs. 1 Nr. 2 StrlSchV) nicht durch eine aktive Maßnahme über den Kamin abgeleitet werden.

- (3) Um zukünftig bei verstärkter Nutzung der Kernenergie eine dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende Technologie zur ^{85}Kr -Abscheidung und -Endlagerung zur Verfügung zu haben, schlägt die Strahlenschutzkommission unter Berücksichtigung weltweiter Abgabe und Verteilung vor, daß ein Verfahren zur ^{85}Kr -Rückhaltung bis zur technischen Reife („heißer Betrieb“) entwickelt und erprobt wird. Gleichzeitig ist ein Verfahren zur ^{85}Kr -Endlagerung zu entwickeln.

● Statistische Grundlagen zur Durchführung epidemiologischer Studien

Mit der Erarbeitung der statistischen Grundlagen zur Durchführung epidemiologischer Stu-

Radionuklide	Jahresaktivitätsabgaben in Bq (Ci)					
	350 t/a		700 t/a		1000 t/a	
● Ableitungen mit der Fortluft						
α-Aerosole	$1,1 \cdot 10^9$	(0,03)	$1,9 \cdot 10^9$	(0,05)	$1,9 \cdot 10^9$	(0,05)
β-Aerosole	$1,1 \cdot 10^{11}$	(3)	$1,9 \cdot 10^{11}$	(5)	$1,9 \cdot 10^{11}$	(5)
^{129}I	$7,4 \cdot 10^9$	(0,2)	$7,4 \cdot 10^9$	(0,2)	$7,4 \cdot 10^9$	(0,2)
^{85}Kr	$1,1 \cdot 10^{17}$	($3 \cdot 10^6$)	$2,2 \cdot 10^{17}$	($6 \cdot 10^6$)	$3,3 \cdot 10^{17}$	($9 \cdot 10^6$)
^3H	$3,7 \cdot 10^{15}$	($1 \cdot 10^5$)	$7,4 \cdot 10^{15}$	($2 \cdot 10^5$)	$1,1 \cdot 10^{16}$	($3 \cdot 10^5$)
^{14}C	$9,3 \cdot 10^{12}$	($2,5 \cdot 10^2$)	$1,9 \cdot 10^{13}$	($5 \cdot 10^2$)	$2,6 \cdot 10^{13}$	($7 \cdot 10^2$)
● Ableitungen mit dem Abwasser:						
^3H	$3,7 \cdot 10^{13}$	($1 \cdot 10^3$)	$3,7 \cdot 10^{13}$	($1 \cdot 10^3$)	$3,7 \cdot 10^{13}$	($1 \cdot 10^3$)
α-Strahler	$3,7 \cdot 10^8$	(0,01)	$7,4 \cdot 10^8$	(0,02)	$7,4 \cdot 10^8$	(0,02)
Aktivierungs- und Spaltprodukte ohne ^3H und α-Strahler	$1,1 \cdot 10^{10}$	(0,3)	$2,2 \cdot 10^{10}$	(0,6)	$2,2 \cdot 10^{10}$	(0,6)

Tabelle 11.4: Maximalwerte für Jahresaktivitätsabgaben

dien hat die SSK das Ziel verfolgt, eine Zusammenstellung statistischer Kriterien als Beitrag zu Entscheidungen über epidemiologische Erhebungen bei beruflich Strahlenexponierten hinsichtlich der Mortalitätsinzidenz durch maligne Tumoren bereitzustellen.

Die Studie kommt zu dem Ergebnis, daß wegen der Kollektivgröße der am stärksten beruflich strahlenexponierten Personen und bei Erfüllung der Voraussetzungen zur Anwendung des mathematischen Formalismus das kleinste nachweisbare Strahlenrisiko in diesem Kollektiv mit dem Schätzwert nach BEIR ungefähr übereinstimmt. Die SSK zieht daraus den Schluß, daß mathematisch-statistische Gesichtspunkte dafür sprechen, durch Beobachtung des am stärksten strahlenexponierten Personenkreises während 20 Jahren zu prüfen, ob ein über dem erwarteten Wert liegendes Risiko auftritt. Einschränkend stellt sie aber fest, daß zur praktischen Durchführung einer epidemiologischen Studie auch die organisatorischen Voraussetzungen für die genaue Erfassung der epidemiologischen Daten erfüllt sein müssen: Die Erfüllung dieser Voraussetzungen zu klären, bedarf einer gesonderten Prüfung.

● Berechnungsgrundlage für die Ermittlung von Körperdosen bei äußerer Strahlenexposition durch Photonenstrahlen (§§ 62 und 63 StrlSchV)

Die Berechnungsgrundlage gibt eine Anleitung zur Ermittlung von Ganz- und Teilkörperdosen bei externer Strahlenexposition gemäß der Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle. Sie beschreibt ein einheitliches Verfahren im Rahmen der physikalischen Strahlenschutzkontrolle.

● Empfehlungen der Arbeitsgruppe „Strahlen-genetik“ für die Vorbereitung eines Programmes zur Überwachung unserer Bevölkerung bezüglich eines möglichen vermehrten Auftretens von Mutationen in Keimzellen

Der Bundesminister des Innern hat im Jahr 1981 im Einvernehmen mit der SSK eine Arbeitsgruppe „Strahlen-genetik“ berufen mit der Aufgabe, Empfehlungen auszuarbeiten für die Einbeziehung genetischer Gesichtspunkte in Betrachtungen über den Schutz unserer Bevölkerung vor einer möglichen gesundheitlichen Bedrohung durch ionisierende Strahlen.

Die Arbeitsgruppe legte nach eingehender Beratung einen Vorschlag vor für die Vorbereitung eines Programms zur Überwachung unserer Bevölkerung. Dieses Programm soll es erlauben, eine Zunahme von Mutationen in Keimzellen über einen größeren Zeitraum zu erkennen.

Dabei geht die Arbeitsgruppe von der Erkenntnis aus, daß eine Zunahme der Mutationsrate nicht nur infolge einer erhöhten Belastung durch ionisierende Strahlen, sondern auch durch erhöhte Exposition gegenüber *mutagen wirkenden chemischen Stoffen* möglich ist. In unserem Zivilisationsmilieu wirken ständig verschiedene mutagene Agentien gemeinsam auf den Menschen ein; eine *isolierte* Betrachtung nur der Strahlen-Mutagenität ist also gar nicht sinnvoll. Sollte sich herausstellen, daß die – mit Hilfe der vorgeschlagenen Methoden ermittelte – Mutationshäufigkeit tatsächlich im Laufe der Zeit zunimmt, oder werden zwischen verschiedenen Gebieten der Bundesrepublik unterschiedliche Häufigkeiten von Neumutationen gefunden, so müßte es Gegenstand gesonderter Betrachtungen sein festzustellen, auf welche *Ursachen* (ionisierende Strahlen und/oder chemische Noxen) diese Zunahme zurückzuführen sein könnte. Eine wichtige Zukunftsaufgabe für die Wissenschaft ist es, gerade auch die Wechselwirkungen zwischen Strahlen und anderen, vor allem chemischen Einflüssen zu erforschen und nach Hinweisen dafür in menschlichen Bevölkerungen zu fahnden. Das könnte dann jedoch nicht nur Aufgabe der Genetiker sein, sondern müßte interdisziplinär aufgeklärt werden.

● Stellungnahme des Ausschusses „Medizin und Strahlenschutz“ bei der SSK: Zur Strahlenexposition von medizinischem Personal bei der Behandlung kontaminierter Patienten

In der Stellungnahme wird unter Annahme denkbar ungünstiger Unfallabläufe die Höhe der damit verbundenen möglichen Personenkontamination bei den Betroffenen unterschätzt. Daraus wird die resultierende externe und interne Strahlenbelastung von Ärzten und medizinischem Personal beurteilt.

Die in der Stellungnahme aufgeführten Unfallabläufe lassen erkennen, daß die Strahlenexposition von Ärzten und medizinischem Personal bei der Behandlung von Strahlenunfallpatienten auch bei ungünstigen Voraussetzungen im Abstand von etwa 0,5 m von dem Patienten

nur im Bereich von Millisievert pro Stunde liegt. Eine Strahlengefährdung bei der Behandlung kontaminierter Unfallpatienten ist nicht gegeben.

Bedingt durch die strengen Sicherheitsvorkehrungen beim Umgang mit radioaktiven Stoffen sind schwerwiegende Unfälle, die zu einer erheblichen Strahlenexposition des medizinischen Personals führen, nicht denkbar.

● Novellierung der Strahlenschutzverordnung

Die Beratungen im Zusammenhang mit der Novellierung der Strahlenschutzverordnung aufgrund der notwendigen Anpassung an die EG-Grundnormen für den Gesundheitsschutz der Bevölkerung und der Arbeitskräfte gegen die Gefahren ionisierender Strahlen vom 15. Juli 1980 nahmen in der SSK einen wesentlichen Raum ein. Die Beratungen zur Novellierung wurden dabei zusätzlich in einer Reihe eigens eingerichteter Arbeitsgruppen sowie in allen Ausschüssen der SSK geführt.

Die Vorschläge der SSK an den BMI zur Novellierung der Strahlenschutzverordnung beziehen sich im wesentlichen auf folgende Bereiche:

- effektive Dosis,
- Wichtungsfaktoren,
- Dosisgrenzwerte für Organe und Gewebe für beruflich strahlenexponierte Personen,
- Nichtbegrenzung der kumulierten Dosis,
- Grenzwerte der Aktivitätszufuhr,
- Dosisgrenzwerte nach § 45 StrlSchV,
- Präzisierung von § 45 StrlSchV durch Einführung des Begriffs „Referenzperson“.

● Klausurtagung 1983

Da für die Diskussion wissenschaftlicher Grundsatzthemen, die nicht unmittelbar zum Beratungsumfang gehören, deren Ergebnisse aber sehr wohl in die Beratungen des Bundesministers des Innern einfließen, jedoch in den routinemäßigen Sitzungen der Kommission erfahrungsgemäß nicht genügend Zeit verbleibt, werden seit 1981 jährlich Klausurtagungen durchgeführt. Die Klausurtagung des Jahres 1983 war dem Thema „Möglichkeiten und Grenzen der Anwendung der Kollektivdosis“ gewidmet mit folgendem Programm:

Einleitung

- a) Einführung in die Themenstellung
- b) Welche Gründe haben zur Einführung der

Kollektivdosis in den EG-Grundnormen geführt?

- c) Läßt sich aus dem Minimierungsgebot des § 28 (1) StrlSchV ein Optimierungsgebot ableiten?
- d) Quantifizierung des Minimierungsgebotes („so gering wie möglich“) im internationalen Recht

Grundlagen

- a) Begriffsdefinition
- b) Dosis/Wirkungs-Beziehung im Bereich kleiner Dosen
 - Qualitätsfaktoren für stochastische und nichtstochastische Effekte
 - Müssen für stochastische Effekte lineare Dosis/Wirkungs-Beziehungen angenommen werden?
 - De-minimis-Konzept

Kollektivdosis und ihre Anwendung

- a) Methoden zur Berechnung der Kollektivdosis
- b) Beispiele für Anwendungen
- c) Internationale Akzeptanz der Kollektivdosis in ihren verschiedenen Anwendungen

Bewertung

- a) Grenzen der Anwendbarkeit
- b) Alternative Konzepte
- c) Weiteres Vorgehen

Die SSK beabsichtigt, nach Auswertung aller Diskussionsbeiträge eine ausführliche Stellungnahme zu diesem Themenkreis zu erarbeiten.

● Stellungnahme der SSK zum Strahlenschutz des Betriebspersonals der Brennelementfabrik NUKEM, Gebäude 2, der Brennelementzwischenlager Ahaus und Gorleben sowie zum Strahlenschutz der Bevölkerung in der Umgebung dieser Anlagen

- Brennelementfabrik NUKEM, Gebäude 2
Die SSK ist aufgrund der vorgelegten Unterlagen der Überzeugung, daß vom Anlagenkonzept her die Forderungen hinsichtlich des Strahlenschutzes des Personals erfüllbar sind und daß die im § 45 StrlSchV genannten Grenzwerte eingehalten werden.
- Brennelementzwischenlager (Transportbehälterlager) Ahaus und Gorleben
Die SSK stimmt prinzipiell dem Konzept der o.a. Brennelementzwischenlager unter strahlenschutztechnischen Aspekten zu.

Die oben aufgeführten Stellungnahmen der SSK sind Teil entsprechender Empfehlungen der RSK.

11.3 SSB-Geschäftsstelle

Die Sachverständigenkommission für Fragen der Sicherung des Brennstoffkreislaufs (SSB) hat die Aufgabe, den Bundesminister des Innern (BMI) in allen Fragen der Sicherung kerntechnischer Einrichtungen und über Beförderungsvorgänge von Kernbrennstoffen zu beraten.

Die SSB wird in ihrer Arbeit durch die Geschäftsstelle unterstützt, zu deren Aufgaben neben den üblichen Tätigkeiten zur Vorbereitung und technischen Abwicklung der Sitzungen die Mitwirkung bei der Durchführung der Sitzungen der Länder-Arbeitskreise „Sicherung kerntechnischer Einrichtungen“ und „Sicherung kerntechnischer Transporte“ gehört. Schließlich betreut die Geschäftsstelle die Regelwerke, in denen die Anforderungen für die Sicherung kerntechnischer Einrichtungen und Beförderungsvorgänge enthalten sind.

Im Berichtsjahr fanden 4 Sitzungen statt. Schwerpunkte der Beratungsthemen waren:

- Stellungnahmen zu den Sicherungskonzepten der Kernkraftwerke Hamm-Uentrop (THTR-300) und Krümmel (KKK) sowie der Hanauer Nuklearbetriebe Alkem und Nukem II,
- Stellungnahme zur Dornier-Studie „Sicherung der Entsorgung“ und zur Studie des Germanischen Lloyd „Verschlüsse von Flucht- und Rettungswegen in Kernkraftwerken“,
- Stellungnahme zur Anwendung des Einzelfehlerkriteriums bei Sicherheitsanalysen,
- Empfehlungen zur Kategorisierung von Beförderungsvorgängen und zu Sicherheitsanforderungen für Straßen- und Binnenschifftransporte.

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 2 Sitzungen des Kerntechnischen Ausschusses und 3 seines Präsidiums betreut. Die Sitzungen des Kerntechnischen Ausschusses werden durch von ihm eingesetzte Unterausschüsse vorbereitet. Es sind dies drei Unterausschüsse mit allgemeinen Aufgaben (KTA-Regelprogramm, Rechtsfragen, sicherheitstechnische Grundsatzfragen) und 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 58 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 Anforderungen 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. 171 Sitzungen von Arbeitsgremien haben im Jahr 1983 stattgefunden. In vielen Fällen erweist es sich als zweck-

¹⁾ Bekanntmachung des BMI über die Bildung eines Kerntechnischen Ausschusses in der Neufassung vom 1.12.1981

Sachgebiet		Verabschiedete Regelentwürfe und aufgestellte Regeln
Organisation, Arbeitsschutz und Qualitätssicherung	KTA 1202	Anforderungen an das Prüfhandbuch (Regelentwurf 11/83)
	KTA 1301.1	Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken, Teil 1: Auslegung (Regelentwurf 11/83)
Gesamtanlage und bauliche Anlagen	KTA 2201.4	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen, Teil 4: Auslegung der maschinen- und elektrotechnischen Anlagenteile (Regelentwurf 11/83)
Reaktorkern	KTA 3102.2	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren, Teil 2: Wärmeübergang im Kugelhaufen (Regel 6/83)
Kühlsysteme	KTA 3204	Reaktordruckbehälter-Einbauten (Regelentwurf 6/83)
Instrumentierung und Reaktorschutz	KTA 3505	Typprüfung von Meßwertgebern und Meßumformern des Reaktorschutzsystems (Regelentwurf 6/83)
	KTA 3506	Systemprüfung der leittechnischen Einrichtungen des Sicherheitssystems (Regelentwurf 6/83)
Sicherheitseinschluß	KTA 3401.3	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl, Teil 3: Herstellung (Änderungsentwurf 6/83)
Aktivitätskontrolle und -führung	KTA 1507	Messung gasförmiger, aerosolgebundener und flüssiger radioaktiver Stoffe zur Überwachung der radioaktiven Ableitungen bei Forschungsreaktoren (Regelentwurf 6/83)
	KTA 3602	Lagerung und Handhabung von Brennelementen und Neutronenquellen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren (Änderungsentwurf 11/83)
Versorgungs- und Hilfseinrichtungen	KTA 3704	Notstromanlagen mit Gleichstrom-Wechselstrom-Umformern (Regelentwurf 11/83)
	KTA 3902	Auslegung von Hebezeugen in Kernkraftwerken (Geänderte Regel 11/82, ersetzt Fassung 6/78)

Tabelle 12.1: Im Jahr 1983 verabschiedete Regelentwürfe und aufgestellte Regeln

mäßig, 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. 116 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 1983 umfaßte das KTA-Regelwerk:

- 41 Regeln ²⁾,
- 15 Regelentwürfe ²⁾,
- 46 Regelentwürfe in Vorbereitung,
- 11 Vorberichte.

Dieser Stand ergab sich durch die Aufstellung von 1 Regel, der Verabschiedung von 8 Regelentwürfen (Tabelle 12.1), der Inangriffnahme von 5 Regelvorhaben und dem Auftrag zur Anfertigung von 2 Vorberichten.

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 41 Regeln sind 6 Regeln bereits geändert worden. Zu den 15 Regelentwürfen

kommen 5 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. Auf der Herbstsitzung des KTA wurde nach dieser Verfahrensvorschrift erstmalig festgestellt, daß für fünf Regeln keine Änderungsbedürftigkeit besteht.

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

Über 400 Teilnehmer, darunter viele ausländische Gäste, hatten sich am 27. und 28. Oktober 1983 in Münchens „Bayerischem Hof“ zum 7. GRS-Fachgespräch „Auswertung von Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken“ versammelt. Die Pressekonferenz und die Veranstaltung fanden auch bei den Journalisten regen Zuspruch.

Die Auswertung von Betriebserfahrungen ist sowohl ein objektives als auch prospektives Mittel der Sicherheitstechnik. Zum einen vermitteln sie einen detaillierten Einblick in den jeweiligen Zustand der Anlagen und geben somit Aufschluß über ihre Sicherheit, zum anderen können sie zur Überprüfung und Weiterentwicklung der Sicherheitskonzeption herangezogen werden. Die Betriebserfahrungen aus drei Jahrzehnten friedlicher Nutzung der Kernenergie zeigen das erreichte hohe Sicherheitsniveau auf. Die zunehmende Bedeutung der Auswertung von Betriebserfahrungen liegt weniger in genereller sicherheitstechnischen Verbesserungen als vielmehr bei Sicherheitsoptimierungen. Daß bezüglich der technischen Komponente keine grundsätzlichen Fragen mehr offenblieben, stellte auch C.D. Spranger, Parlamentarischer Staatssekretär beim Bundesminister des Innern, in seinem Grußwort fest. In einer nüchternen Bestandsaufnahme umriß er die Kernergiesituation in der Bundesrepublik Deutschland. Aus der Sicht des für Sicherheit und Umweltschutz verantwortlichen Bundesministers des Innern sei die Voraussetzung für die Nutzung der Kernenergie gegeben. Kernkraftwerke würden bedarfsgerecht weitergebaut, und insbesondere ihre Entsorgung werde weiterhin planmäßig vorbereitet.

In seiner Begrüßung hatte O. Kellermann bereits das erreichte Sicherheitsniveau deutscher Kernkraftwerke als maximal bezeichnet und dessen weitere Anhebung als nicht sinnvoll erachtet. Allerdings sei im Sinne einer Optimierung punktuell ein Ausgleich von relativen Schwachstellen und Überkonservativitäten möglich und sinnvoll.

Eine Bereicherung des Fachgespräches um ein nichtkerntechnisches Thema bot der traditionelle abendliche Festvortrag. P. Schuster, Professor für Theoretische Chemie und Strahlenchemie an der Universität Wien, veranschaulichte die „Entwicklung der belebten Natur“ auf unserer 4,6 Milliarden Jahre alten Erde. Kaum älter als die Betriebserfahrungen mit Kernkraft-



Bild 13.1: Abendlicher Empfang im Bayerischen Hof

werken ist der erste gelungene Versuch, biologisch wichtige Moleküle durch Simulation der chemischen Reaktionen in einer reduzierenden Gasmischung, die der primitiven präbiotischen Erdatmosphäre glich, zu synthetisieren. Bis heute konnten für alle wichtigen Biomoleküle präbiotisch plausible Synthesewege gefunden werden.

Der noch verhältnismäßig jungen Wissenschaft der Molekularbiologie ist die Kenntnis über die Struktur des Vererbungsträgers schlechthin, des DNA-(Desoxyribonukleinsäure)Moleküls, zu verdanken. Beim Menschen enthält die DNA, in Buchstaben ausgedrückt, 1 Milliarde genetischer Informationen. Dies entspricht einer Bibliothek mit 1000 Bänden. Ein primitives Bakterium enthält immerhin noch 4 Millionen genetischer Informationen, also ein Buch mittlerer Dicke.

Trotz aller spektakulären Erfolge, so Schuster, seien wir noch meilenweit von einem umfassenden Verständnis der biochemischen Prozesse entfernt.

Am zweiten Tag führte A. Birkhofer die Zuhörer in die Thematik des Fachgespräches ein. Er stellte die besondere Bedeutung der für kern-technische Anlagen entwickelten Sicher-

heitsphilosophie heraus. Die auf ihrer Grundlage entstandenen Konzepte und die sicherheitstechnische Auslegung der Kernkraftwerke hatten dazu geführt, daß auch bei gravierendem technischen Versagen oder bei menschlichem Fehlverhalten bisher keine reale Gefahr für die Umgebung bestanden habe. Birkhofer wies jedoch auch darauf hin, daß eine im naturwissenschaftlichen Sinne absolute Sicherheit nie erreichbar ist. So sei aber gerade die ständige Beobachtung, Kontrolle und Auswertung des Betriebsgeschehens der Weg, der zu der bereits erwähnten Sicherheitsoptimierung führe. Er plädierte in diesem Zusammenhang deutlich für eine enge Kooperation zwischen Betreibern und der GRS auf dem Gebiet der anwendungsbezogenen Reaktorsicherheitsforschung und der Anwendung probabilistischer Methoden der Sicherheitsbeurteilung.

In einem Übersichtsvortrag erläuterte E. Lindauer die Ziele und Möglichkeiten der Auswertung von Betriebserfahrungen. Im wesentlichen gilt es, die Sicherheit und Verfügbarkeit von Kernkraftwerken sowie den generellen Kenntnisstand über das Betriebsverhalten im Normalbetrieb und bei Störungen zu verbessern. Aus diesen Zielen ergeben sich als wichtigste Arbeitsbereiche: die Auswertung beson-

derer Vorkommnisse mit dem Schwerpunkt, Mangel und Ertüchtigungsmöglichkeiten zu erkennen, die Analyse betrieblicher Daten für Ertüchtigungs- und Optimierungsmaßnahmen und die Auswertung von Folgerungen, die aus Betriebserfahrungen gezogen wurden, als Unterstützung von Optimierungsmaßnahmen. Auch international hat die Auswertung von Betriebserfahrungen zunehmend größere Beachtung gefunden. So sind mittlerweile in allen Kernenergieländern Systeme vorgesehen, die besondere Vorkommnisse erfassen und auswerten. Auch die OECD, die IAEA und die EG als supranationale Organisationen engagieren sich auf diesem Arbeitsfeld.

Im Hinblick auf Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit zeigen Kernkraftwerke eine positive Bilanz, wie H. Hoffmann (RWE) in seinem Vortrag feststellte. So ist bei deutschen und europäischen Druck- und Siedewasserreaktoren ein deutlicher Anstieg der Verfügbarkeitswerte mit zunehmendem Betriebsalter festzustellen (Bild 13.2). Die Arbeitsverfügbarkeit steigt von durchschnittlich rund 62 % im ersten Betriebsjahr auf ca. 75 % im sechsten bis zehnten Betriebsjahr. In amerikanischen Anlagen ergibt sich ein analoger, jedoch weniger stark ausgeprägter Trend. Hier liegen die Zahlen bei 59 % im ersten und 63 % im sechsten Betriebsjahr. Etwa zwei Drittel der Nichtverfügbarkeit sind bei Druckwasserreaktoren auf Revision und Wartung zurückzuführen. Der Rest wird durch ungeplante Abschaltungen infolge Störungen, Schaden etc. verursacht. Langfristig kann bei Druckwasserreaktoren der 1300-MWe-Klasse eine Dauer von 6 Wochen als optimale Revisionszeit erwartet werden. Dies entspricht einer jährlichen Zeitnichtverfügbarkeit von 11,5 %, die kaum mehr zu unterschreiten ist.

Seit Jahren werden von der GRS Betriebsdaten gesammelt und mit dem primären Ziel ausgewertet, detaillierte Kenntnisse über das Betriebsverhalten von Systemen und Komponenten zu gewinnen. Wie sich die ermittelten Ergebnisse nutzbringend auf die Planung und den Betrieb von Kernkraftwerken anwenden lassen, machte P. Hönke an einigen Beispielen deutlich. So konnte die reparaturbedingte Nichtverfügbarkeit eines Notstromdiesels durch geringfügige konstruktive Maßnahmen und eine geänderte Instandhaltungsstrategie erheblich verringert werden. Insgesamt gesehen liegt der Nutzen für den Betrieb im systematischen Erkennen von Schadenshäufungen,

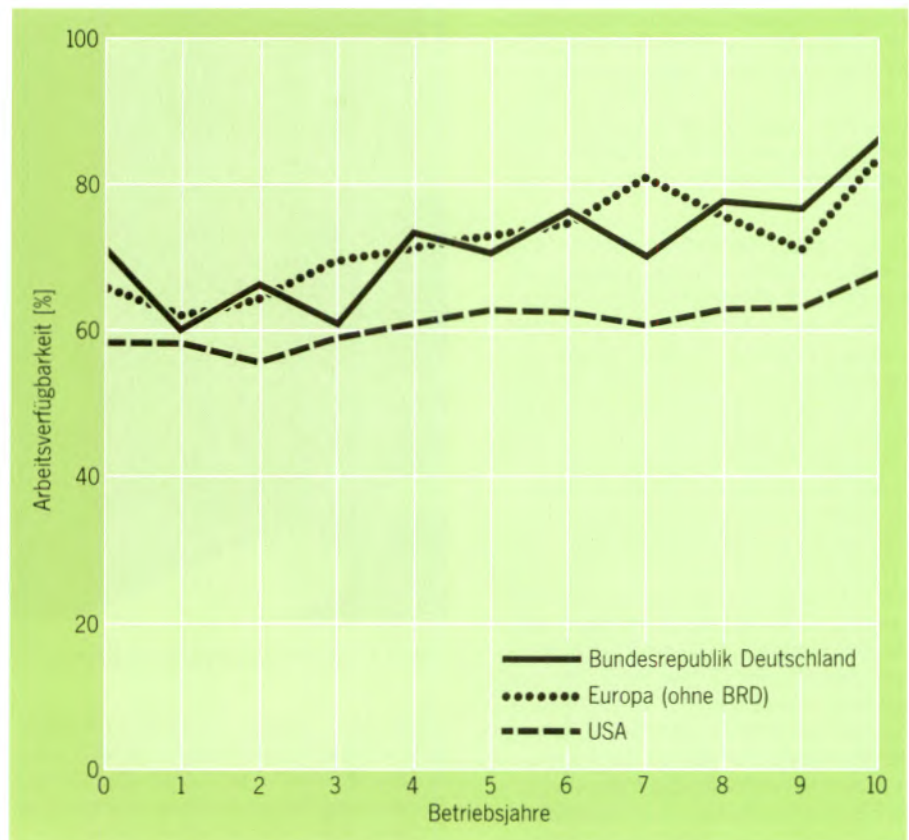


Bild 13.2: Arbeitsverfügbarkeit von Druck- und Siedewasserreaktoren > 100 MW in Abhängigkeit vom Betriebsalter (Bild: RWE)

in der Qualitätssicherung und Optimierung sowie in verbesserten Instandhaltungs- und Prüfstrategien.

Am Beispiel tätigkeitsbezogener Dosen bei Prüf- und Reparaturarbeiten an Dampferzeugern, deren Anteil an der Jahreskollektivdosis etwa 20 % beträgt, zeigte W. Müller auf, wie der Strahlenschutz für das beruflich strahlenexponierte Personal in den vergangenen 10 Jahren verbessert werden konnte. Dies ließ sich durch verschiedene dosisreduzierende Maßnahmen erreichen, wie beispielsweise verbesserte Kühlmittelchemie, zusätzliche Filter oder andere Werkstoffe. Für die Zukunft, so betonte Müller, bleibt die Aufgabe einer intensiven Diskussion der dosisbestimmenden Faktoren, um der Ausgewogenheit der Schutzmaßnahmen noch näherzukommen.

Mit den „Erkenntnissen aus dem Ablauf ausländischer Vorkommnisse mit Dampferzeuger-Heizrohrbruch“ demonstrierte K. Kotthoff ein wichtiges anwendungsbezogenes Beispiel für die Sammlung und Auswertung besonderer Vorkommnisse. Ziel der Analyse dieser Vorkommnisse war es, die zu diesem Problem international vorliegenden Erfahrungen für deutsche Druckwasserreaktoren nutzbar zu machen. Es zeigte sich, daß deutsche Anlagen in der Behandlung solcher Heizrohrbrüche systemtechnisch besser angepaßt sind. Auswirkungen wie in den ausländischen Anlagen können kaum eintreten. Da sie jedoch nicht gänzlich ausgeschlossen werden können, sind die Vorkommnisse zumindest im Grundsatz für deutsche Anlagen bedeutsam. Die Ursachen der Heizrohrbrüche, im wesentlichen Korro-

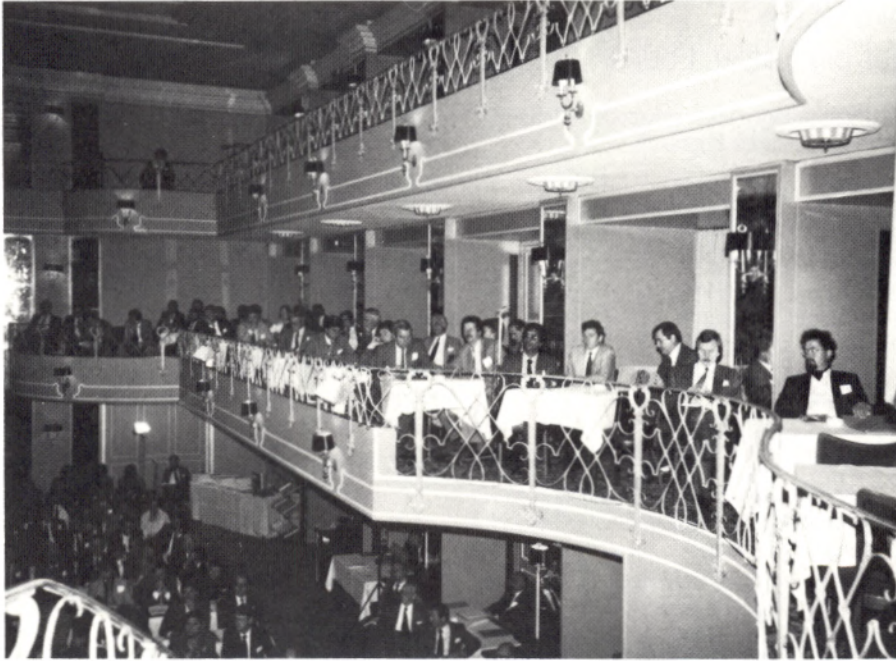


Bild 13.3: Während der Fachvorträge

sion, sind zwar in deutschen Anlagen nicht unbekannt, werden aber offensichtlich besser beherrscht.

Unter dem Aspekt einer anlagenübergreifenden Auswertung beschäftigt sich die GRS seit 1978 im Auftrag des Bundesministers des Innern mit der Durchführung von Wiederkehrenden Prüfungen (WKP) in deutschen Kernkraftwerken. E. Maier schilderte die Erfahrungen, die in 12 bisher untersuchten Anlagen gewonnen werden konnten. Bei der Durchführung von WKP sieht sich der Betreiber mit einigen konkurrierenden Prüfgrundsätzen – einerseits der wünschenswerten Fehlerfrüherkennung durch WKP und andererseits der dadurch bedingten Strahlenexposition des Personals und Störung des Betriebsgeschehens – konfrontiert. Diese Zielkonflikte lassen sich jedoch durch einen sinnvoll erweiterten Prüfumfang oder geänderte Prüfmethode einer Lösung näherbringen.

Der Tagungsbericht (GRS-54) enthält alle Vorträge einschließlich der Diskussionsbeiträge. Das nächste Fachgespräch zum Thema „Sicherheit bei der Entsorgung“ findet am 12./13. November 1984 wieder in Köln statt.

H. May

Aktivitäten auf internationaler Ebene

Die GRS unterhält Kontakte zu folgenden internationalen Organisationen:

- 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)

Die internationale Zusammenarbeit umfaßt die Beratung ausländischer Organisationen, Teilnahme, Mitarbeit und Steuerung von internationalen Forschungsvorhaben sowie Erfahrungsaustausch. Das Volumen der Beratungstätigkeit für ausländische Organisationen blieb im Berichtsjahr auf dem Vorjahresniveau. Primär aufgrund von Devisenmangel reduzierte sich die Beratung für Entwicklungsländer, hingegen erhöhten sich die Vorhaben mit den europäischen Ländern und Organisationen. Als besondere Vorhaben im Auftrage der Kommission der Europäischen Gemeinschaften sind hervorzuheben Projekte zu

- Aerosolverhalten,
- Wasserstoffverhalten,
- Zuverlässigkeitsuntersuchungen,
- Ausbildung Wartenpersonal.

Aktivitäten auf bilateraler Ebene

Zu Organisationen in den folgenden Ländern bestehen bilaterale Kontakte:

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

Die Tätigkeit der GRS beinhaltet:

- Analysen, Gutachten und Stellungnahmen zur Genehmigung bzw. zum Betrieb kerntechnischer Anlagen
- Beratung und Unterstützung beim Aufbau von Genehmigungsbehörden
- Vergleich und Bewertung von Genehmigungsvorschriften und technischen Regeln verschiedener Länder
- Sicherheitstechnische Bewertung und Vergleich von Angeboten für Kernkraftwerke
- Risikountersuchungen zu kerntechnischen und anderen Großanlagen
- Ausbildung von ausländischen Experten

Im Berichtsjahr war die GRS tätig für

- Ägypten: Beratung zu Codes and Guides
- Argentinien: Beratung zum Bruchausschluß
- Brasilien: Auslegungsfragen im Genehmigungsverfahren
- Finnland: Code-Transfer zur Notkühlung
- Frankreich: Untersuchungen zum Sicherheitsbehälter
- Jugoslawien: Untersuchungen zur Inbetriebnahme
- Kanada: Untersuchungen zur Störungsanalyse
- Schweden: Untersuchungen zum Filtra-Konzept
- Spanien: Untersuchungen zur „balance of plant“

Erfahrungsaustausch

Die GRS veranstaltete im Sommer in Kairo in Zusammenarbeit mit Bundesministerien und Technischen Überwachungs-Vereinen ein Seminar zu sicherheitstechnischen Anforderungen und Regeln für deutsche Kernkraftwerke und beteiligte sich durch Entsendung von Referenten an zahlreichen anderen internationalen Veranstaltungen, z. B. in Portugal und der Volksrepublik China. Die Zusammenarbeit mit ausländischen Organisationen wurde wie in den vergangenen Jahren dahingehend gepflegt, daß GRS-Mitarbeiter zu diesen Organisationen abgestellt wurden. Besonders erwähnenswert sind:

- Abstellung zur IAEA in Wien
Thema: Internationale Reaktorsicherheitsforschung
- Abstellung zur AEE in Ägypten
Thema: Sicherheitsanalyse von Druckwasserreaktoren
- Abstellung zum JAERI in Japan
Thema: 2D/3D-Projekt
- Abstellungen nach USA
Thema: Mitarbeit bei LOFT und Los Alamos Verbindungsbüro in Washington

Mitarbeit in nationalen und internationalen Gremien

15

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 3 Mitglieder und 2 Ersatzmitglieder. In den verschiedenen Unterausschüssen des KTA wirken zahlreiche GRS-Sachverständige mit. An der Arbeit von 14 Unterausschüssen sind insgesamt 20 GRS-Mitarbeiter beteiligt. An den insgesamt 70 laufenden Regelvorhaben in den beauftragten Arbeitsgremien arbeiteten 25 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 1983 folgende Berichtsreihen, Informationsdienste und sonstige Schriften erarbeitet und veröffentlicht:

GRS-Berichtsreihen

- Jahresbericht
- GRS-Berichte
- Stellungnahmen zu Kernenergiefragen

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-Siegel mit laufender Nummer und Datum. Im Berichtszeitraum sind folgende GRS-Berichte erschienen:

*Stand der Risikountersuchungen bei Kernkraftwerken
Tagungsbericht, 6. GRS-Fachgespräch,
Köln, 3.-4.11.1982
GRS-52 (Februar 1983)*

*Biesold, H., und R. Kroll:
Untersuchungen zur Radioökologie des Tabaks
GRS-53 (Juni 1983)*

● Stellungnahmen zu Kernenergiefragen

Diese Stellungnahmen haben das Report-Siegel GRS-S mit Nummer und Datum. Die „Stellungnahmen zu Kernenergiefragen“ sollen zur Versachlichung der Diskussion über Vor- und Nachteile der Kernenergie beitragen. Im Berichtszeitraum ist erschienen:

*Franzen, L.F.:
Aufbau und Wirkungsweise von Kernkraftwerken
GRS-S-38 (September 1983)*



GRS-Informationsdienste

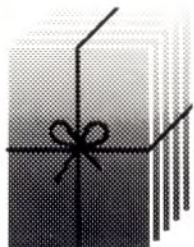
● Translations – Safety Codes and Guides

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 8 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:

*Der Bundesminister des Innern (Hrsg.):
Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz
7. Ergänzung, April 1983*

Im Auftrag des BMI erarbeitete die GRS den Bericht:

*Der Bundesminister des Innern:
Übersicht über besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland 1982
Presse Dienst des BMI, Bonn, 6. Mai 1983*



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 auch nur dem jeweiligen Presseorgan entnommen werden. Im Berichtszeitraum sind erschienen:

*Azodi, D., M. Glahn, E. Kersting, H. Schulz (GRS) und J. Jansky (MPA):
Berücksichtigung der thermoschockinduzierten Beanspruchung bei Reaktordruckbehältern von Druckwasserreaktoren
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1983-025*

*Bachner, D. (GRS), und W. Koelzer (KfK):
Biologische Wirkungen geringer Strahlendosen
atomwirtschaft-atomtechnik Nr. 11/1983*

*Bastl, W.:
Die Zuverlässigkeit von Meßsystemen
Handbuch der industriellen Meßtechnik, 3. Aufl., Vulkan Verlag, Essen, 1983*

*Bastl, W. (GRS), H. Heinbuch und W. Kraft (KWU):
STAR Disturbance Analysis System – Results from the Grafenrheinfeld PWR Application
Proceedings of the Symposium „Nuclear Power Plant Control and Instrumentation 1982“, IAEA, Wien, 1983*

*Biesold, H., und P. Handge:
Akkumulation von Radionukliden und potentielle Strahlenexposition durch Ingestion landwirtschaftlicher Produkte bei der Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Fortluft und dem Abwasser aus kerntechnischen Anlagen
DLG-Forschungsberichte über Tierernährung, Frankfurt, 1983*

*Birkhofer, A., und A. Jahns:
Considerations on a Proposed Rationale for a Quantification of Safety Goals
Proceedings of the International Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety, Chicago, NUREG/CP-0027, Februar 1983*

*Birkhofer, A.:
Design Provisions for Safety
Proceedings of the International Conference on Nuclear Power Experience, 1982, Wien, IAEA-CN-42/17*

*Birkhofer, A.:
Erfahrungen mit der friedlichen Nutzung der Kernenergie
Der Maschinenschaden, Fachzeitschrift für Risiko-Technologie, Heft 3/1983*

*Birkhofer, A.:
Grenzen der Sicherheit in der Technik
Energiewirtschaftliche Tagesfragen, Heft 9/1983*

*Birkhofer, A.:
Nicht die Zukunft verheizen – Die Chancen der Kernenergie
Zeitungskolleg „Mensch und Technik“, 1983*

*Birkhofer, A.:
The Use of Probabilistic Risk Assessment for Safety Evaluation
Proceedings of the International Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety, Chicago, NUREG/CP-0027, Februar 1983*

*Danzmann, H.-J.:
Die Bedeutung der Sachverständigentätigkeit für die Sicherheit und Zuverlässigkeit kerntechnischer Anlagen – Eine Analyse der Situation in der Bundesrepublik Deutschland in: „Zuverlässigkeit der Fossil- und Kernbrennstoffanlagen“
Tschechoslowakische wissenschaftlich-technische Gesellschaft, Prag, 1983*

*Danzmann, H.-J.:
Etwas ganz Gewöhnliches – Die Nutzung der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland
Energie, Heft 7/1983*

*Ehrenberger, W.:
Softwarezuverlässigkeit und Programmiersprache
Regelungstechnische Praxis, Bd. 25, 1983*

*Ehrenberger, W., und B. Krzykacz:
Probabilistic Testing
Schriftenreihe „Computer in der Industrie“, Österreichische Computergesellschaft, Bd. 21, 1983*

*Ehrenberger, W.:
Was ist sichere Software?
Elektronische Rechenanlagen, Bd. 25, 1983*

*Ehrenberger, W.:
Safety Availability and Cost Questions about Diversity
Proceedings of the 4th IFAC/IFIP/IFORS Conference on Control in Transportation Systems, Baden-Baden, April 1983, Published by VDI/VDE-GMR, Düsseldorf*

*Frisch, W., und K. Wolfert:
PWR Decay Heat Removal for the „Loss of Offsite Power Event“
Proceedings of the CSNI Specialists' Meeting on Decay Heat Removal Systems, Wurenlingen, 1983*

*Frisch, W., E. Kersting, R. Meißner, W. Mester, H. Richter und J.P. Weber:
Vorschläge zu Änderungen und Ergänzungen der „Richtlinie für den Inhalt der Fachkondeprüfung des verantwortlichen Schichtpersonals in Kernkraftwerken“
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1983-023*

*Gottschalk, P.A., und A. Jahns:
Überlegungen zu Risikogrenzwerten (Safety Goals) von Kernkraftwerken
Technische Mitteilungen, Heft 1/1983*

*Gottschalk, P.A. (GRS), G. Growert, P. Vater und R. Brandt (Philipps-Universität, Marburg):
Two-, Three-, and Four-Particle Exit Channels in the Reaction (806 MeV) Kr + U
Physical Review C, No. 6/1983*

*Hippe, D., und F.W. Heuser:
Schwerpunkte und Arbeitsergebnisse der Deutschen Risiko-studie, Phase B
Technische Mitteilungen, Heft 1/1983*

*Hold, A., und O. Lupaş:
Real-Time Simulation of the Transient Behaviour of Local and Global PWR Core and Plant Parameters
Nuclear Science and Engineering, No. 85/1983*

*Hofer, E., H. Löffler, V. Javeri (GRS) und D. Struwe (KfK):
Die Expertenbefragung in der SNR-Studie und ihre probabilistische Auswertung
Technische Mitteilungen, Heft 1/1983*

*Jahn, H., und P. Papadimitriou:
Bewertung der Westinghouse Hanford Standard Probleme A und B zur Wasserstoffverteilung
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1983-024*

*Jahn, H.:
Diskussion der H₂-Problematik im Zusammenhang mit möglichen Maßnahmen zur Minderung der Folgen von Unfällen
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1983-020*

*Kersken, M.:
Software Quality Assurance
Proceedings of the IABSE-Workshop, Rigi, IABSE-Reports, vol. 47, 1983*

*Koberlein, K., H. Schafer und H. Spindler:
Überblick über Vorgehensweise und Ergebnisse der SNR-Studie
Technische Mitteilungen, Heft 1/1983*

*Martens, R., W. Müller (GRS) und S. Jordan (KfK):
Aktivitätsfreisetzung bei schweren Unfällen des SNR
Technische Mitteilungen, Heft 1/1983*

Nguyen, D.L., und W. Winkler:
Deutsches Standard-Problem Nr. 3 (2. Containment-Standard-Problem) „Wasserleitungsbruch in einer einfach verzweigten Raumkette“
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1983-019

Papadimitriou, P.:
HTCC – Ein Wärmeübergangsmodell für Gas-Dampf-Gemische
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1983-022

Plogert, K.P.:
Stufenweise Berechnung der Sicherheit von sich selbst prüfenden einkanaligen digitalen Automatisierungs-Einrichtungen
Dissertation an der Technischen Universität München, 1983

Saedtler, E., und D. Beraha:
On Large-Scale Problems in Noise Diagnostics and Core Surveillance for Nuclear Power Plants
Proceedings IFAC Symposium, Pergamon Press, 1983

Scharfe, A., P. Bogorinski und H. Schulz:
Spezielle Aspekte bei der Störfall- und Unfallanalyse des SNR
Technische Mitteilungen, Heft 1/1983

Sunder, R., und D. Wach:
Reactor Diagnosis Using Vibration and Noise Analysis in PWRs
Proceedings of IAEA International Symposium on Operational Safety of Nuclear Power Plants, Marseille, 1983

Wach, D., R. Sunder und J. Weingarten:
Überwachungssysteme und Diagnosestechniken zur Schadenfrüherkennung in Kernkraftwerken
VGB-Kraftwerkstechnik, Bd. 10, 1983

Wahba, A.B., K. Wolfert und F. Tanabe:
Analytical Prediction of Blowdown System Experiments Using DRUFAN
Proceedings on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Santa Barbara, Bd. II, 1983

Wahba, A.B., und K. Wolfert:
Influence of Scaling of the Battelle BWR Test Facility on the Analysis of Experimental Results
Proceedings of the Joint NRC/ANS Meeting on Basis Thermal Hydraulic Mechanisms in LWR Analysis, Bethesda, NUREG/CP-0043



Vorträge

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

Alter, U., E. Herkommer (GRS) und P.v. Dobschütz (BMI):
Physical Security Measures for the Transportation of Specially Categorized Nuclear Material
PATRAM 1983, New Orleans, 15.-20.5.1983

Alter, U., H.G. Mielke (GRS) und G. Wehner (BMI):
Comparison of Transports Expected under Different Waste Management Concepts. Determination of Basic Data for Application in Risk Analysis
PATRAM 1983, New Orleans, 15.-20.5.1983

Azodi, D.:
Zum Vergleich von CT-Proben-Versuchen und Behälterexperimenten mit EPRI-Handbuchberechnungen
Deutscher Verband für Materialprüfung e.V. (DVM), Darmstadt, 22.-23.2.1983

Bartalszky, H.:
Comparison of Experimental Data with Results of Computations on a Boiling Water Reactor under Blowdown Loads
7th SMIRT Conference, Chicago, 22.-26.8.1983

Bastl, W.:
Man-Machine-Communication, German Projects
Seminar im Bhabha Atomic Research Centre, Bombay, 14.-28.10.1983

Bastl, W.:
Operator Support Systems
Seminar im Bhabha Atomic Research Centre, Bombay, 14.-28.10.1983

Bastl, W.:
Transient Analysis in PWRs
Seminar im Bhabha Atomic Research Centre, Bombay, 14.-28.10.1983

Bastl, W.:
Diagnosis Systems (Loose parts, mechanical vibration)
Seminar im Bhabha Atomic Research Centre, Bombay, 14.-28.10.1983

Bastl, W.:
Emergency Core Cooling Systems, Codes, Experiments
Seminar im Bhabha Atomic Research Centre, Bombay, 14.-28.10.1983

Bastl, W.:
Licensing in Germany, Rules and Guidelines
Seminar im Bhabha Atomic Research Centre, Bombay, 14.-28.10.1983

Bastl, W.:
LWR-Safety Research Programs in Germany
Seminar im Bhabha Atomic Research Centre, Bombay und im Reactor Research Centre, Kalpakkam, 14.-28.10.1983

Beliczey, S., und A. Höfler:
Calculations to Experimental Results of Crack Growth
7th SMIRT Conference, Chicago, 22.-26.8.1983

Beraha, D.:
Prozeßrechner in der Reaktortechnik
Technion Symposium, Hannover, 13.-14.9.1983

Bieniusa, K.:
Grundlagen der Rohrstatik
Ausbildungsseminar: Rohrleitungsberechnung, Bernried, 17.-22.4.1983

Bieniusa, K.:
Comparison of the German KTA-Safety-Standards for the Design of Nuclear Components with International Codes
Seminar on German Nuclear Codes and Guides, Kairo, 24.-31.5.1983

Biesold, H.:
Zum Transfer relevanter Radionuklide im System Boden – Nutzpflanzen
DLG-Arbeitskreis für Umwelt, Gesundheitspflege und spezielle Ernährungsfragen in der tierischen Produktion, Münster, 8.7.1983

Birkhofer, A.:
Erfahrungen mit der Kernenergie
Mitgliederversammlung der Freunde der Technischen Universität München e.V., München, 4.2.1983

Birkhofer, A.:
Das Risikokzept aus naturwissenschaftlich-technischer Sicht
7. Atomrechtssymposium, Göttingen, 16./17.3.1983

Birkhofer, A.:
Trends in Nuclear Safety Technology within the Federal Republic of Germany
16th JAIF Annual Conference, Tokio, 23.-25.3.1983

Birkhofer, A.:
Trends in Information-Processing and -Presentation for Reliable Nuclear Power Plant Operation
Enlarged Halden Programme Group Meeting, Løen, Norway, 23.-28.5.1983

Birkhofer, A.:
Grenzen der Sicherheit in der Technik
Festveranstaltung der Fakultät Maschinenbau der Universität Fridericiana zu Karlsruhe, 8.6.1983

Birkhofer, A.:
The Nuclear Fuel Cycle
3rd Japanese-American-German Nuclear Energy Conference, Nara, 22.-24.8.1983

Birkhofer, A.:
Reactor Safety
3rd Japanese-American-German Nuclear Energy Conference, Nara, 22.-24.8.1983

Birkhofer, A.:
Nuclear Safety Requirements in Germany.
Policy and Philosophy Symposium „Nuclear Technology in
the Federal Republic of Germany“, Lissabon, 5.-7.12.1983

Birkhofer, A.:
Die Konzeption der geplanten deutschen Wiederaufarbeitungsanlage
Sitzung des Gesamtvorstandes des TÜV Bayern e.V., München, 15.12.1983

Bracht, K.:
Thermohydraulik beim Kernschmelzen
Institut für Kernenergie und Energiesysteme (IKE),
Universität Stuttgart, 26.1.1983

Bracht, K., und M. Tiltmann:
Analysis of Containment Loading by Hydrogen Burning during
Hypothetical Core Meltdown Accidents
7th SMIRT Conference, Chicago, 22.-26.8.1983

Bracht, K., und J. Rohde:
Measures against Containment Overpressurization and their
Thermodynamic Efficiency
ANS/ENS International Meeting on LWR Severe Accidents
Evaluation, Cambridge, Mass., 28.8.-1.9.1983

Büttner, W.E.:
Analyse der Aufgaben von Reaktoroperatoren
Sitzung des Arbeitskreises „Aufsicht – Reaktorbetrieb“ des
Länderausschusses für Atomkernenergie, Garching,
3.-4.5.1983

Büttner, W.E., E. Hollnagel, G. Reichert und H. Roggenbauer:
Test of the STAR-System within the Framework of the
Project „Case Studies“
OECD Halden Programme Group Meeting, Loen,
23.-28.5.1983

Büttner, W.E.:
Check and Maintenance Strategies and Practice
IAEA Interregional Training Course, Karlsruhe, 10.-18.10.1983

Butz, H.-P.:
Störfälle und Unfälle in Kernkraftwerken
Insider-Seminar „Aktuelle Argumente in der Kernenergiediskussion“, Bad Neuenahr-Ahrweiler, 5.-7.6.1983

Danzmann, H.-J.:
Die Errichtung, der Betrieb und die Entsorgung von Kernenergieanlagen. Technische, wirtschaftliche und politische Aspekte
Seminar „Energieversorgung im Zielkonflikt: Wachstumssicherung und Umweltschutz“, Marienheide-Gimborn,
9.-13.5.1983

Danzmann, H.-J.:
Kernenergie – Möglichkeiten und Sicherheit
Seminar „Der Ingenieur und sein Auftrag zur Verbesserung der Lebensbedingung“, Kammer der Beratenden Ingenieure des Landes Rheinland-Pfalz, Mainz, 23.6.1983

Danzmann, H.-J.:
Die Bedeutung der Sachverständigentätigkeit für die Sicherheit und Zuverlässigkeit kerntechnischer Anlagen – Eine Analyse der Situation in der Bundesrepublik Deutschland.
Zuverlässigkeit der Fossil- und Kernbrennstoffkraftanlagen,
Karlsruhe, 25.-26.10.1983

Denk, W., und U. Hesse:
Anwendung der Wlassow-Gleichung auf die Rechnung dreidimensionaler Flußfelder aus eindimensionalen Transportrechnungen
KTG-Fachtagung Strahlenschutz, Stuttgart, 15.-16.3.1983

Ehrenberger, W.:
Überblick über die Problematik, Risikofragen, Begriffe
Seminar der Österreichischen Akademie für Führungskräfte:
„Rechner in sicherheitsrelevanten Systemen“, Graz,
5.-6.4.1983

Ehrenberger, W.:
Sicherheitsnachweise für Rechensoftware
Seminar der Österreichischen Akademie für Führungskräfte:
„Rechner in sicherheitsrelevanten Systemen“, Graz,
5.-6.4.1983

Ehrenberger, W.:
Programmierrichtlinien für sicherheitsrelevante Software
Seminar der Österreichischen Akademie für Führungskräfte:
„Rechner in sicherheitsrelevanten Systemen“, Graz,
5.-6.4.1983

Ehrenberger, W., und B. Krzykacz:
Safety, Availability and Cost Questions about Diversity
4th IFAC/IFIP/IFORS Conference on Control in Transportation Systems, Baden-Baden, 20.-22.4.1983

Ehrenberger, W.:
Surveillance and Cost Questions about Diversity
4th IFAC/IFIP/IFORS Conference on Control in Transportation Systems, Baden-Baden, 20.-22.4.1983

Ernst, K.-R., und G. Philip:
Surveillance of Radiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessels
7th SMIRT Conference, Chicago, 22.-26.8.1983

Felkel, L.:
The STAR-Concept and Similar Approaches
Computerized Operator Support Systems Workshop, EPRI,
Palo Alto, 10.-12.10.1983

Frisch, W.:
Analysis of Loss of Heat Sink Transients in PWRs
Seminarvortrag zum Studienprogramm „Ingeniería Nuclear“
am Centro Atomico, Bariloche, 7.2.1983

Frisch, W.:
Análisis de Transitorios, Desarrollo y Aplicación
Seminarvortrag zum Studienprogramm „Ingeniería Nuclear“
am Centro Atomico, Bariloche, 7.2.1983

Frisch, W., und R. Meißner:
Störfallgruppen, Störfallabläufe, Transienten
Schule für Kerntechnik, Karlsruhe, 16.3.1983 und 27.5.1983

Frisch, W., G. Lerchl, G. Hoppner, R. Meißner und K. Wolfert:
PWR Decay Heat Removal for the Loss of Offsite and Onsite
Electrical Power Event
CSNI Specialists' Meeting on Decay Heat Removal Systems,
Wurenlingen, 25.-29.4.1983

Frisch, W.:
Loss of Preferred Power in German BWRs and PWRs
ANS Topical Meeting on „Anticipated and Abnormal Plant
Transients in Light Water Reactors“, Jackson, 26.-29.9.1983

Frisch, W.:
Design for Events: Analysis of Anticipated Transients
IAEA Interregional Training Course on „Instrumentation and
Control of a Nuclear Power Plant“, Karlsruhe, 14.10.1983

Frommknecht, E., und E. Hofer:
More Realism in Reliability Respectively Unavailability Analysis for Decay Heat Removal System through Application of Markovian Models to Selected Analysis Subtasks
CSNI Specialists' Meeting on Decay Heat Removal Systems,
Wurenlingen, 25.-29.4.1983

Frosch, H.-G.:
SIMMER-II Calculations of COVA Experiments
International SIMMER-Workshop, Karlsruhe, 12.-14.7.1983

Gill, R., S. Langenbuch, E. Kramer und K.-D. Schmidt:
Das Anlagenmodell ALMOS und das 3-D-Kernmodell
CUBBOX-HYCA für SWR
Seminar „Rechenprogramme für Transientenanalysen“, Garching, 20.-21.6.1983

Goßner, S.:
German Philosophy and Practice of Aging within Qualification of Electrical Equipment for Safety Systems of Nuclear Power Plants
Symposium on Nuclear Power Systems, San Francisco, 19.-21.10.1983

Graf, U., J. Miró, A. Schäfer und W. Werner:
Application of a Discontinuity-Tracking-Technique to Transient Thermal-Hydraulic Analysis
2nd International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermalhydraulics, Santa Barbara, 11.-14.1.1983

Graf, U.:
Anwendung der ASWR-Methode auf Probleme der 2-Phasen-Fluiddynamik
KTG-Fachtagung „Neuere Berechnungsverfahren in der Fluiddynamik“, München, 18.-19.4.1983

Grillenberger, T. (TU München), und W.Ch. Müller (GRS):
A Theoretical Justification of the DAPSY Network Technique
7th SMIRT Conference, Chicago, 22.-26.8.1983

Grundler, D.:
Die Rolle der Kernenergie in der Energieversorgung der Bundesrepublik Deutschland
Kernenergieseminar der SEK-Vienenburg, Vienenburg, 11.-12.6.1983

Haunhorst, H., K. Kotthoff, F. Schleifer und M. Simon:
Examples of Evaluations of Incidents in Nuclear Power Plants and Lessons Learned
International Symposium on Operational Safety of Nuclear Power Plants, Marseille, 2.-6.5.1983

Hesse, U., und W. Denk:
Quellthermerstellung und Datenmanagement bei Abschirmungsrechnungen mit Hilfe von Programm-Modulen
KTG-Fachtagung Strahlenschutz, Stuttgart, 15.-16.3.1983

Hesse, U., und W. Denk:
Source Term Computation and Cross Section Data Handling for Shielding Calculations by Means of Modula Programs
6th International Conference on Radiation Shielding, Tokio, 16.-20.5.1983

Heusener, G. (KfK), und K. Köberlein (GRS):
Risikobewertung des Schnellen Bruters (Ergebnisse der Risikostudie Schneller Brüter)
Jahrestagung Kerntechnik, Berlin, 14.-16.6.1983

Heuser, F.W., und D. Hippe:
Zur Risikobeurteilung von Leichtwasserreaktoren, Bericht über den Stand der Arbeiten zur Deutschen Risikostudie, Phase B
Jahrestagung Kerntechnik, Berlin, 14.-16.6.1983

Heuser, F.W.:
Methodische Probleme bei der Bewertung nuklearer Risiken
III. GIS-Seminar „Probabilistische Risikoanalyse“, Offenbach, 23.-24.6.1983

Hicken, E.F., und A.B. Wahba:
Integral Tests as a Tool for the Study of Physical Phenomena
and Code Assessment
11th Water Reactor Safety Research Information Meeting,
Washington, 24.-28.10.1983

Hicken, E.F.:
Ergebnisse Einzelvorhaben 3000. Blowdown-Untersuchungen
Phase I
Statusbericht PHDR, Karlsruhe, 14.12.1983

Hold, A.:
A 3D-PWR Core and Plant Real-Time Simulator Applicable
for Training Purposes
IAEA/NPPCI Specialists' Meeting on „Nuclear Power Plant
Training Simulators“, Otoniemi/Helsinki, 12.-14.9.1983

Homke, P.:
Erfahrungen und Ergebnisse der Betriebsdatenerfassung am
Beispiel von Armaturen
Jahrestagung Kerntechnik, Berlin, 14.-16.6.1983

Homke, P., und C. Versteegen:
Nutzen von Betriebsdaten für Planung und Betrieb
7. GRS-Fachgespräch, München, 27.-28.10.1983

Hoermann, H., und W. Werner:
Rechnerstrukturen und Algorithmen zur schnellen Simula-
tion von Störfällen in Kernkraftwerken
Internationale Konferenz „Parallel Computing 83“, Berlin,
26.-28.9.1983

Hofer, E.:
Zeitintegration von Systemen partieller Differentialgleichun-
gen mit Hilfe des ODE-Lösers FEBE
KTG-Fachtagung „Neuere Berechnungsverfahren in der
Fluidodynamik“, München, 18.-19.4.1983

Hofer, E.:
Models and Methods for Probabilistic Uncertainty Analysis
CEC/NRPB Accident Consequence Study – Technical Meet-
ing, Karlsruhe, 26.-27.9.1983

Hofer, E.:
Probabilistic Uncertainty Analysis – Practical Examples from
German PRAs
IAEA Training Course in PRA Methods in Safety Analysis for
Nuclear Power Plants, Argonne, 6.10.1983

Jahn, H.:
Analytik der Wasserstoff-Verteilung bei Kühlmittelverlust-
Störfällen und -unfällen
Deutscher Workshop zur „Wasserstoff-Problematik in der
Reaktorsicherheitsforschung“, Bonn, 3.-4.10.1983

Jahn, H. (GRS), und G. Langer (Battelle-Institut):
Overview for the Work Related to Hydrogen Safety in the
FRG
Annual US/FRG Core Melt Information Exchange Meeting,
Oak Ridge, 19.-21.10.1983

Javen, V.:
Numerical Thermal Mixing in SIMMER-II Calculations
International SIMMER-Workshop, Karlsruhe, 12.-14.7.1983

Kaestle, H.J.:
Standort und Genehmigungsfragen in der Bundesrepublik
Deutschland
Ministerium für Elektrizität und Wasserwirtschaft der Volks-
republik China, Da Lian, 7.10.1983

Kaestle, H.J.:
Soil and Subsoil Investigation
IAEA Egyptian Nuclear Regulatory and Safety Commission
Seminar, Siting of NPP and Nuclear Safety Considerations,
Kairo, 27.-28.11.1983

Kaestle, H.J.:
Seismicity and Seismic Risk Analysis
IAEA Egyptian Nuclear Regulatory and Safety Commission
Seminar, Siting of NPP and Nuclear Safety Considerations,
Kairo, 27.-28.11.1983

Kaestle, H.J.:
Site Selection and Licensing Procedure
Symposium „Nuclear Technology in the Federal Republic of
Germany“, Lissabon, 5.-7.12.1983

Kafka, P.:
German Risk Study of PWRs
7th SMIRT Conference, Chicago, 22.-26.8.1983

Kafka, P., G. Zipf (GRS) und R. Schafer (IABG):
Load Combination for the Primary Pipe of a PWR
7th SMIRT Conference, Chicago, 22.-26.8.1983

Kersken, M.:
Analytische Methoden der Software-Qualitätssicherung
BWB-Fortbildungslehrgang, Mannheim, 25.5.1983

Keusenhoff, J.G., A.K. Chakraborty und J.D. Schubert:
Development and Application of an Asymmetric Deforma-
tion Model to Describe the Fuel Rod Behavior during LOCA
OECD-NEA-CSNI/IAEA Specialists' Meeting on Water Reac-
tor Fuel Safety in Off-Normal and Accident Conditions, Rio,
16.-20.5.1983

Keusenhoff, J.G., J.D. Schubert und A.K. Chakraborty:
A Model for Asymmetric Ballooning and Analysis of Balloon-
ing Behaviour of Single Rods with Probabilistic Methods
7th SMIRT Conference, Chicago, 22.-26.8.1983

Koberlein, K.:
Risikoorientierte Analyse zum SNR-300
EIR-Seminar, Würenlingen, 20.1.1983

Koberlein, K.:
Risikoanalysen für Kernkraftwerke
Kurs „Kerntechnische Grundlagen für Reaktorfahrer und
Schichtleiter“, Ulm, 29.1.1983

Koberlein, K.:
Study of the Accidental Risk of the German Fast Breeder
Prototype Reactor SNR-300
7th SMIRT Conference, Chicago, 22.-26.8.1983

Kotthoff, K., H. Haunhorst, F. Schleifer und K. Trambauer:
Erkenntnisse aus dem Ablauf ausländischer Vorkommnisse
mit Dampferzeuger-Heizrohrbruch
7. GRS-Fachgespräch, München, 27.-28.10.1983

Kraut, A.:
FRG Risk Study
IAEA Interregional Training Course on „Probabilistic Risk
Methods Applied to Safety Analysis for Nuclear Power
Plants“, Argonne, 6.9.-7.10.1983

Kraut, A.:
Applications of SRA and PRA in the FRG
IAEA Interregional Training Course on „Probabilistic Risk
Methods Applied to Safety Analysis for Nuclear Power
Plants“, Argonne, 6.9.-7.10.1983

Langenbuch, S., R. Gill und Th. Voggenberger:
Datensammlung für Transientenanalysen
Seminar „Rechenprogramme für Transientenanalysen“, Gar-
ching, 20.-21.6.1983

Leven, D.:
Selected Issues of Reactor Safety Related Research and
Development Sponsored by the German Federal Govern-
ment
Symposium „Nuclear Technology in the Federal Republic of
Germany“, Lissabon, 5.-7.12.1983

Lindauer, E.:
Experience with Transients in German Nuclear Power Plants
ANS Topical Meeting on „Anticipated and Abnormal Plant
Transients in Light Water Reactors“, Jackson, 26.-29.9.1983

Lindauer, E.:
Ziele und Möglichkeiten der Auswertung von Betriebserfah-
rungen
7. GRS-Fachgespräch, München, 27.-28.10.1983

Löffler, H.:
A Dynamic Liquid-Side Heat Transfer Model for SIMMER
International SIMMER-Workshop, Karlsruhe, 12.-14.7.1983

Maier, E., A. Bechtel und K. Wagner:
Wiederkehrende Prüfungen als Beitrag zur Betriebssicher-
heit
7. GRS-Fachgespräch, München, 27.-28.10.1983

May, H.:
Störfälle, Unfälle in Kernkraftwerken
Insider-Seminar „Aktuelle Argumente in der Kernenergiedis-
kussion“, Bad Neuenahr-Ahrweiler, 16.-18.2.1983

May, H.:
Wie funktionieren kerntechnische Anlagen und wie sind die
mit ihnen verbundenen Risiken zu beurteilen?
Seminar „Energiepolitik – Möglichkeiten und Risiken der
verschiedenen Wege in die Zukunft“, Friedrich-Ebert-Stif-
tung, Bergneustadt, 18.-22.4.1983 und 27.6.-1.7.1983

May, H.:
Wie sicher sind kerntechnische Anlagen und ist das mit
ihnen verbundene Risiko zu verantworten?
Seminar „Die Kernenergie im Rahmen des Energiepro-
gramms der Bundesregierung“, Friedrich-Ebert-Stiftung,
Bergneustadt, 26.-30.9.1983

Meier, S., und D. Müller-Ecker:
Analysis of the HDR Blowdown-Experiments and Break Size
Impact with the DAISY Computer Code
7th SMIRT Conference, Chicago, 22.-26.8.1983

Meier, S.:
Simulations for Fluid Structure Interaction with Reactor
Internals of a Four Loop PWR under Blowdown Loads Using
DAISY
7th SMIRT Conference, Chicago, 22.-26.8.1983

Meißner, R.:
Measures and Systems with Respect to Transients
Seminar on German Nuclear Codes and Guides, Kairo, 24.5.-
1.6.1983

Meißner, R., J. Miró, A. Hold, G. Hoppner, Th. Voggenberger
und W. Frisch:
Das DWR-Anlagenmodell ALMOD, Beschreibung, Verifikation
und Anwendung
Seminar „Rechenprogramme für Transientenanalysen“, Gar-
ching, 20.-21.6.1983

Meißner, R., und W. Frisch:
Storfallgruppen, Storfalldläufe – Transienten
13. Lehrgang für Schichtpersonal in Kernkraftwerken, Karlsruhe, 5.12.1983

Michelschlager, Ch., und H.-G. Sonnenburg:
Verteilung der Phasengeschwindigkeiten beim Zweifluidmodell
Jahrestagung Kerntechnik, Berlin, 14.-16.6.1983

Müller, W.:
Optimierung des Strahlenschutzes am Beispiel tätigkeitsbezogener Dosen
7. GRS-Fachgespräch, München, 27.-28.10.1983

Papadimitriou, P., H. Jahn und T.V. Pham:
Analysis of Hydrogen Distribution in Containments under Accident Conditions
IAEA-Specialists' Meeting on „Hydrogen Behaviour and Control and Related Containment Loading Aspects“, Suzdal, 19.-23.9.1983

Plogert, K.P.:
Sicherheitstechnische Beurteilung von Systemen mit Mikroprozessoren
Institut für Automationstechnik an der TU München, 23.3.1983

Plogert, K.P.:
Sicherheitsschnelle für Rechnerhardware
Seminar der Österreichischen Akademie für Führungskräfte „Rechner in sicherheitsrelevanten Systemen“, Graz, 5.-6.4.1983

Pointner, W.:
Mehrkanalanalyse für den LOFT-Versuch L2-3 mit DRUFAN-02
Jahrestagung Kerntechnik, Berlin, 14.-16.6.1983

Pointner, W., F. Steinhoff und K. Wolfert:
Simulation of Transients with DRUFAN
ANS Topical Meeting on Anticipated and Abnormal Plant Transients in Light Water Reactors, Jackson, 26.-29.9.1983

Pointner, W.:
Steam Generator Simulation in DRUFAN-02 and its Application to Calculate LOFT Experiment L6-5
ASME Winter Annual Meeting, Boston, 13.-18.11.1983

Puhr-Westerheide, P.:
Präventive Methoden der Software-Qualitätssicherung
BWB-Fortbildungslehrgang, Bundeswehr-Akademie, Mannheim, 25.5.1983

Puhr-Westerheide, P., und H.H. Sandbaek:
Structures and Scan Strategies of Software Net Models
IAEA-Meeting „Systems and Methods for Aiding Nuclear Power Plant Operators during Normal and Abnormal Conditions“, Balatonaliga, 4.-6.10.1983

Richter, H.:
Plant External Courses of the Training of Nuclear Fundamentals for Responsible Shift Personnel in the FRG (Poster Display and Presentation)
IAEA – International Symposium on Operational Safety of Nuclear Power Plants, Marseille, 2.-6.5.1983

Richter, H.:
Plant External Courses for the Training of Nuclear Fundamentals for Responsible Shift Personnel in the FRG
Seminar on Safety in Nuclear Power Plant Operation, Wien, 21.-25.11.1983

Risse, D., und B. Schwinges:
Pressure Suppression System Analysis
OECD-CSNI Specialists' Meeting, Toronto, 17.-21.10.1983

Romstedt, P.:
Numerische Behandlung von 2-Phasenströmungen, Probleme und Lösungsmöglichkeiten
KTG-Fachtagung „Neuere Berechnungsverfahren in der Fluidodynamik“, München, 18.-19.4.1983

Schäfer, A., und J. Miro:
Weiterentwicklung von ALMOD
Seminar „Rechenprogramme für Transientenanalysen“, Garching, 20.-21.6.1983

Schäfer, A., J. Miro, G. Höppner, W. Frisch, R. Meißner und U. Gaal:
ALMOD 4: Advanced PWR Transient Analysis Code
ANS Topical Meeting on Anticipated and Abnormal Plant Transients in Light Water Reactors, Jackson, 26.-29.9.1983

Schubert, F., H.J. Penkalla (KFA Jülich), H. Weber (MFI, Duisburg) und K. Bieniussa (GRS):
Property Interactions, Multiaxial Stressing and Component Testing
Seminar „Design of High Temperature Metallic Components“, Petten, 20.-21.6.1983

Schulz, H., M. Glahn und S. Beliczey:
Failure Probabilities of LMFBR-Components under Extreme-Load Conditions
7th SMIRT Conference, Chicago, 22.-26.8.1983

Simon, M., K. Kotthoff, F. Schleifer und H. Haunhorst:
Examples of Evaluation of Incidents in Nuclear Power Plants and Lessons Learned
IAEA – International Symposium on Operational Safety of Nuclear Power Plants, Marseille, 2.-6.5.1983

Steinhoff, F.:
Simulation of Swell Level Movement
European Two Phase Flow Group Meeting, Zürich, 14.-17.6.1983

Sunder, R., und D. Wach:
Reactor Diagnosis Using Vibration and Noise Analysis in PWRs
IAEA – International Symposium on Operational Safety of Nuclear Power Plants, Marseille, 2.-6.5.1983

Tanabe, F. (JAERI), K. Wolfert und A.B. Wahba (GRS):
Long-Term Fluid-Dynamic Aspects of the HDR-RPV-I Experiment V31.1 and Comparison with Post-Test Computation by the DRUFAN-02-Code
7th SMIRT Conference, Chicago, 22.-26.8.1983

Teschendorff, V. und A. Hora:
Nachrechnungen des PKL-Versuches K9 (Standardproblem) mit dem Rechenprogramm FLUT
Jahrestagung Kerntechnik, Berlin, 14.-16.6.1983

Uhlenbruck, H.:
Kernenergie und Umwelt
Seminar „Umweltschutz“, Marienschule, Leverkusen-Opladen, 30.6.1983

Verstegen, C.:
Betriebsverhalten von Gebern
Jahrestagung Kerntechnik, Berlin, 14.-16.6.1983

Viefers, W.:
Wie funktionieren kerntechnische Anlagen und wie sind die mit ihnen verbundenen Risiken zu beurteilen?
Seminar „Energiepolitik – Möglichkeiten und Risiken der verschiedenen Wege in die Zukunft“, Friedrich-Ebert-Stiftung, Bergneustadt, 7.6.1983

Wach, D., R. Sunder und J. Weingarten:
Überwachungssysteme und Diagnosetechniken zur Schadenfrüherkennung in Kernkraftwerken
VGB-Konferenz „Forschung in der Kraftwerkstechnik 1983“, Essen, 16.3.1983

Wach, D.:
Early Failure Detection and Diagnosis Systems in Nuclear Power Plants
3rd International Symposium of the TC-10 IMEKO on Technical Diagnostics, Moskau, 3.-5.10.1983

Wahba, A.B., W. Pointner (GRS) und V.T. Berta (EG+G):
Pressurizer and Steam Generator Behaviour under PWR Transient Conditions
3rd Multiphase Flow and Heat Transfer Symposium, Miami-Beach, 18.-20.4.1983

Warnemunde, R., W. Denk und U. Hesse:
Analytical Calculation of 3-d Flux Distributions Based on 1-d and 2-d Transport Calculations
International Conference on Radiation Shielding, Tokio, 16.-20.5.1983

Weber, J.P. (GRS), und K. Horniyk (O.S.U.):
ALMOD-GDE, Anlagenmodell für DWR mit Geradrohrdampferzeuger
Seminar „Rechenprogramme für Transientenanalysen“, Garching, 20.-21.6.1983

Weber, J.P., W. Frisch (GRS), K. Horniyk und S.T. Luo (O.S.U.):
OTSG Transient Modelling with ALMOD/GDE: Overview and Case Study
ANS Topical Meeting on Anticipated and Abnormal Plant Transients in Light Water Reactors, Jackson, 26.-29.9.1983

Winkler, W.:
Vergleich der Ergebnisse von je zwei „blinden“ und „offenen“ Standard-Problemen auf der Grundlage zweier Modell-Containment-Versuche
Jahrestagung Kerntechnik, Berlin, 14.-16.6.1983

Winkler, W.:
Erster Vergleich der Ergebnisse bisher durchgeführter Standardprobleme auf dem Gebiet Blowdown
Jahrestagung Kerntechnik, Berlin, 14.-16.6.1983

Winkler, W.:
Results of German Standard Problem No. 5: Fluid/Structure Interactions Resulting from Severe Depressurization
7th SMIRT Conference, Chicago, 22.-26.8.1983

Winkler, W., und W. Ch. Müller:
Results of German Standard Problem 4 a: Structural Dynamics of Piping with Check Valve Closing
7th SMIRT Conference, Chicago, 22.-26.8.1983

Wolfert, K.:
Stationäre Zweiphasenströmung
Seminar „Druckstoßberechnung von Rohrleitungssystemen“, Haus der Technik, Essen, 6.12.1983



