

Jahresbericht 1985

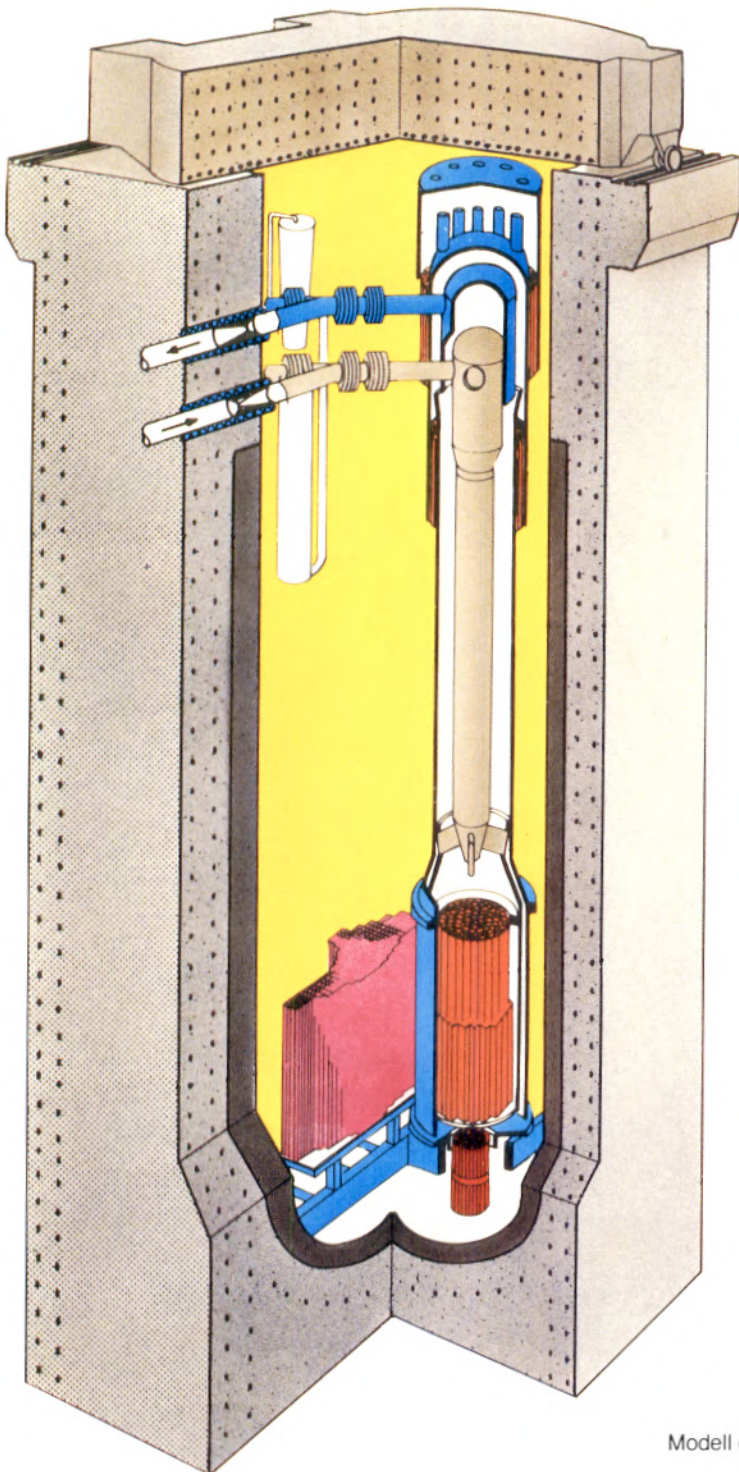
Gesellschaft
für Reaktorsicherheit
(GRS) mbH



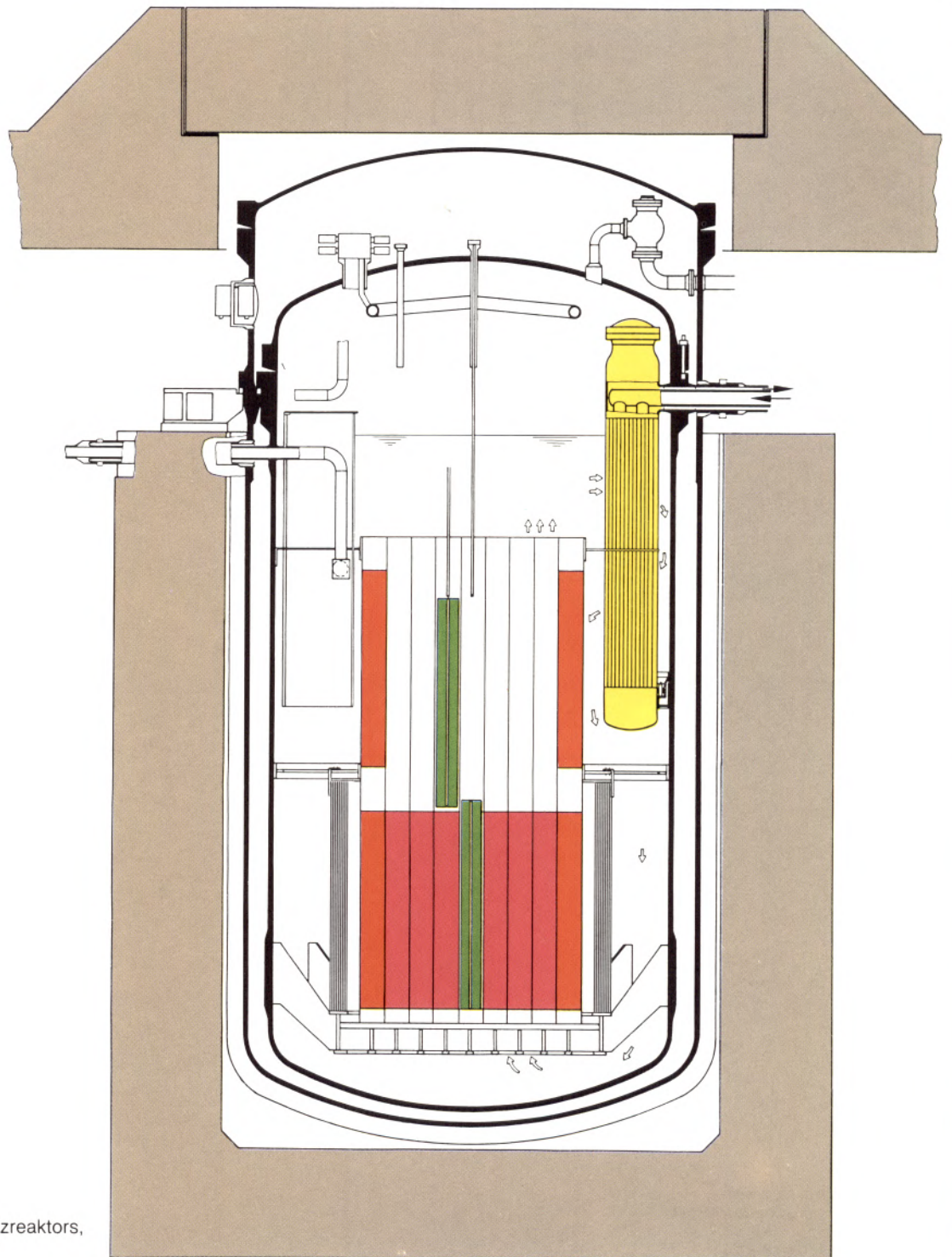
Jahresbericht 1985 Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Schwertnergasse 1
5000 Köln 1
Telefon: (02 21) 20 68-0
Teletex: 2214 123 grs d
Telefax: (02 21) 2068 442

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



Modell eines nuklearen Heizreaktors, ASEA-Konzept (Bild: ASEA)



Modell eines nuklearen Heizreaktors,
KWK-Konzept (Bild: KWKU)

1 Einführung	8
2 Die GRS: Aufgaben und Ziele	10
3 Geschäftliche Tätigkeit und Organigramm	11
4 Vorhaben der GRS	14
5 Arbeitsschwerpunkte	16
5.1 Anforderungen an die modellmäßige Erfassung thermodynamischer Vorgänge in einem Sicherheitsbehälter	16
5.2 Probabilistische Analysen zu Brennstabschäden bei Kühlmittelverlust	19
5.3 Teilnahme der GRS am Internationalen Standardproblem Nr. 18 mit DRUFAN	21
5.4 Ergonomische Gestaltungsfragen künftiger Kernkraftwerkswarten	24
5.5 KKW-Erfahrung als Beitrag zu Verfügbarkeits- und Sicherheitsstudien für die Fusionsanlage NET	26
5.6 Ermittlung der Sicherheitsreserven eines Kernkraftwerkes am Beispiel ausgewählter Ereignisabläufe	30
5.7 Werkzeuge zur Softwareprüfung – SOSAT	31
5.8 Analysen zu Unfallabläufen innerhalb des Containments natriumgekühlter Reaktoranlagen	34
5.9 Erstellung einer Anlagendatensammlung zur Unterstützung von Störfallanalysen	37
5.10 Strahlenexposition des Kernkraftwerkpersonals im internationalen Vergleich	38
5.11 Brandschutz im Kernkraftwerk	40
5.12 Erfassung und Auswertung von Vorkommnissen in ausländischen Kernkraftwerken	44
5.13 Anwendung zähbruchmechanischer Ansätze bei Thermoschockbelastung	46
5.14 Neue Datenverarbeitungsanlage	49
6 Forschungsbetreuung	51
7 Geschäftsstellen	55
7.1 RSK-Geschäftsstelle	55
7.2 SSK-Geschäftsstelle	58
8 KTA-Geschäftsstelle	62
9 Neuntes GRS-Fachgespräch	64
10 Zusammenarbeit mit dem Ausland	67
10.1 Kontakte auf internationaler Ebene	67
10.2 Mitarbeit in internationalen Organisationen	67
10.3 Tätigkeit für ausländische Stellen	68
10.4 Internationale und nationale Veranstaltungen	68
11 Mitarbeit in nationalen und internationalen Gremien	69
12 Berichte, Veröffentlichungen, Vorträge	70
Verabschiedung von Otto Kellermann	77

Die friedliche Nutzung der Kernenergie hat 1985 wieder einen deutlichen Schub erfahren. Mit einer Kapazitätserweiterung um mehr als ein Drittel liegt sie mit der Steinkohle nun auf Platz eins bei der Stromversorgung. Ende 1985 waren 19 Kernkraftwerke, davon zwei Versuchsanlagen, mit einer Leistung von 17 213 Megawatt in Betrieb.

Der Betrieb der Kernkraftwerke blieb auch 1985 frei von gravierenden besonderen Vorkommnissen. Ihre Verfügbarkeiten und Produktionsraten erreichten wiederum hohe Werte. Im internationalen Vergleich rangieren die deutschen Kernkraftwerke seit vielen Jahren an der Spitze. Hierin spiegelt sich auch die hohe Betriebssicherheit der Kernkraftwerke wider.

Charakteristisches Merkmal einer vorausschauenden und umweltverträglichen Energiepolitik sind die langen Vorlaufzeiten für die Realisierung von Kraftwerksprojekten. Dementsprechend besteht heute bereits ein Handlungs- und Planungsbedarf, der über die Schwelle des nächsten Jahrtausends hinausreicht. Von daher gewinnen die Projekte der fortgeschrittenen Reaktoren, wie sie der SNR-300 in Kalkar und der THTR-300 in Hamm-Uentrop darstellen, ihre energiepolitische Bedeutung.

Die GRS hat ihre Stellung als anerkannte Institution zur Lösung natur- und ingenieurwissenschaftlicher Fragestellungen festigen können. Als ein der kerntechnischen Sicherheit, dem Strahlen- und Umweltschutz verpflichtetes Unternehmen hat die GRS auch im Jahr 1985 ihren Beitrag geleistet. Dies dokumentiert sich in einem guten wirtschaftlichen Ergebnis, einer vollen Auslastung und einer Vielzahl abgewickelter Projekte.

Im Bereich Datenverarbeitung haben wir uns zu einer bedeutenden Investition entschlossen. Die neue Datenverarbeitungsanlage der GRS verfügt einschließlich erweiterter Peripherie nun über eine rund doppelt so hohe Leistungsfähigkeit (32 Mega-Bytes, 8,5 Mega-FLOPS). Dem Bundesminister für Forschung und Technologie, der entscheidend zu ihrer Beschaffung beigetragen hat, ist an dieser Stelle zu danken.

Aus unserer Arbeit seien stellvertretend folgende Projekte genannt:

- Für den Bundesminister des Innern wurden im Rahmen eines mehrjährigen Programms die regelmäßig wiederkehren-

den Prüfungen (WKP), die zur Qualitätssicherung behördlich angeordnet sind, für ausgewählte Systeme und Komponenten in deutschen Kernkraftwerken vergleichend dargestellt. Es zeigte sich, daß die WKP nach Art, Umfang und Häufigkeit teilweise recht unterschiedlich durchgeführt wurden. Die GRS hat zur Harmonisierung der WKP Empfehlungen für ausgewählte Systeme erarbeitet.

- Für die atomrechtliche Genehmigungsbehörde von Nordrhein-Westfalen haben wir unsere gutachtlichen Arbeiten zum SNR-300 fortgesetzt. Sie führten u. a. zum Abschluß der Sicherheitsgutachten für die Kernelemente und den Primärkreislauf.
- Auf der Basis der von einem deutschen (KWU) und einem ausländischen (ASEA) Hersteller vorgelegten Konzepte eines kleinen nuklearen Heizreaktors haben wir grundsätzliche Sicherheitsanforderungen erarbeitet und parallel dazu eine sicherheitstechnische Bewertung der Konzepte durchgeführt.

Entsprechend einer auf Bestand und Perspektive ausgerichteten Unternehmenspolitik haben wir die Aufgabenfelder der Gesellschaft an die veränderte Marktsituation angepaßt.

Am 15. Mai 1985 hat die Gesellschafterversammlung zugestimmt, die bisher auf den nuklearen Bereich begrenzten Aufgabenfelder der Gesellschaft auf den konventionellen Bereich auszudehnen. Diese Sitzung war ein wesentlicher Schritt in der Entwicklung unseres Unternehmens.

Die Erweiterung führte rasch zu Aktivitäten und bereits zu konkreten Ergebnissen. Die GRS kann ihr Know-how auch für die konventionelle Sicherheitstechnik und den nichtnuklearen Umweltschutz sinnvoll umsetzen. So ist es uns z. B. gelungen, auf der Basis unserer nuklearspezifischen Erfahrungen dem Brandschutz für kerntechnische Anlagen neue Impulse zu geben. Des weiteren haben wir Systemanalysen für ausgewählte chemische Prozessschritte durchgeführt und uns dabei der für Risikountersuchungen von Kernkraftwerken angewandten Fehlerbaumanalysen bedient.

Einige Projekte in der GRS sind naturgemäß nur interdisziplinär und langfristig zu lösen. Typische Beispiele sind die gutachtlichen Arbeiten für die bei Wackersdorf geplante Wiederaufarbeitungsanlage WA-350, die projekt-

begleitend fortgeführt werden, sowie die Arbeiten an der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“, Phase B.

Unsere Aktivitäten im Ausland haben wir auf nuklearem und konventionellem Gebiet weiter entfaltet:

- Für die Volksrepublik China sind wir z. B. dabei, risikoorientierte Analysen des im Bau befindlichen Kernkraftwerks bei Qinshan durchzuführen.
- Für den ersten in Großbritannien geplanten Druckwasserreaktor (Sizewell B) führen wir Transientenanalysen im Auftrag des Nuclear Installation Inspectorate (NII) durch, die im Rahmen der Risikoanalyse dieses Reaktortyps erforderlich sind.
- Besondere Erwähnung verdient auch unser Einstieg in das von der Europäischen Gemeinschaft initiierte und geförderte Programm ESPRIT (**E**uropean **S**trategic **P**rogramme for **R**esearch and **D**evelopment in **I**nformation **T**echnologies). Dieses nichtnukleare Programm dient dem Ziel, junge Technologien voranzutreiben und in Zusammenarbeit mit den europäischen Unternehmen zu fördern. Bisher beteiligte sich die GRS an zwei Vorhaben: Das erste hat zum Ziel, mit Hilfe der Diagnose von Herstellungsabläufen für mechanische Komponenten, wie sie in Fertigungszellen oder mittels Fertigungsstraßen stattfinden, die Produktqualität zu steigern und die Herstellungsabläufe zu optimieren. Das zweite Vorhaben befaßt sich mit der Zuverlässigkeit der Software.

Unser traditionelles Fachgespräch, das unter dem Thema „Entwicklungen zur Leittechnik in Kernkraftwerken“ stand, zeigte ein breites Spektrum eigener Entwicklungen und spezifischer Erfahrungen auf. Erstmals nahm ein Bundesminister unser Fachgespräch zum Anlaß, die Position der Bundesregierung zu aktuellen Fragen der Kernenergie darzulegen. Der Bundesminister des Innern, Dr. Friedrich Zimmermann, hat uns in unserer Arbeit bestätigt und uns ermuntert, noch stärker als bisher Aktivitäten im Strahlenschutz zu entfalten.

Das Jahr 1985 hat der GRS neue Perspektiven eröffnet. Diese gilt es nun zu nutzen.



A. Birkhofer
Geschäftsführer



O. Kellermann
Geschäftsführer

2 Die GRS: Aufgaben und Ziele

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

Die Aufgaben der GRS umfassen schwerpunktmäßig:

Gutachten

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

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

Planung und Überwachung

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

Regeln und Richtlinien

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

Forschung und Entwicklung

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

Geschäftsstellen

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

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

Beratung und Unterstützung

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

Geschäftliche Tätigkeit und Organigramm

3

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

Am Jahresende waren insgesamt 452 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 62 466 TDM.

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

Die Organe der Gesellschaft sind:

die Gesellschafterversammlung,
der Aufsichtsrat,
die Geschäftsführer.

Aufsichtsrat

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

Ministerialdirektor Dr. Hans-Peter
Bochmann, Bonn, stellvertretender
Vorsitzender († 8. 3. 1986)

Ministerialdirigent Prof. Dr.-Ing. Franz-
Josef Dreyhaupt, Düsseldorf (bis 15. 8.
1985)

Ministerialrat Hans-Peter Engelhardt,
Bonn

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

Regierungsdirektor Dr. Walter
Hohlefeld, Bonn (bis 2. 9. 1985)

Ministerialrat Erhard Jauck, Bonn

Leitender Ministerialrat Dipl.-Ing. Rudolf
Mauker, München

Ministerialdirigent Georg Pitz, Düssel-
dorf (ab 16. 8. 1985)

Ministerialdirigent Dr. Manfred Popp,
Bonn (ab 10. 4. 1985)

Ministerialrat Klaus-Peter Rost, Bonn
(ab 3. 9. 1985)

Ministerialrat Dipl.-Ing. Heinz Seipel,
Bonn (bis 9. 4. 1985)

Direktor Prof. Dr. Hans Willi Thoenes,
Essen (bis 31. 10. 1985)

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

Direktor Prof. 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

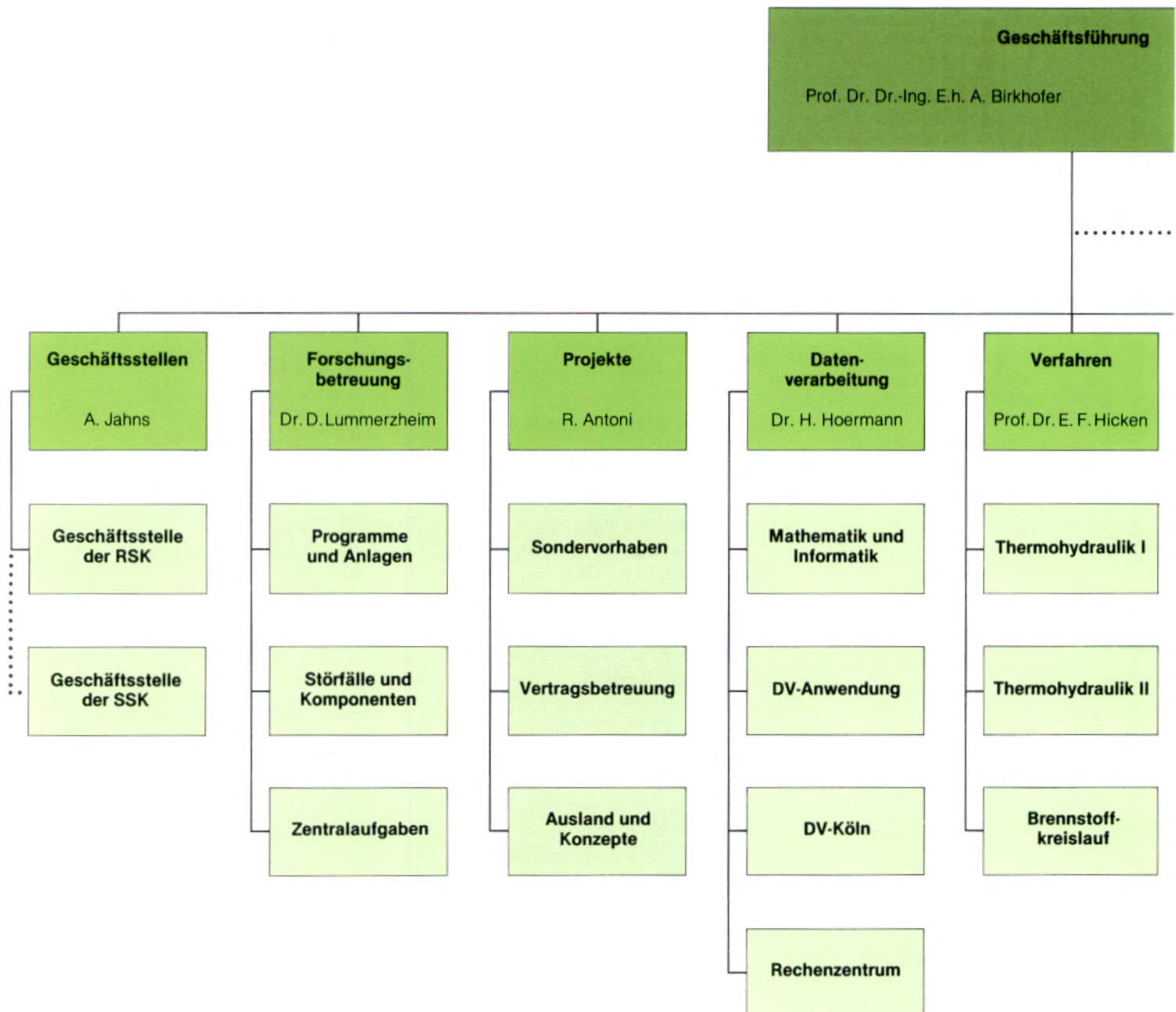
Geschäftsführer

Prof. Dr. Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer

Dipl.-Ing. Otto Kellermann
(bis 31. 12. 1985)

Dr. Walter Hohlefeld
(ab 1. 1. 1986)

Organigramm



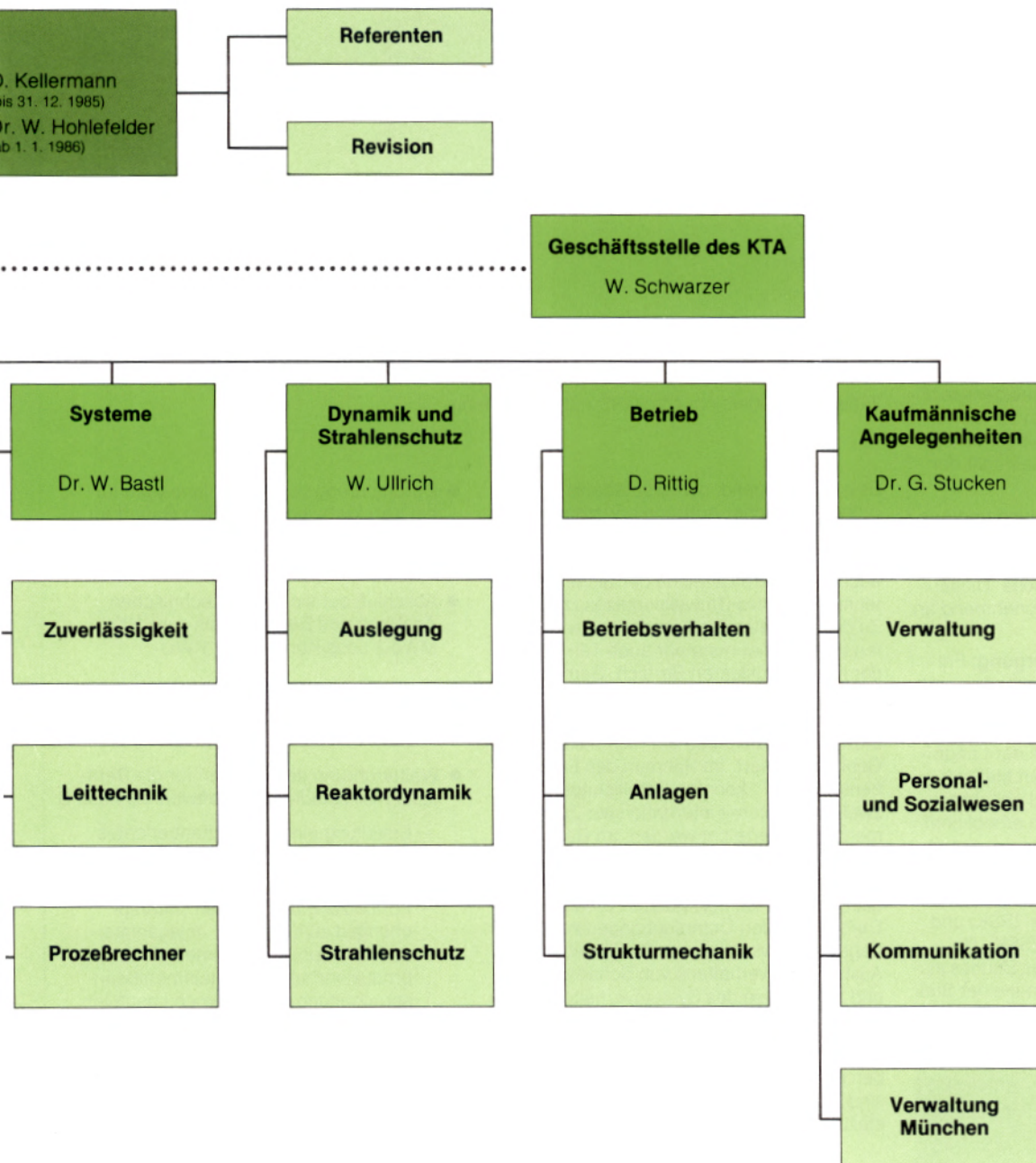


Bild 3.1: Organisation der GRS
Stand 31. 12. 1985

Die GRS wurde 1976 gegründet, mit dem Ziel, das Know-how auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit zu konzentrieren. Sie wird ausschließlich über Aufträge finanziert. Auftraggeber sind in erster Linie der Bund (BMI und BMFT) und die Genehmigungsbehörden der Länder, darüber hinaus auch die Technischen Überwachungs-Vereine, die Physikalisch-Technische Bundesanstalt, die Europäische Gemeinschaft sowie sonstige Organisationen aus dem In- und Ausland (Tab. 4.1).

Die Aufgabenschwerpunkte (Tab. 4.2) der Gesellschaft sind:

- **Reaktorsicherheit:** Durchführung von Forschungs- und Entwicklungsvorhaben sowie Überprüfungen und anlagenspezifische Studien und Gutachten zur Genehmigung kerntechnischer Anlagen. Diese stehen nach wie vor im Mittelpunkt der Tätigkeit der Gesellschaft.
- **Betriebssicherheit:** Sammlung und Auswertung der Betriebserfahrungen und Entwicklung von Methoden zur Betriebsbewertung und Fehlerdiagnose. Dieser Tätigkeitsbereich gewinnt zunehmend an Bedeutung.
- **Brennstoffkreislauf/Entsorgung:** Entwicklung von Bewertungsmethoden und Erstellung von Studien, Gutachten und Sicherheitsanforderungen zur Versorgung und Entsorgung. Angesichts der Langfristigkeit der hier zu treffenden Maßnahmen wird dieser Bereich auf absehbare Zeit für die Gesellschaft von erheblicher Bedeutung sein.
- **Direkte Zuarbeit für den Bund:** Wahrnehmung der Geschäftsführung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und Strahlenschutzkommission (SSK). Da sich der Beratungsbedarf des Bundes insgesamt konsolidiert hat, ist mit einer Steigerung der Tätigkeit auf diesem Sektor kaum zu rechnen.

Aufgabenschwerpunkte	Anteile [%]	
	1984	1985
Reaktorsicherheit	45	45
Betriebssicherheit	22	23
Brennstoffkreislauf/Entsorgung	17	16
Direkte Zuarbeit für den Bund	16	15
Sonstige – nichtnuklear	–	1

Aufgabenart	Vergleich 1984		Umfang 1985	
	Vorhaben	Anteil [%]	Vorhaben	Anteil [%]
Fachberatung für BMI	34	41	34	41
Forschungs- und Entwicklungsvorhaben für BMFT	36	38	42	40
Gutachten/Studien für				
• Länderbehörden	40	8	45	7
• TÜV	20	5	15	4
• Ausland	15	2	22	2
• Sonstige	17	6	25	6
Gesamt	162	100	183	100
Verrechnete Nettoleistung:	58,0 Mio. DM		58,0 Mio. DM	

Tabelle 4.1: Übersicht zum GRS-Auftragsumfang

Es ist naheliegend, den größtenteils aufgrund öffentlicher Aufträge erworbenen Kenntnisstand der Gesellschaft nicht auf den nuklearen Bereich zu begrenzen, sondern auch für andere Bereiche der Sicherheitstechnik bzw. des Umweltschutzes zu nutzen. Zu diesen bisherigen Aufgabenschwerpunkten treten daher nunmehr auch Tätigkeitsfelder im nichtnuklearen Bereich. Gemäß einer entsprechenden Ausweitung des Gesellschaftervertrages wurden erstmals auch Entwicklungsaufgaben auf nichtnuklearem Gebiet akquiriert. Im Rahmen des EG-Vorhabens „ESPRIT“ konnten Beteiligungen in zwei Vorhaben mit internationaler Zusammensetzung erreicht werden. Im Rahmen der Verbundforschung des BMFT beteiligt sich die GRS an einem F&E-Vorhaben der Industrie zur wissenschaftlichen Diagnose. Darüber wurden Untersuchungen zur Übertragung von Modellen zur Beschreibung des Ausbreitungsverhaltens von Schadstoffen und zur Analyse des Systemverhaltens technischer Anlagen angegangen.

Die wesentlichen Ergebnisse zu Einzelvorhaben innerhalb der Aufgabenschwerpunkte sind nachfolgend gesondert zusammengestellt:

Aufgabenschwerpunkt „Reaktorsicherheit“

- Abschluß der Begutachtung zum Konzept für die Leistungserhöhung des Forschungsreaktors BER II, Berlin

- Durchführung von Notkühlanalysen für ein Kernkraftwerk russischer Bauart für das finnische Energieversorgungsunternehmen Imatran Voima
- Abschluß der sicherheitstechnischen Analysen und Bewertungen zum 1000-MWe-3-Loop-Konzept der KWU
- Durchführung der Sicherheitsbewertungen von kleinen Heizreaktoren der Baukonzepte von KWU und ASEA/Schweden
- Weiterführung der Arbeiten für die Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B
 - Erstellung eines Zwischenberichtes über die Ergebnisse der externen Auftragnehmer;
 - Fortsetzung der eigenen Untersuchungen zu Erdbeben, anlageninternen Bränden, Kernschmelzen, Spaltproduktverhalten, Containmentbeanspruchungen bei extremen Lastfällen, Systemverhalten
- Durchführung von versuchsbegleitenden Analysen und Vorausrechnungen zu den Notkühlversuchen PKL und UPTF in der Bundesrepublik Deutschland, ROSA in Japan und BETHSY in Frankreich
- Einbindung der Analysecodes DRUFAN (Notkühlverhalten) und ALMOD (Transientenverhalten) in ein neues Codesystem für einen Analysesimulator
- Abschluß einer Studie zum Brandschutz in Kernkraftwerken

- Weiterentwicklung der Methoden zur probabilistischen Beurteilung von Notkühlvorgängen, zum Brennstabverhalten sowie zum H₂-Verhalten im Containment nach Kühlmittelverluststörfällen
- Entwicklung einer Anlagendatenbank für Kernkraftwerke zur schnellen Beurteilung des Transienten- und Störfallverhaltens
- Weiterentwicklung, Verifizierung und Anpassung der Rechenprogramme SSC und COBRA zur Bewertung des Störfallverhaltens des SNR-300

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
- Durchführung von Untersuchungen zu Maßnahmen bei ausgewählten Ereignisabläufen in Kernkraftwerken (Precursor)
- Entwicklung und Erprobung von Methoden zur Schadensfrüherkennung (Schwingungsüberwachung/Körperschallüberwachung) für Kernkraftwerke
- Weiterentwicklung des Reaktorinformationssystems (RIS) für einen Einsatz in den Kernkraftwerken Biblis-B und Philippsburg II
- Auswertung der Weiterbildungsprogramme zur Fachkundeprüfung des Schichtpersonals
- Entwicklung von Anforderungen für einen Kraftwerkssimulator zum SNR-300
- Weiterentwicklung von Verfahren zur Kernüberwachung und Reaktordiagnose
- Sammlung und Auswertung von betrieblichen Strahlenschutzdaten

Aufgabenschwerpunkt „Brennstoffkreislauf/Entsorgung“

- Abschluß der Gutachten für die 1. Teilerrichtungsgenehmigung zur Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf bezüglich Bau- und Anlagentechnik, Radioökologie und Anlagensicherung
- Abschluß der Sicherheitsanalysen zum Betriebs- und Störfallverhalten für das Endlager Konrad
- Mitarbeit an der Begutachtung zum Neubau von ALKEM
- Durchführung von Kritikalitäts- und verfahrenstechnischen Analysen zum Neubau der Reaktor-Brennelement Union (RBU)
- Sicherheitstechnische Untersuchungen und Bewertungen von Entsorgungskonzepten zur direkten Endlagerung
- Durchführung von Untersuchungen zur Entsorgung mit Einzelthemen
 - Internationale Konzepte
 - Mengenbilanz der Abfälle und der Brennelemente
 - Zwischenlagerung
 - Bewertung der Endlager, insbesondere Nachbetriebsphase
 - Anforderungen an Abfallgebinde
- Untersuchungen zu grundlegenden Sicherheitsaspekten bei der Wiederaufarbeitung, insbesondere zu
 - Vergleich der Sicherheitsanforderung
 - Kritikalitätssicherheit
 - Leittechnik
 - Brandschutz
 - Reststoffverwertung
- Untersuchung von Strahlenschutzaspekten beim Umgang und Transport radioaktiver Stoffe

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

Auf diese Aktivitäten wird in den Beiträgen der Bereiche „Forschungsbetreuung“ und „Geschäftsstellen“ sowie in Kapitel 10 „Zusammenarbeit mit dem Ausland“ eingegangen.

5.1 Anforderungen an die modellmäßige Erfassung thermodynamischer Vorgänge in einem Sicherheitsbehälter

Mit den in der Vergangenheit gestiegenen Anforderungen an die Aussagegenauigkeit bei der Beschreibung möglicher thermodynamischer Vorgänge innerhalb eines Sicherheitsbehälters (SB) während Kühlmittelverlust (KMV), Kernschmelzunfällen, Bränden etc., sowie mit dem Wunsch, auch lokale, thermodynamische Belastungswerte im SB berechnen zu können, ging zwangsläufig auch eine Steigerung der Anforderungen an die Programme und Programmbenutzer einher. Bei möglichst realistischen Rechnungen wird zudem die Anwendung einer optimalen Modellkonzeption oft eingeengt durch

- vereinfachende physikalische Modellansätze im Programm,
- Vereinfachungszwang, z. B. gegenüber der Vielfalt der Strukturdetails,
- mangelnde Information bezüglich der aktuellen Bauausführung,
- Verhältnismäßigkeit von Fragestellung und Rechenaufwand.

Einen wesentlichen Einfluß auf eine realistische Erfassung thermodynamischer Vorgänge hat auch die Systemabbildung in dem Programm, d. h. die Nodalisierung. Dieses soll anhand der nachfolgenden Beispiele näher erläutert werden.

Bei Kühlmittelverlust, Kernschmelzunfällen und Bränden im SB strömen Gas- und/oder Wassermassen von der Bruch-/Brandstelle zu den im ganzen SB unterschiedlich verteilten Massen- und Energiesenken hin. Da die Dampfausbreitung einer endlichen Geschwindigkeit unterliegt, gibt es zeitliche Verzögerungen auf den unterschiedlichen Ausbreitungswegen, bis der Dampf energieabsorbierende Strukturen erreicht und kondensiert. Im Kurzzeitbereich beeinflussen praktisch nur die Strukturen hoher Wärmeleitfähigkeit und großer Oberflächen den Druckverlauf. Die genaue Berechnung dieses Vorgangs bei geeigneter Nodalisierung bestimmt wesentlich den globalen Druckverlauf im SB und auch den Maximaldruck sowie andere lokal wichtige thermodynamische Größen, wie z. B. Temperaturen oder Gaskonzentrationen.

Zur Erläuterung seien drei Beispiele herangezogen:

• Kühlmittelverlust

Der HDR-Versuch V62.2 wurde mit COFLOW einmal mit einem Zehnraummodell und zum anderen mit einem Einraummodell nachgerechnet. Bild 5.1 zeigt im Vergleich die Verläufe des berechneten zum gemessenen Druck. Der gemessene Maximaldruck wird von dem Zehnraummodell geringfügig und vom Einraummodell deutlich um etwa 0,02 MPa überschätzt.

Der Bruchraum 1704 (Modellraum 5) enthält relativ viele metallische Strukturen. Zusammen mit dem hohen Wärmeübergangskoeffizienten, der sich durch die stark ansteigende Dampfkonzentration dort einstellt, wird der Dampfstrom schon am Entstehungsort erheblich reduziert. Die Einraumrechnung kann bei Benutzung der gleichen Wärmeübergangskorrelation weder den in Bruchnähe extrem hohen Wärmeübergangskoeffizienten erreichen noch den hohen örtlichen Stahlanteil in Bruchnähe simulieren. Die bruchnahen Energiesenken (Stahlstrukturen) werden somit beim Einraummodell langsamer als in Wirklichkeit aufgefüllt, und der Maximaldruck wird insgesamt überschätzt.

Ähnlich „konservative“ Ergebnisse sind auch bei anderen Versuchen und anderen Versuchsanlagen mit Einraummodellen ermittelt worden.

• Kernschmelzszenarium

Das zweite Beispiel zeigt Ergebnisse von RALOC-Rechnungen zu einem Kernschmelzszenarium in einem Modell-SB. In Bild 5.2 ist der Unterschied im Druckverlauf zwischen einer Einraum- und Achtraum-Nodalisierung zu erkennen. Im Gegensatz zum ersten Beispiel wird hier der Druck von der Einraumrechnung unterschätzt. Dieses Verhalten ist erklärbar, weil die kalten Stahlstrukturen ausschließlich in den vom Bruchraum 1 weit entfernten SB-Räumen 7 und 8 untergebracht sind (Bild 5.3).

Während in der realistischen Vielraumaufteilung der Dampfschwall erst mit einer Zeitverzögerung die Räume 7 und 8 erreicht, erreicht der Dampf bei der Einraum-Nodalierung (und damit homogener Struktur- und Dampfverteilung) die schnell energieabsorbierenden Stahlstrukturen unmittelbar und erniedrigt den Druck zu stark.

Da die Räume 7 und 8 außerdem wegen der dorthin verdrängten kalten Luft, der dort be-

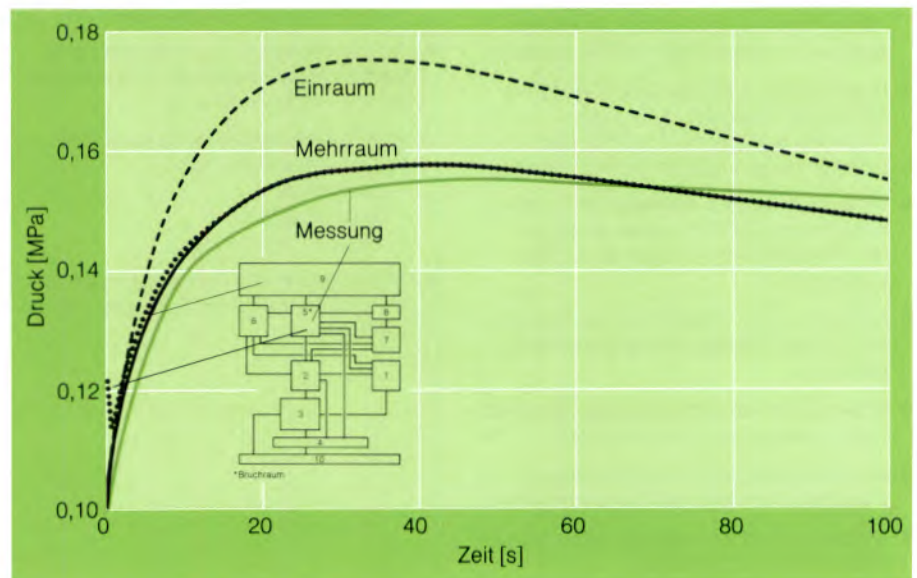


Bild 5.1: Druckverlauf beim HDR-Versuch V 62.2. Vergleich zwischen Messung und Nachrechnung mit COFLOW bei Einraum- und Zehnraumnodalisierung

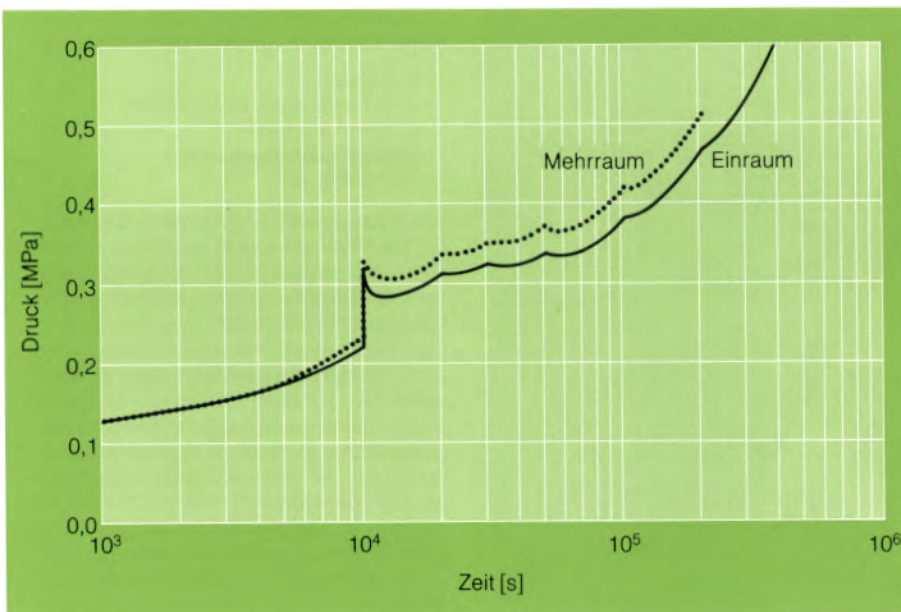


Bild 5.2: Drücke in Containmentzonen. Vergleich der Rechnungen mit RALOC bei Einraum- und Achtraumnodalisation

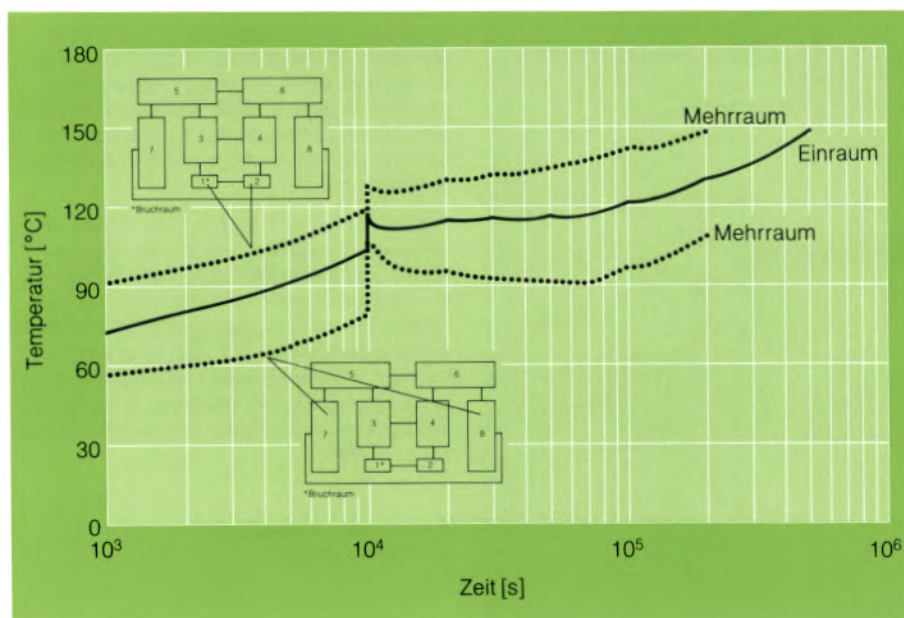


Bild 5.3: Temperaturen in Containmentzonen. Vergleich der Rechnungen mit RALOC bei Einraum- und Achtraumnodalisation

sonders wirksamen Energiesenke und des dort geringen Dampfanteils niedrigere Atmosphärentemperaturen haben als die mittlere Einraumtemperatur (Bild 5.3), wird der integrale Wärmestrom in die dort vorhandenen Stahlstrukturen bei der Mehrraumrechnung stets kleiner sein als bei der homogenen Einraumrechnung. Somit bleibt auch im längerfristigen Verlauf ein Druckunterschied zwischen der Einraum- und Vielraumrechnung erhalten (Bild 5.2). Die Mehrraumrechnung zeigt auch langfristig stabile Temperaturunterschiede von ca. 40 °C zwischen bruchnahen (Zone 1 und 2) und bruchfernen (Zone 7 und 8) Bereichen.

Beim Kernschmelzszenario werden langfristig lokal (Raum 1) Energie, Wasserdampf, H₂, CO und CO₂ produziert. Das Gasgemisch mit dem Wasserdampf strömt durch das Containment zu den Energiesenken. Dabei konzentrieren sich die nicht kondensierbaren Gasanteile am Ende des Strömungsweges auf, wie aus Bild 5.4 an dem 3-Stoffdiagramm zur Darstellung der Zündgrenzen für H₂/Luft/Dampf-Gemische ersichtlich ist. So entsteht auch eine örtliche, kritische H₂-Konzentration in den Raumbereichen 7 und 8, die bei einer Einraumrechnung in diesem Falle nicht ausgewiesen wird. Bei dieser Raum- und Strukturanordnung sind also mit dem Einraummodell sowohl der maximale Druck als auch die H₂-Konzentration nicht konservativ berechnet worden.

● Brand

Die Frage nach der wirklichkeitsgetreueren Simulation der Energieverteilung ist auch im dritten Beispiel (Bild 5.5) zu stellen. Gegenübergestellt sind die Auswirkungen einer Mehrraum- und einer Einraum-Nodalisation für die Ebene 1600 des HDR-Containments bei Brandversuch T51.13 auf die berechneten Temperaturen. Aufgrund der Verteilung der Heißgasenergie auf die gesamte Ebene (Einraum-Vorausrechnung) war die berechnete Temperatur für den Bereich der Heißgaszuströmung zu niedrig und für den übrigen Bereich der Ebene zu hoch. Die Mehrzonen-Nachrechnung bringt eine deutlich bessere Übereinstimmung mit den Meßergebnissen, wie Bild 5.5 zeigt.

Anhand dieser Fälle kann festgestellt werden, daß bei der Berechnung thermodynamischer Vorgänge im SB, abgesehen von der Energiequelle, auch die Energiesenken eine sehr wichtige und durch Nodalisation be-

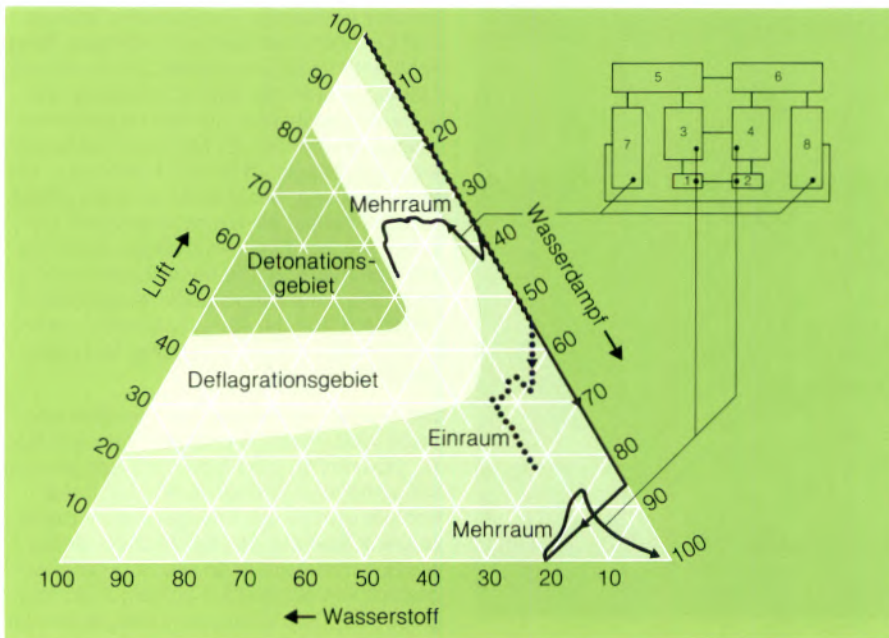


Bild 5.4: Zündgrenzen für das 3-Stoffsystem Wasserstoff/Luft/Wasserdampf. Rechnungen mit RALOC für Einraum- und Achtraumnodalisierung

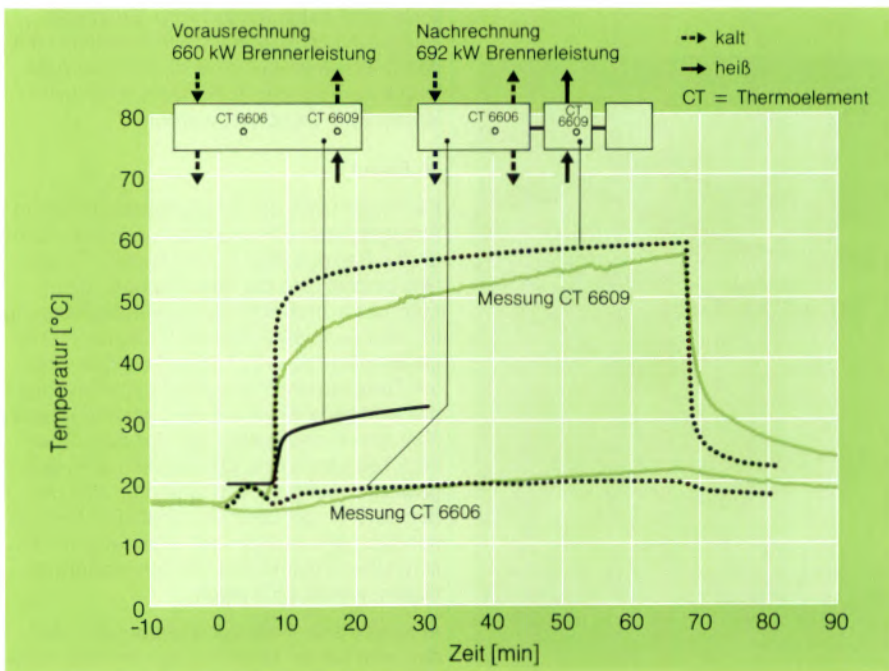


Bild 5.5: RALOC-Rechnungen zum HDR-Brandversuch T 51.13. Vergleich gemessener und berechneter Temperaturen in Ebene 1600

einflußbare Rolle spielen. Dadurch werden lokale thermodynamische Größen wie

- Temperaturen,
- Strömungsgeschwindigkeiten,
- Konzentrationen,
- Kondensatwassermassen,
- Partialdrücke

sowie daraus sich ergebende Größen wie der Druckverlauf und Konvektionsströmungen entscheidend beeinflusst. Es können je nach Nodalisierung völlig unterschiedliche Ereignisabläufe errechnet werden. Zum nicht homogenen Verhalten thermodynamischer Größen in einem SB tragen im Kurzzeitbereich vor allem die schnell energieabsorbierenden metallischen Strukturen bei (siehe erstes Beispiel), auf deren örtliche Verteilung und genaue Größenordnungsangabe bei der Nodalisierung besonderer Wert zu legen ist. Langfristig wird ein unterschiedliches thermodynamisches Verhalten zwischen Mehrraum- und Einraummodell ausgewiesen, wenn z. B. im Mehrraummodell kein homogenisierend wirkender Energie- und Massentransport (Konvektion) stattfinden kann. Dies ist aufgrund stabiler Temperaturschichtung möglich, wenn z. B. großräumige Konvektionsströmungen nicht in Gang kommen. Dies kann aber auch, wie im zweiten Beispiel gezeigt, auftreten, wenn wesentliche Energiesenken in sackgassenähnlichen SB-Räumen untergebracht sind, die nicht an einer Ausgleichsströmung teilnehmen. In diesem Falle ist außerdem noch eine Aufkonzentration von nichtkondensierbaren Gasen am Ende des Strömungsweges dauerhaft möglich.

Zusammenfassend muß auf die Bedeutung hingewiesen werden, welche die richtige Wahl freier Parameter durch den Benutzer für die Ergebnisse mit Rechenprogrammen haben kann und daß bezüglich des hier gewählten Beispiels der Nodalisierung von Räumen in einem SB die Mehrraummodelle besser geeignet sind, realistische Vorhersagen zum thermodynamischen Verhalten des SB zu treffen.

B. Hüttermann, B. Schwinges
Abt. Thermohydraulik I

5.2 Probabilistische Analysen zu Brennstabschäden bei Kühlmittelverlust

Nach einem Kühlmittelverluststörfall in einem Druckwasserreaktor werden die Brennstäbe als Folge der Gleichgewichtsstörung zwischen Energieerzeugung und -abfuhr hohen thermischen und mechanischen Belastungen ausgesetzt. Die GRS simuliert mit Hilfe komplexer Programmsysteme die Kopplung zwischen den störfallbedingten thermohydraulischen und mechanischen Phänomenen. Ziel der Analyse ist, das Temperatur-, Bläh-, Berst- und Oxidationsverhalten der Brennstabhüllen zu ermitteln. Diese Vorgänge ermöglichen Rückschlüsse auf die Kühlbarkeit des Kerns und auf die Freisetzung radioaktiven Inventars.

In früheren Untersuchungen zum Brennstabverhalten wurden konservative Modelle und Eingabegrößen benutzt. Diese Vorgehensweise kann jedoch durch Kumulation konservativer Annahmen zu untypischen Ergebnissen gegenüber dem wahrscheinlichen Ereignisablauf führen. Deshalb wurden in einem weiteren Schritt realistische (best-estimate) Rechenprogramme entwickelt, die in ihren Modellen und Eingabegrößen möglichst alle physikalischen Phänomene detailliert erfassen sollen.

Aber auch bei diesen Programmen treten Schwierigkeiten bezüglich der Festlegung der Eingabe- und Modellparameter auf, da es sich um statistische Größen handelt oder sie teilweise nur innerhalb gewisser Grenzen bekannt sind. Damit auch derartige Verteilungen berücksichtigt werden können, wurden spezielle mathematische Methoden und Rechenprogramme entwickelt. Sie erlauben bei vorgegebenen Verteilungen der Eingangsgrößen die Verteilungen der Ausgangsgrößen eines deterministischen Programmes abzuschätzen.

Bild 5.6 zeigt schematisch eine Gegenüberstellung der deterministischen und probabilistischen Vorgehensweise. Die Eingabedaten bei der deterministischen Vorgehensweise sind entweder konservativ oder möglichst realistisch. Diese Daten werden mit einem Rechenprogramm zu einem deterministischen Ergebnis verarbeitet. Als Eingabe bei der probabilistischen Vorgehensweise werden dagegen Wahrscheinlichkeitsdichtefunktionen verwendet. Während einer Rechenfolge besteht eine Wechselwirkung zwischen dem physikalischen Rechenprogramm und den statistischen Methoden. Das Ergebnis besteht aus Wahrscheinlichkeitsdichte (PDF)- und Verteilungsfunktionen (CDF), d. h. den integrierten PDF, der Ausgabegrößen.

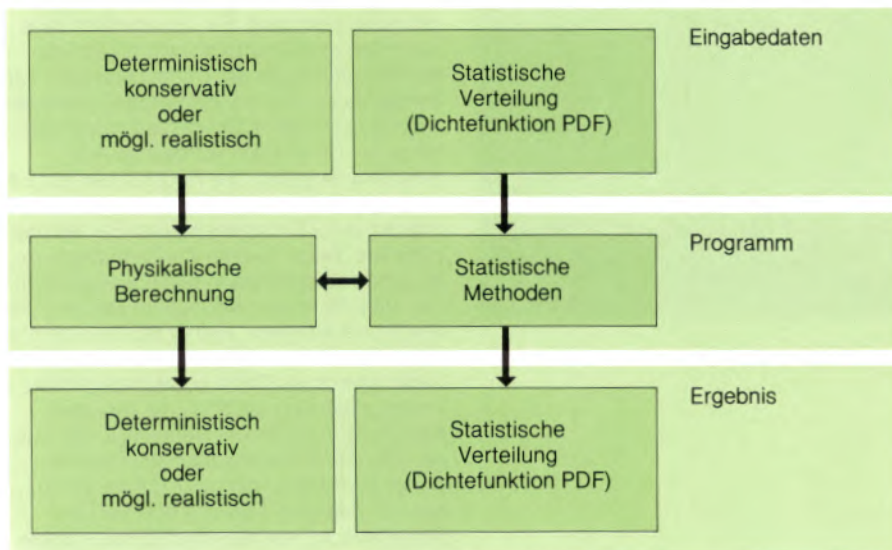


Bild 5.6: Deterministische und probabilistische Berechnungsmethoden

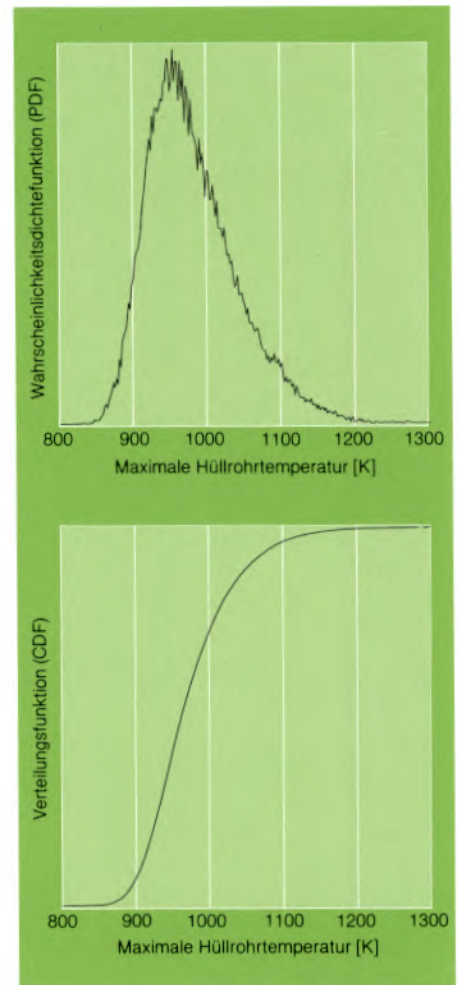


Bild 5.7: Monte-Carlo-Analyse

Von den verschiedenen statistischen Methoden spielt die „Response-Surface-Methode“ eine dominierende Rolle. Hierbei wird ein komplexes Programm oder Programmsystem durch eine Antwortfunktion (die sogenannte „Response-Surface“) approximiert. Anschließend werden mit dem Monte-Carlo-Verfahren die Verteilungsfunktionen eines interessierenden Ergebnisses (z. B. der maximalen Hüllrohrtemperatur oder der Hüllrohrdehnung) ermittelt. Bild 5.7 zeigt solche Wahrscheinlichkeitsdichte- und Verteilungsfunktionen für die maximale Hüllrohrtemperatur eines Kernreaktors mit 1300 MW Leistung und 18 × 18 Bündelgeometrie.

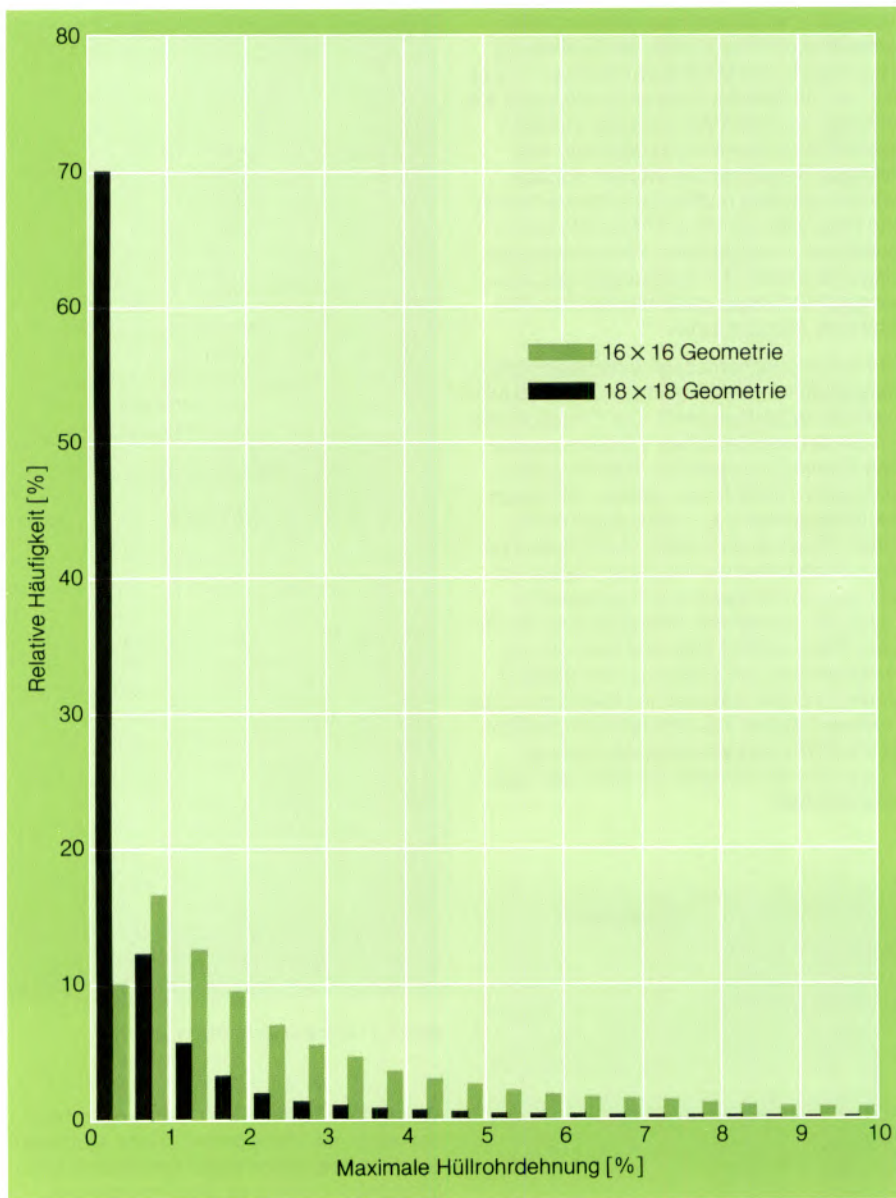


Bild 5.8: Vergleich der Brennstabdehnungen im Kern eines 1300-MWe-Reaktors zwischen 16 x 16 und 18 x 18 Bündelgeometrien

Die Rechnung erfolgte mit dem modularen Brennstabprogramm SSYST-3. Der Erwartungswert der maximalen Hüllrohrtemperatur beträgt 980 K, die Standardabweichung 61 K. Für einen 1300-MW-Reaktor mit 16 x 16 Bündelgeometrie wurden mit probabilistischen Untersuchungen ein Erwartungswert für die maximale Hüllrohrtemperatur von 1020 K und eine Standardabweichung von 47 K geschätzt.

In Bild 5.8 sind als Histogramm die maximalen Hüllrohrdehnungen der beiden Bündelgeometrien gegenübergestellt. Dem Bild ist zu entnehmen, daß bei einem Reaktor mit 16 x 16 Bündelgeometrie größere maximale Hüllrohrumfangsdehnungen auftreten als mit 18 x 18 Bündelgeometrie.

Die unterschiedlichen Ergebnisse bei den Temperatur- und Dehnungsverteilungen haben – wie im folgenden gezeigt wird – einen Einfluß auf den zu erwartenden Kernschaden als Folge eines unterstellten doppelendigen Bruches der Hauptkühlmittelleitung zwischen Pumpe und Reaktordruckbehälter (LOCA-Bedingungen). Der zu erwartende Kernschaden wurde wie folgt ermittelt: Zunächst wurden mit einem Monte-Carlo-Lauf 50 000 zusammengehörige Wertepaare von Dehnungen und Temperaturen mit Hilfe der Ersatzfunktionen (response surface) erzeugt. Anschließend wurden die Wertepaare in ca. 200 Temperaturklassen einsortiert und die Erwartungswerte und Standardabweichungen der Dehnungen für je eine Temperaturklasse ermittelt. Für ausgewählte Klassenmitten sind Erwartungswerte und Standardabweichungen der Dehnungen über der Temperatur in Bild 5.9 eingetragen (Beispiel 18 x 18 Geometrie). Durch die Erwartungswerte der Dehnungen wurde eine Ausgleichskurve gelegt. Die Rechnungen zur Erstellung der Ersatzfunktionen mit SSYST-3 ergaben bei 9 Eingabebeispielen Bersten der Hüllrohre. Diese Temperatur-Dehnungswertepaare sind ebenfalls in Bild 5.9 eingezeichnet. Mit Hilfe dieser Wertepaare ließ sich die Berstkurve ermitteln. Hierfür wurde exzentrisches Dehnen vorausgesetzt, das für große Lecks typisch ist. Dabei beträgt die mittlere Umfangsdehnung ca. 50 % der örtlichen Hüllrohrdehnung an der Berststelle. Zur Auswertung des Schadensausmaßes wurden alle 50 000 Dehnungen und Temperaturen benutzt. Lag eine Dehnung oberhalb der Berstkurve, so wurde Hüllrohrbersten angenommen. Für einen Reaktor mit 16 x 16 Bündelgeometrie konnte so ein zu erwartendes

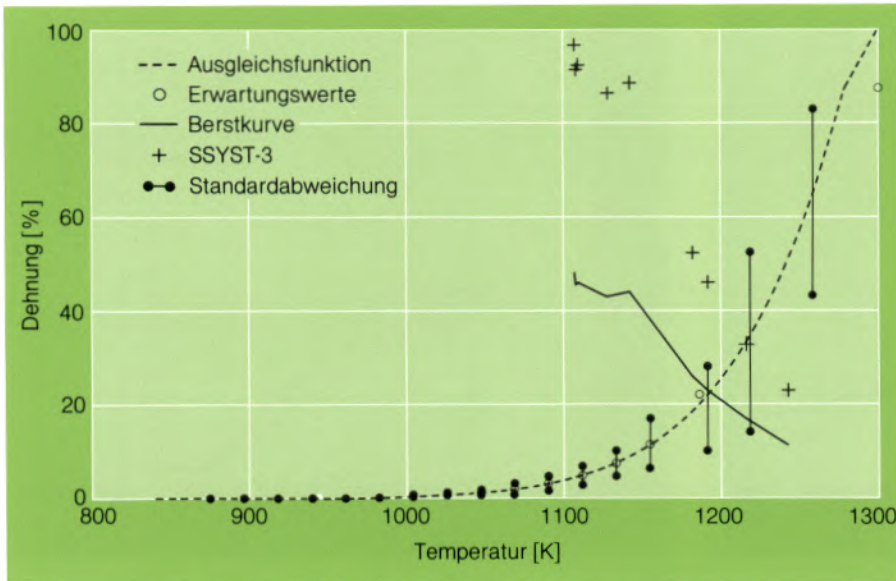


Bild 5.9: Hüllrohrdehnung als Funktion der Temperatur in einer Konvoi-Anlage unter LOCA-Bedingungen

Hüllrohrversagen von 2,9% ermittelt werden, für einen Reaktor mit 18×18 Bündelgeometrie dagegen nur ein Wert von 0,31%.

Die RSK-Leitlinien schreiben vor, in einem Genehmigungsverfahren für Kernkraftwerke nachzuweisen, daß bei einem Störfall mit LOCA-Bedingungen weniger als 10% der Stäbe bersten. Wie Tabelle 5.1, in der die wichtigsten Ergebnisse zusammengefaßt sind, zeigt, liegen die hier vorgestellten Werte weit unter diesem Grenzwert.

Erwartungswert für	Bündelgeometrie	
	16 × 16	18 × 18
max. Temperatur in K	1020	980
max. Dehnung in %	6	1
max. Kernschaden in %	2,9	0,31

Tabelle 5.1: Zusammenfassende Ergebnisse

J. Keusenhoff und J.-D. Schubert
Abt. Thermohydraulik I

5.3 Teilnahme der GRS am Internationalen Standardproblem Nr. 18 mit DRUFAN

Die GRS war im Rahmen eines BMFT-Forschungsvorhabens Teilnehmer am Internationalen Standardproblem Nr. 18 (ISP 18), das von der Gemeinsamen Forschungsstelle der EG in Ispra durchgeführt wurde. Die Aufgabe bestand in der blinden Vorausrechnung eines auf der LOBI-MOD2-Anlage gefahrenen Blowdown-Experiments mit kleinem Leck. Es beteiligten sich 26 europäische und amerikanische Organisationen mit 9 verschiedenen Rechenprogrammen. Seitens der GRS kam der DRUFAN-Code zum Einsatz.

Die Versuchsanlage

LOBI ist eine elektrisch beheizte Integralanlage zur Simulation von Kühlmittelverluststörfällen. Die Versuchsanlage ist das Modell eines KWU-Druckwasserreaktors im Maßstab 1:700. Sie befindet sich auf dem Gelände der Gemeinsamen Forschungsstelle Ispra und wird von dieser Institution im Auftrag der EG-Kommission betrieben.

Von 1979 bis 1982 war die Anlage in der MOD1-Konfiguration in Betrieb. In dieser ersten Testserie waren 25 Experimente mit großen Brüchen der Primärkühlmittelleitung durchgeführt worden. Daß die LOBI-Anlage prinzipiell auch für kleine Lecks geeignet ist, hatte sich in drei Orientierungsversuchen gezeigt. Um die experimentellen Anforderungen bei kleinen Lecks besser erfüllen zu können, wurde die Anlage durch Umbauten in die MOD2-Konfiguration gebracht. Gegenüber MOD1 wurden skalierte Dampferzeuger mit Notspeisesystemen installiert. Neu hinzu kam ein Hochdruckeinspeisesystem, verbessert wurde die Wärmeisolierung. Eine auf 600 Meßkanäle erweiterte Instrumentierung erlaubt die detaillierte phänomenologische Auswertung der experimentellen Ergebnisse. Es werden alle für die Programmverifikation erforderlichen thermohydraulischen Größen erfaßt.

Das ISP-18-Experiment

Für das Standardproblem fiel die Wahl der OECD-CSNI-Arbeitsgruppe auf einen Blowdown-Test mit 1% Leck im kalten Strang.

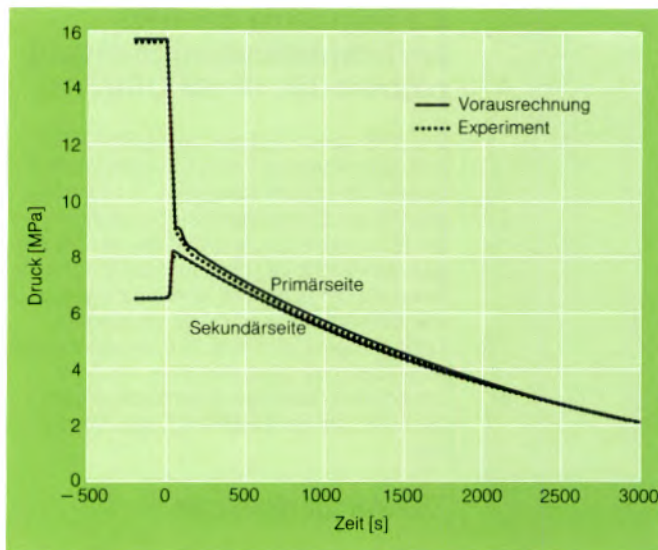


Bild 5.10: Druckverlauf auf Primär- und Sekundärseite

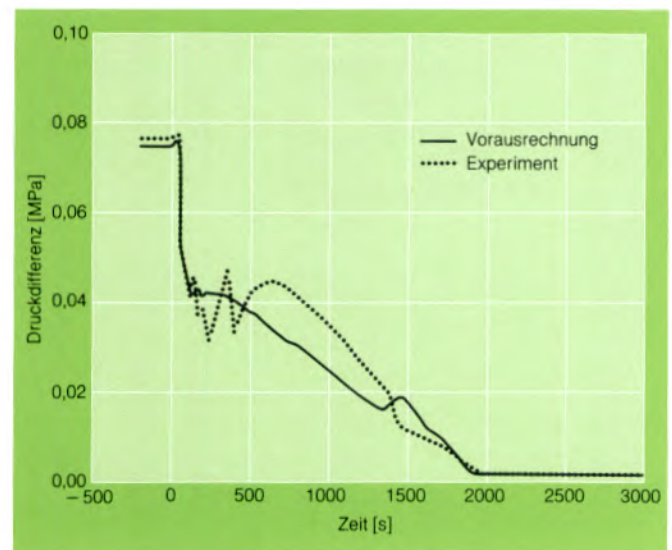


Bild 5.11: Verlauf der Druckdifferenz im U-Ruhr des Dampferzeugers im gebrochenen Kreislauf

Nach der Detektion des Lecks wurden in diesem Experiment die Reaktorschnellabschaltung und das Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen simuliert. Hinsichtlich der Notkühlung wurde die Verfügbarkeit von 2 kaltseitigen Hochdruckpumpen unterstellt. Der Energieaustrag über das Leck war nicht ausreichend, so daß ein Teil der Energie an die Sekundärseite abzuführen war, die mit 100 K/h geregelt abgefahren wurde.

Nach dem Pumpenstillstand stellte sich auf der Primärseite einphasiger Naturumlauf ein, der nach dem Erreichen des Sättigungszustands vom zweiphasigen Umlauf abgelöst wurde. Der Abriß des zweiphasigen Naturumlaufs bei 7,5 MPa markierte den Beginn der Energieabfuhr durch Reflex-Kondensation. Nach dem Auftreten von Dampf war die Strömung in den horizontalen Leitungen durch Stratifizierung gekennzeichnet.

Die Hochdruckpumpen glichen die Leckage bei etwa 3 MPa aus und überspeisten im weiteren Verlauf das Primärsystem. Der Kern blieb infolgedessen bedeckt, so daß die Heizleitertemperaturen nach der Schnellabschaltung den gesättigten Fluidtemperaturen folgten.

Sekundärseitig wurde nach der Detektion des Lecks der Containmentabschluß simuliert. Im isolierten Sekundärsystem stieg der

Druck aufgrund der Nachwärmezufuhr bis auf den Ansprechdruck der Abblaseregelventile, bevor die Sekundärseite durch Dampfabgabe an die Atmosphäre entsprechend einer 100-K/h-Abfahrkurve entlastet wurde. Der Inventarverlust bewirkte ein Absinken des Gemischspiegels, so daß die U-Rohre zunehmend freigelegt wurden. Trotz der verringerten Wärmetauscherfläche blieb die Primärseite bis zum Versuchsende an die Sekundärseite gekoppelt.

Die Vorausrechnung

Die Druckentlastung der Primärseite war im Standardproblemversuch durch den Kühlmittelverlust und das Abfahren der Sekundärseite bestimmt. Zu einer realistischen Vorhersage des Systemverhaltens gab es somit zwei Schlüsselparameter, die möglichst wirklichkeitsnah zu berechnen waren:

- Leckrate,
- Wärmeaustausch Primärseite-Sekundärseite.

Hinsichtlich der Leckrate war es ausschlaggebend, die Gemischzusammensetzung vor der Leckblende realistisch vorauszuberechnen. Dampf gelangte ausschließlich konvektiv zum Leck, nämlich über einen Bypass

zwischen oberem Plenum und Downcomer. Infolge der kaltseitigen Einspeisung blieb das Wasserinventar im Downcomer und den kalten Strängen unterkühlt, so daß ein Teil des Bypass-Dampfes auf dem Weg zum Leck am Wasserspiegel kondensierte. Im Rechenprogramm war hierfür das Kondensationsmodell bei stratifizierter Strömung gefordert. Die Nachwärmeabfuhr über die Dampferzeuger erfolgte nach dem Abriß des Naturumlaufs durch Reflex-Kondensation. Das Strömungsbild in den horizontalen Strängen war dabei durch Stratifizierung gekennzeichnet. Erstmals mit DRUFAN wurde ein in der GRS entwickeltes Schichtenströmungsmodell verwendet, das auf Phasenverteilungsgesetzen und CCFL-(Counter Current Flow Limitation) Befunden basiert. Dieses neue Modell hat sich im ISP 18 bewährt, eine weitere Verifikation wird in Versuchsnachrechnungen erfolgen müssen.

Den zweiten Schlüsselparameter in der Vorausrechnung stellte der Wärmeaustausch zwischen Primär- und Sekundärseite dar. Um den Wärmeaustausch realistisch berechnen zu können, mußten die beiderseitigen Wasserspiegel möglichst wirklichkeitsnah bestimmt werden. Bei der Beschreibung des primärseitigen Wärmeüberganges wurde nach dem Auftreten von Dampf Filmkondensation angenommen. Beim sekundärseitigen

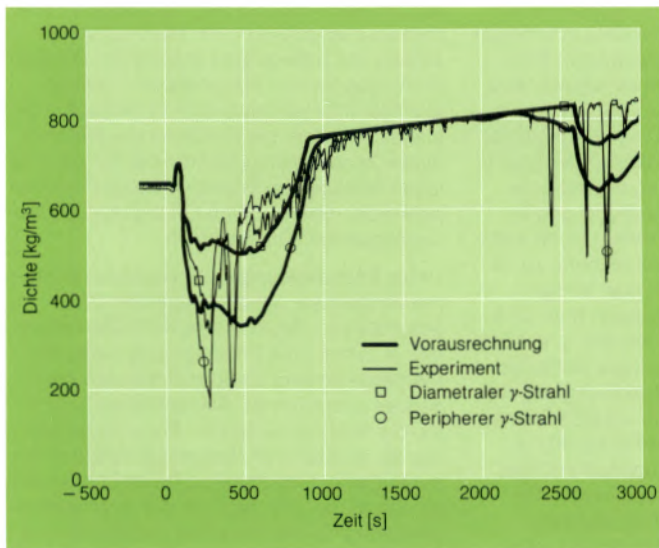


Bild 5.12: Verlauf der Dichte im heißen Strang des gebrochenen Kreislafs

Wärmeübergang wurde zwischen bedeckten und unbedeckten U-Rohrbereichen unterschieden, wobei Korrelationen für Blasensieden bzw. Dampfkongvektion verwendet wurden. Mit DRUFAN konnte die im Experiment beobachtete Kopplung von Primär- und Sekundärseite in realistischer Weise vorausberechnet werden.

Nach der Veröffentlichung der Versuchsergebnisse zeigte der Vergleich mit der blinden Vorausrechnung, daß die Anforderungen des Internationalen Standardproblems Nr. 18 mit DRUFAN erfüllt werden konnten. Das Systemverhalten der LOBI-Versuchsanlage während eines kleinen Lecks war zutreffend vorausberechnet worden. Wichtige Systemparameter stimmten in Vorausrechnung und Experiment überein:

- Druck- und Temperaturverteilung im Primär- und Sekundärsystem,
- primäres und sekundäres Kühlmittelinventar,
- Massenverteilung im Primär- und Sekundärsystem,
- thermische Kopplung von Primär- und Sekundärseite,
- primär- und sekundärseitige Wasserspiegel,
- Kerntemperaturen.

Neben diesen globalen Systemparametern waren in der blinden Vorausrechnung auch lokale Größen, wie z. B. Dichten oder Druckdifferenzen, zufriedenstellend vorausberechnet worden.

Am Beispiel von 4 Blowdown-Parametern wird im folgenden ein Vergleich mit dem Experiment angestellt:

- Primär- und Sekundärdruck (Bild 5.10)
Im Experiment wie in der Vorausrechnung blieb die Primärseite an die mit 100 K/h gefahrene Sekundärseite gekoppelt. Aus der Übereinstimmung ist zu schließen, daß die Leckrate nicht überschätzt worden ist.
- Druckdifferenz im U-Rohr des Dampferzeugers im gebrochenen Kreislauf (Bild 5.11)
Die Dampferzeuger wurden in der Vorausrechnung in realistischer Zeit entleert. Dies ist auf eine zutreffend berechnete Leckrate sowie die Anwendung des Schichtenströmungsmodells zurückzuführen.
- Dichte im heißen Strang des gebrochenen Kreislafs (Bild 5.12)
Mit Hilfe des Schichtenströmungsmodells war es möglich, die Dichten in den horizontalen Strängen realistisch vorauszuberechnen.

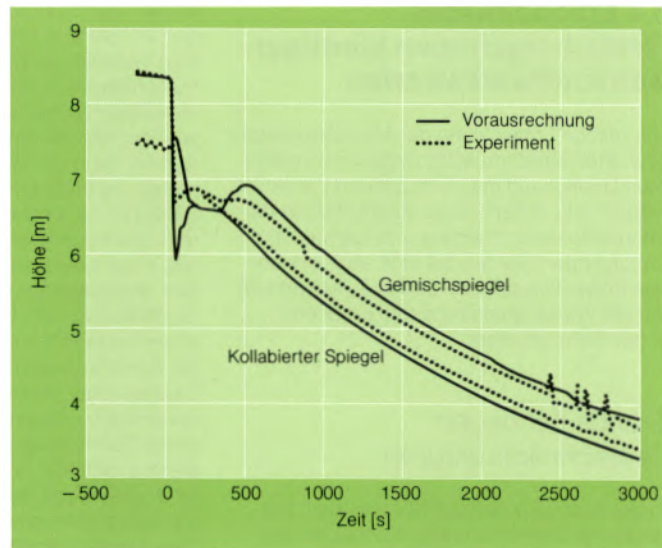


Bild 5.13: Änderung des Wasserspiegels auf der Sekundärseite des Dampferzeugers im intakten Kreislauf

- Wasserspiegel auf der Sekundärseite des Dampferzeugers im intakten Kreislauf (Bild 5.13)

Infolge des geregelten Abblasens sanken auf der Sekundärseite Gemischtspegel und kollabierter Spiegel.

Die Übereinstimmung mit dem Experiment zeigt, daß die thermische Kopplung von Primär- und Sekundärseite wirklichkeitsnah vorausberechnet worden ist.

F. J. Ringer
Abt. Thermohydraulik II

5.4 Ergonomische Gestaltungsfragen künftiger Kernkraftwerkswarten

Die rasche Entwicklung der Mikroprozessor- bzw. Prozeßrechnertechnik gewinnt zunehmend Einfluß auf die Leittechnik in Kernkraftwerken und schafft neue Möglichkeiten der Informationsverarbeitung und -darstellung. Im folgenden werden die sich abzeichnenden Entwicklungslinien und ihre Auswirkung auf die Wartengestaltung aus ergonomischer Sicht umrissen.

Trends bei neuen Leittechnikstrukturen

In der Kraftwerksleittechnik sind zwei Entwicklungslinien erkennbar: zum einen die Entwicklung modular aufgebauter Automatisierungssysteme mit Mikroprozessoren und Bussystemen, zum anderen die Entwicklung umfangreicher Informationssysteme unter Einsatz von Prozeßrechnern und Bildschirmgeräten. Für die erstere Entwicklung ist ein Einsatz in deutschen Kernkraftwerken gegenwärtig noch nicht abzusehen. Im folgenden wird daher nur auf die Entwicklungen im Bereich der Informationssysteme eingegangen.

Die verschiedenen Entwicklungen im Bereich der Informationssysteme für den Einsatz in Kernkraftwerkswarten lassen sich aufgliedern nach

- Anlageninformationssystemen, z. B. Statusüberwachung der Gesamtanlage oder einzelner Systeme,
- Analysesystemen, z. B. Alarmanalyse, Störungsanalyse,
- Entscheidungshilfen, z. B. Expertensysteme.

Anlageninformationssysteme haben zum Ziel, den Operateuren in der Warte einen raschen Überblick über den Zustand der Anlage oder wichtiger Systeme und vor allem über die Trends des Anlagenverhaltens durch geeignete bildhafte Darstellung in einer festen oder frei konfigurierbaren Zusammenstellung von Bildern zu liefern.

In der Bundesrepublik Deutschland ist hier vor allem das **Prozeß-Informationssystem** (PRINS)¹⁾ zu nennen. Wichtige Elemente der-

artiger Übersichtsinformationssysteme finden sich auch in dem bei der GRS in Entwicklung befindlichen rechnergestützten Informationssystem (RIS)²⁾. Gemeinsames Merkmal dieser Systeme ist der Versuch, höherwertige Information durch rechnergestützte Aufbereitung von System- oder Prozeßparametern zu erreichen. Der so entstehende Bildvorrat wird meist hierarchisch gegliedert. Dabei geht man von einem Übersichtsbild in der obersten Hierarchieebene zu immer detaillierteren system- oder komponentenbezogenen Darstellungen über. Die oberen Hierarchieebenen werden in der Regel durch Verwendung stark symbolhafter Darstellungen (hoher Abstraktionsgrad) charakterisiert, während in den unteren Ebenen meist Darstellungen in Anlehnung an Systemschaltbilder oder Komponentenbilder mit Einblendung der entsprechenden Systemparameter sowie direkte, analoge Trenddarstellungen von Meßgrößen erfolgen.

Analysesysteme haben zum Ziel, die Benutzer (z. B. Operateure) in ihren Problemlösungsaufgaben durch Aufbereitung und Vorverarbeitung der bei Störungen anstehenden Informationen (z. B. Alarmer) zu unterstützen. Hierbei sollen die Operateure auch von zweitrangigen oder nebensächlichen Informationen entlastet werden. Im Sinne der Informationstheorie soll also das Verhältnis zwischen Nutz- und Störinformation (S/N-ratio) verbessert werden. Charakteristische Funktionen solcher Systeme sind die Unterstützung der Benutzer bei der Ermittlung von Störungsursachen in Systemen und die Vorhersage möglicher Konsequenzen einer Störung anhand eines am Prozeßrechner gespeicherten Anlagenmodells. Die Aufbereitung und Vorverarbeitung der Information basiert jeweils auf den vorausgehenden systemanalytischen Untersuchungen, die dann in Form geeigneter Modelle (z. B. „Cause Consequence“-Diagramme) im Rechner abgespeichert werden.

In der Bundesrepublik Deutschland wurden entsprechende Arbeiten im Rahmen des erwähnten RIS-Projektes durchgeführt. Die Alarmanalyse zur Meldeschwallreduzierung wird erstmalig im Kernkraftwerk Philippsburg II angewendet. Auch das PRINS-Konzept soll nach Angaben der Entwickler Elemente der genannten Aufgabenstellungen enthalten. Die einzelnen Systemkonzepte unterscheiden sich je nachdem, ob der Schwerpunkt mehr auf der Störungs- oder

auf der Alarmanalyse liegt. Bei diesen Systemen wird ebenfalls oft ein hierarchischer Aufbau des Bildvorrates angestrebt. Die Darstellungsarten der Informationen reichen von Textinformationen über vereinfachte Systemschaltbilder mit Einblendung gestörter Systeme oder Komponenten bis hin zur analogen Anzeige von Trends wichtiger Systemparameter oder zur Darstellung von „Cause Consequence“-Diagrammen.

Unter **Entscheidungshilfen** werden Systeme verstanden, die dem Benutzer (z. B. Schichtleiter) Hilfen in solchen Fällen anbieten, in denen eine Entscheidung zwischen mehreren schwer zu überblickenden Alternativen zu treffen ist. Wesentliches Ziel ist es, die zu entscheidenden Fragestellungen klar zu strukturieren, bewertete Alternativen zur Entscheidung bereitzustellen und sowohl die Strukturierung als auch die Alternativenermittlung für den Benutzer transparent zu machen. In Bild 5.14 sind wesentliche Merk-

- Interaktionsfähigkeit
- Transparenz und Selbsterklärungsfähigkeit
- Fähigkeit zur Strukturierung von Entscheidungssituationen
- Entlastung des Benutzers von Routinearbeit
- Belassen der eigentlichen Entscheidung beim Benutzer
- Anpaßbarkeit an kognitive Fähigkeiten und Trainingsstand der Benutzer

Bild 5.14: Eigenschaften von Entscheidungshilfen

¹⁾ Aleite, W., H. W. Bock und E. Rubbel: Video Display Units in Nuclear Power Plant Main Control Rooms: The Process Information System KWU-PRINS SIEMENS Research and Development Reports, Vol. 13, No. 3, Springer-Verlag, Berlin, Heidelberg, New York, Tokio, 1984, S. 134 – 137

²⁾ Felkel, L.: The STAR-Concept, Systems to Assist the Operator during Abnormal Events Atomkernenergie/Kerntechnik, Vol. 45, No. 4 (1984)

male solcher Systeme³⁾ dargestellt. Eine Reihe derartiger Konzepte wird international derzeit unter dem Schlagwort „Expertensysteme“ entwickelt. Viele der bei der GRS erarbeiteten Systemkonzepte enthalten bereits Elemente, die auch für derartige Entscheidungshilfen eine Voraussetzung bilden. Es wird daher beabsichtigt, die Konzepte mit der genannten Zielrichtung fortzuentwickeln.

Diese hier nur grob skizzierten Trends zeigen deutlich, daß rechnergestützte Informationssysteme mit Farbbildschirmgeräten aufgrund der großen Möglichkeiten der Informationsaufbereitung, -verarbeitung und -darstellung das Gesicht künftiger Warten wesentlich bestimmen werden.

Ob sich die angestrebten Ziele erreichen lassen, wird entscheidend davon abhängen, daß systemergonomische Gesichtspunkte bei der Entwicklung dieser Systeme frühzeitig beachtet werden.

Ergonomische Gestaltungsfragen neuer Leittechnikstrukturen bezüglich der Informationsverarbeitung und -darstellung

Wesentlich für eine bessere Gestaltung des Informationsangebotes, das dem Operateur zur Verfügung steht, sind neben der Berücksichtigung der physiologischen Eigenschaften des Menschen die psychologischen Mechanismen, die bei der Bewältigung der verschiedenen Arbeitsaufgaben wirksam werden. In Anbetracht der Verschiedenartigkeit der Aufgabenstellungen und Situationen reicht die Beschreibung durch nur ein Modell oder eine Theorie zwar nicht aus. Dennoch ist es wichtig, einen generellen Orientierungsrahmen zu haben, der eine gewisse Kategorisierung des menschlichen Verhaltens bei der Erfüllung seiner Arbeitsaufgaben zuläßt. Ein weithin akzeptierter Beschreibungsrahmen hierzu wurde von J. Rasmussen⁴⁾ vorgeschlagen (Bild 5.15). Darin werden drei Stufen des menschlichen Verhaltens unterschieden:

- Das **fertigkeitsbedingte** Verhalten beschreibt eine im psychologischen Sinne weitgehend automatisierte sensomotorische Aufgabenausführung.

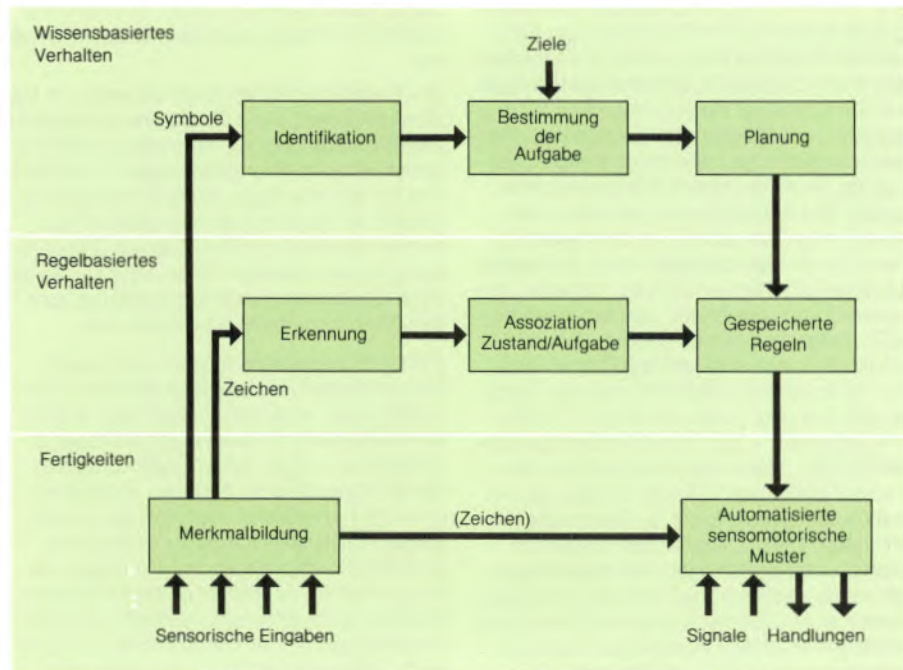


Bild 5.15: Vereinfachte Darstellung unterschiedlicher Verhaltensebenen eines Operators

- Die nächsthöhere Ebene des **regelbedingten** Verhaltens umfaßt die Situationserkennung und die Anwendung intern gespeicherter oder extern (z. B. in Form von Prozeduren) verfügbarer Regeln zur Situationsbewältigung.
- Die oberste Ebene des **wissensbedingten** Verhaltens bezieht sich auf die (seltenen) Situationen, in denen geeignete Regeln oder vertraute Muster zur Situationserkennung nicht zur Verfügung stehen. Hier muß der Mensch anhand seiner Kenntnisse und Erfahrungen über das Systemverhalten der zur Verfügung stehenden Informationen und Ziele durch Analyse und Synthese zu Entscheidungen und zu Strategiefestlegungen kommen.

Die Kenntnisse und Erfahrungen eines Menschen über das Systemverhalten eines von ihm zu führenden Systems werden in der Ergonomie als mentales Modell bezeichnet.

Viele der vorgeschlagenen Informationssysteme sollen den Operateur gerade im Bereich des wissensbedingten Verhaltens bei Überwachungstätigkeiten unterstützen. Eine Voraussetzung hierzu ist, die Information so

zu strukturieren und darzustellen, daß die Operateure hieraus effektive mentale Modelle entwickeln können bzw. daß die Informationen mit den bereits vorhandenen mentalen Modellen vereinbar sind.

Weiterhin muß die Darstellung der Information auf den Benutzerkreis (z. B. Operateur oder Störungsanalytiker) abgestimmt sein und die Strategien unterstützen, die für die gegebene Aufgabenstellung vom Personal einzusetzen sind. Je nach Aufgabenstellung und Benutzerkreis variiert der erforderliche Grad an Abstraktion bzw. Detaillierung der Darstellungen.

Um dem Operateur die Aufgabe im Bereich des wissensbedingten Handelns zu erleich-

³⁾ Kraiss, K.-F.: Fahrzeug- und Prozeßführung, Kognitives Verhalten des Menschen und Entscheidungshilfen Fachberichte Messen-Steuern-Regeln, Bd. 11, Springer-Verlag, Berlin, Heidelberg, New York, Tokio, 1985

⁴⁾ Rasmussen, J.: Skills, Rules and Knowledge; Signals, Signs and Symbols and other Distractions in Human Perform Models IEEE-SMC-13, No. 3, S. 257 – 266

tern, wird auch heute schon der Kraftwerksprozeß in einer durch Fließbilder und Bildzeichen kodierten Form auf den Leitständen der Warte dargestellt. Diesen Darstellungen werden funktional die erforderlichen Informations- und Aktionsmittel zugeordnet. Die relativ aufwendige Instrumentierung ist notwendig, damit der Operateur bei Veränderungen des Anlagenstatus sein mentales Modell möglichst schnell an den neuen Zustand der Anlage anpassen kann. Erst wenn die neue Situation „erfaßt“ ist, kann sie „verarbeitet“ und „beeinflußt“ werden. Geeignete Prozeßrechnersysteme bieten hier die Möglichkeit, eine Vielzahl von Prozeßvariablen zu korrelieren, die Informationen vorzuverarbeiten und – den jeweiligen Situationen angepaßt – auf Bildschirmsichtgeräten darzustellen. Dabei sind die jeweiligen Betrachtungseinheiten (Detail, Gruppe, Block) und Darstellungsarten (z. B. Fahrdiagramm, Anlagenübersicht, Trendkurven) vielfach auch parallel anzuordnen. Auf diese Weise soll erreicht werden, daß sich der Operateur schnell einen Überblick über den Status und Trend seiner Anlage verschaffen kann, um erforderliche Aktionen effektiv einzuleiten.

Aus ergonomischer Sicht muß untersucht werden, mit welcher Zahl von parallelen Sichtgeräten insbesondere auch in Streßsituationen noch sinnvoll umgegangen werden kann und inwieweit die Nachteile der seriellen Informationsdarbietung an Sichtgeräten durch die verbesserte Darstellung aufgefangen werden können. Weiterhin ist noch eine Reihe von Fragen der Wahrnehmbarkeit und Verarbeitbarkeit graphisch angebotener Information zu klären.

Aufgrund der Komplexität der Anlagen und der Vielzahl möglicher Anlagenzustände muß eine entsprechend große Anzahl von Bildern gespeichert sein. Dabei kommt es entscheidend darauf an, den Benutzern dieser Systeme situationsabhängig Hilfen zur Auswahl der geeigneten Bilder zu geben (z. B. Vorschlagsbilder). Ein großer wählbarer Bildvorrat kann in Streßsituationen dazu führen, daß die Benutzer sich entweder in ein bestimmtes Detailproblem verrennen („cognitive tunnel vision“), ohne weitere, eventuell wichtigere anstehende Informationen nutzen zu können oder zwischen den verschiedenen Bildern hin- und herwechseln, ohne eine systematische Problemlösungsstrategie zu verfolgen. Ferner muß berücksichtigt werden, daß das Personal nicht den Überblick über den gesamten Bild-

vorrat haben kann und daher eine entsprechende Information und Unterstützung benötigt.

Die Anwahl der Bilder sowie die weiteren Bedienfunktionen, wie z. B. die Anwahl anderer Zeitmaßstäbe oder die Anordnung verschiedener Bilder in einer gewünschten Kombination auf der jeweiligen Bildschirmgruppe, erfordern an die Benutzer angepaßte Dialogformen und Bedienmittel. Diesem Gesichtspunkt kommt verstärkt Bedeutung zu, wenn auch direkte Komponentensteuerung über den Bildschirm realisiert werden soll.

Informationssysteme müssen sich daran messen lassen, inwieweit es mit ihrer Hilfe möglich sein wird, den Prozeß ohne zusätzliche Belastung für das Personal besser zu überblicken und zu führen. Alle Konzepte, die den Operateur zu Aktionen auffordern, ohne ihn hinreichend über die zugrundeliegenden Zusammenhänge zu informieren, sind ebenso abzulehnen wie Konzepte, die Informationen nur anders sortiert darstellen. Welches weite Entwicklungsfeld und Untersuchungsgebiet hier noch brachliegt, wurde nicht zuletzt beim Kolloquium Leitwarten, veranstaltet von der Deutschen Gesellschaft für Ortung und Navigation sowie vom TÜV Rheinland⁵⁾, deutlich.

Viele Informationskonzepte sind zu sehr an den Möglichkeiten der Hardware orientiert und nur auf die Möglichkeiten der Datenverarbeitung und -darstellung ausgerichtet. Eine an den Aufgaben der Systemkomponente Mensch ausgerichtete und an ihren Fähigkeiten und Grenzen orientierte Systementwicklung wird bisher vielfach nur ungenügend verwirklicht.

Die Realisierung derartiger Konzepte setzt das enge Zusammenarbeiten von Verfahrenstechnikern, Störungsanalytikern, Leittechnikern, Betriebspersonal und Ergonomen voraus. Nur dadurch kann erreicht werden, daß die mentalen Modelle der Operateure gefördert und diese nicht nur durch anders dargestellte, aber schon bekannte Informationen zusätzlich belastet werden.

G. Reichart
Abt. Zuverlässigkeit

⁵⁾ Tagungsbericht „Kolloquium Leitwarten“, Sonderdruck aus der Zeitschrift *Ortung und Navigation*, Verlag TÜV-Rheinland, Köln, 1984

5.5 KKW-Erfahrung als Beitrag zu Verfügbarkeits- und Sicherheitsstudien für die Fusionsanlage NET

Die Fusionsanlage „Next European Torus“ (NET) soll den Schritt vom „Joint European Torus“ (JET) zu einer künftigen Demonstrationsanlage (DEMO) vollziehen. NET kommt dabei die Aufgabe zu, die Physik der thermonuklearen Fusion und wesentliche Teile der Technologie zu demonstrieren sowie Materialien und einzelne Komponenten für DEMO zu erproben. Wichtige Voraussetzungen sind, daß von NET eine ausreichende Anlagenverfügbarkeit (Plasmabrenndauer) erreicht und eingehalten wird und die Anlage sicher betrieben werden kann. Bild 5.16 zeigt einen schematischen Überblick über die in der Planung befindliche Anlage.

Verfügbarkeit

Um die angestrebte Gesamtverfügbarkeit der Anlage sicherstellen zu können, ist planungsbegleitend eine Verfügbarkeitsstudie durchzuführen. Diese muß sich, da für Anlagen der Kernfusion noch keine Verfügbarkeitsdaten vorliegen, auf vergleichbare Erfahrungen in anderen technologischen Bereichen stützen. Aufgrund ähnlicher thermodynamischer Prozesse ist eine Reihe von NET-Systemen vergleichbar mit Systemen von Kernkraftwerken (KKW). So bietet es sich an, Erfahrungen aus diesem Gebiet in die NET-Planung einzubeziehen. Aufgabe des hierzu von der GRS durchgeführten Projektes war es deshalb – ausgehend von der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke – die zu erwartende Verfügbarkeit von ausgewählten NET-Komponenten und -Systemen abzuschätzen.

Bei der Verwendung von Zuverlässigkeitskennzahlen aus anderen technologischen Bereichen ist vor allem die Übertragbarkeit der Daten zu zeigen und zu prüfen. Für die Verfügbarkeitsabschätzungen wurden die NET-Systeme, soweit es der derzeitige Planungsstand erlaubte, beschrieben und im funktionalen Systemaufbau dargestellt. Folgende NET-Systeme wurden betrachtet:

- Nukleare Hauptkühlsysteme
- Zwischenkühlkreise
- Kühlwassersysteme

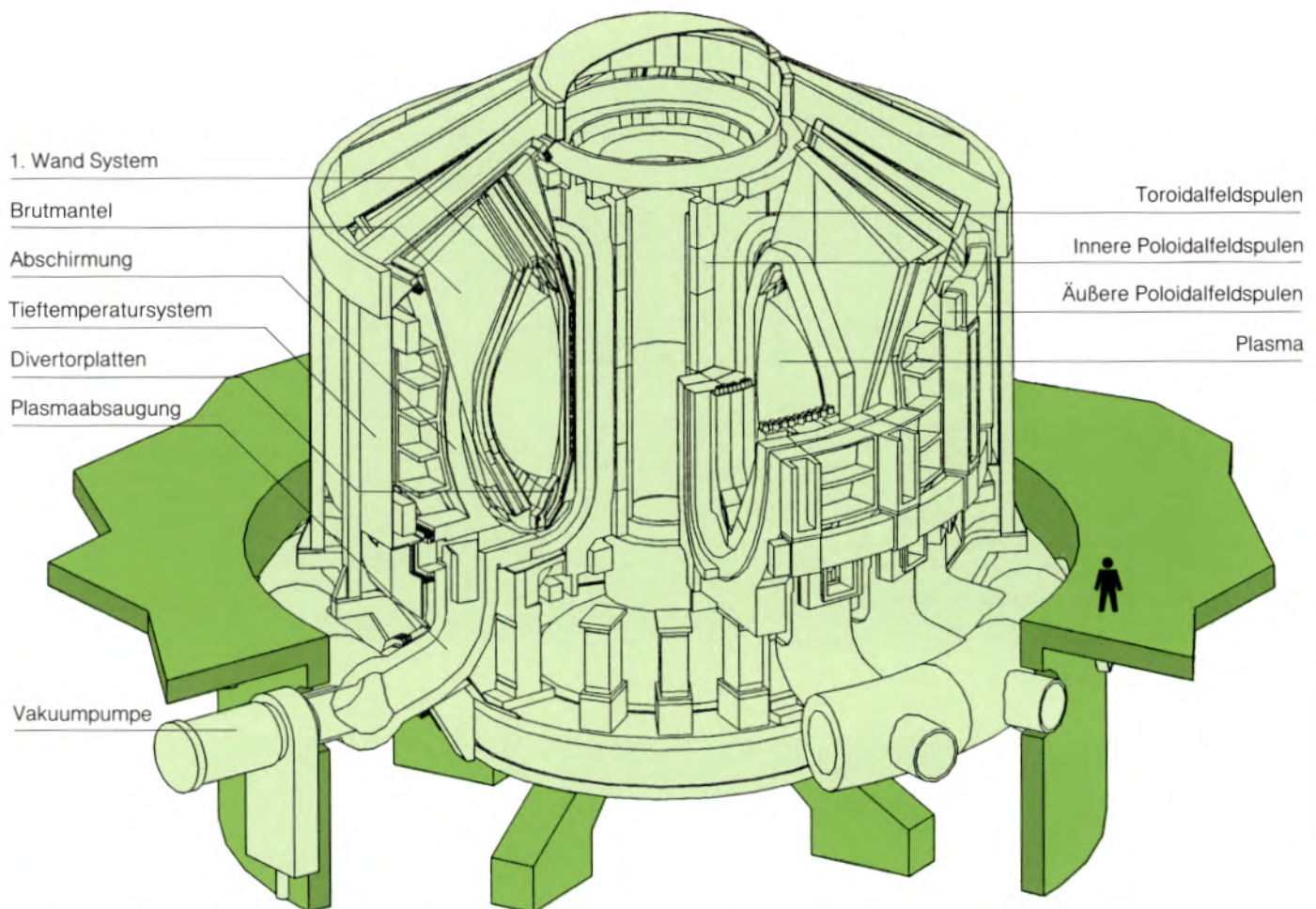


Bild 5.16: Aufbau des geplanten Next European Torus (NET) (Bild: NET-Team)

- Reaktorhilfssysteme
- Reaktorsicherheitssysteme
- Systeme der Brennstofflagerung und -handhabung
- Energieversorgungssysteme (für „konventionelle“ Verbraucher)
- Leittechnik-Systeme
- Struktursysteme

Beispielhaft ist in Bild 5.17 ein Schaltschema der Hauptkühlsysteme dargestellt. Bild 5.18 zeigt die vielfache Aufgliederung des für die Kühlung der Fusionsanlage wichtigen ersten Wandsystems entsprechend der Aufteilung des Reaktortorus in auswechselbare Einheiten (16 Sektoren, 64 Segmente).

Diesen NET-Systemen wurden vergleichbare KKW-Systeme gegenübergestellt. Die Darstellung der KKW-Systeme erfolgte nicht zuletzt deshalb sehr detailliert, um aus der insgesamt hohen Verfügbarkeit heutiger KKW-Systeme möglichst viele Erkenntnisse für die in der Planungsphase befindlichen NET-Systeme ziehen zu können.

Als Ergebnisse des Vergleichs NET/KKW-Systeme wurden für die einzelnen NET-Systeme Vorschläge abgeleitet hinsichtlich Ertüchtigungen zur Sicherstellung von betrieblichen Funktionen sowie hinsichtlich der Erhöhung der Systemverfügbarkeit.

Die Ergänzungen, die den Systembetrieb betreffen, umfaßten insbesondere Einrich-

tungen zur Regelung der Systeme sowie zur Instrumentierung und Überwachung. Um die Verfügbarkeit zu erhöhen, wurden u. a. Vorschläge gemacht zur

- zuverlässigen Absicherung von Armaturen,
- Reduzierung von Instandsetzungszeiten,
- Erhöhung der Zuverlässigkeit bei der Kühlmittelförderung und der Durchsatzregelung sowie
- zuverlässigen Druckabsicherung.

Mögliche Schaltungsvarianten wurden ebenfalls angesprochen und verfügbarkeitsmäßig bewertet.

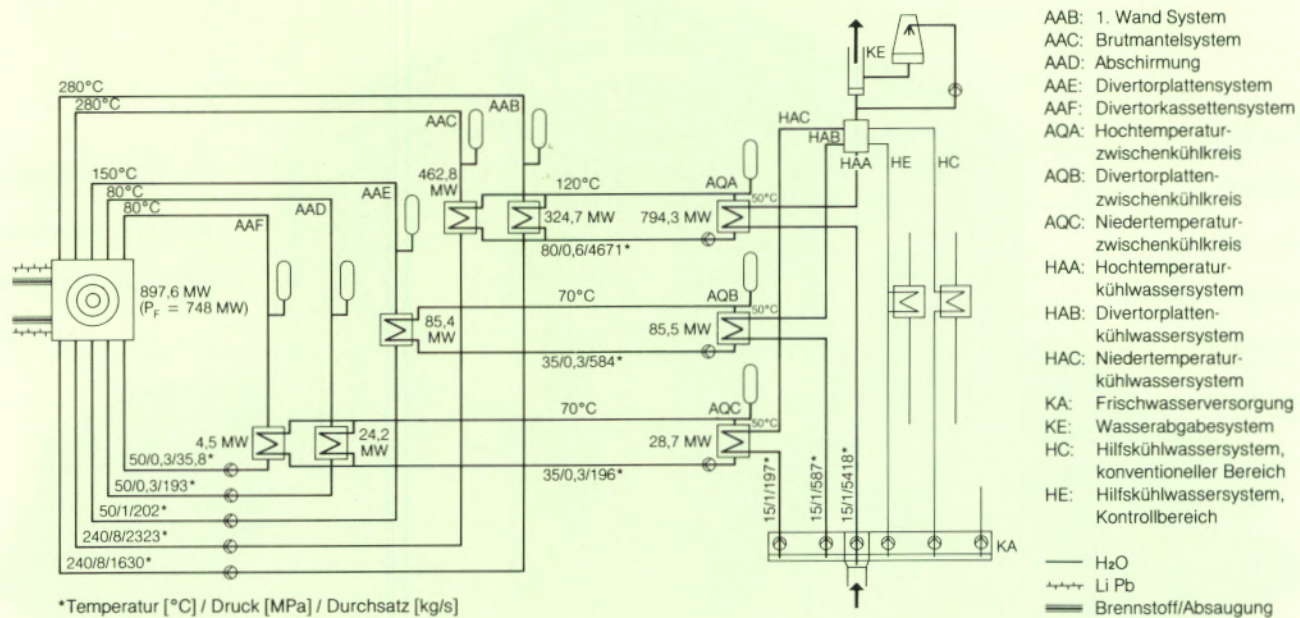
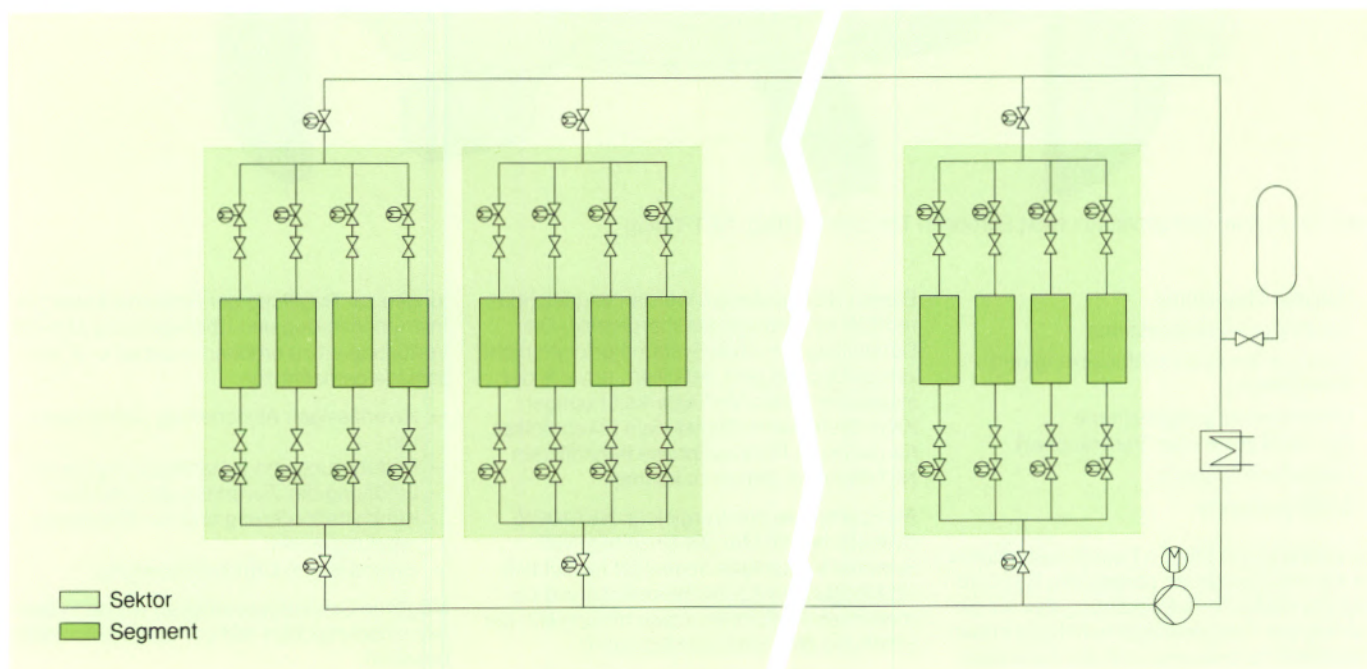


Bild 5.17: Hauptkühlsysteme



28 Bild 5.18: 1. Wand Kühlsystem, Aufteilung in Sektoren und Segmente

Die Ableitung der Zuverlässigkeitskennzahlen für NET-Komponenten erfolgte nach Möglichkeit aus vergleichbaren KKW-Komponenten, wobei auch neuere Untersuchungen miteinbezogen wurden^{1) 2) 3)}. NET-spezifische Einsatzbedingungen wurden, wenn es die zugrundeliegende Datenbasis erlaubte, berücksichtigt. In Anlehnung an neuere Analysen^{2) 4)} wurden zum Teil auch Zuverlässigkeitskennzahlen für Teilsysteme oder ganze Systeme erarbeitet.

Mit den zusammengestellten Zuverlässigkeitskennzahlen wurde exemplarisch für ausgewählte NET-Systeme eine Abschätzung der Systemausfallhäufigkeit bzw. -nichtverfügbarkeit durchgeführt. Verfügbarkeitserhöhende Maßnahmen und deren Varianten wurden zum Vergleich im Rahmen von Empfindlichkeitsrechnungen in die Studie miteinbezogen. Für die Hauptkühlsysteme ergaben sich zu erwartende Systemausfallhäufigkeiten von etwa 0,1 pro Monat und damit NET-Nichtverfügbarkeiten aufgrund des Ausfalls einzelner Systeme von etwa $4 \cdot 10^{-3}$ bis $6 \cdot 10^{-3}$. Die Abschätzungen zeigten, daß mit den gegebenen Vorschlägen eine Verringerung der Systemausfallhäufigkeit um ca. 40% und der damit verbundenen NET-Nichtverfügbarkeit um ca. 30% gegenüber dem ursprünglichen System erreichbar ist. Als Einschränkung für weitere Verbesserungen wurde der große Einfluß der Vielzahl von Armaturen in den Primärkreisläufen deutlich.

In einem kurzen Kapitel der Studie erfolgte eine probabilistische Betrachtung von übergeordneten Gesichtspunkten wie Reparatur- und Wartungskonzepten, Werkstofffragen und Schweißverbindungen. Hierzu wurden auch Erkenntnisse aus neueren Veröffentlichungen⁵⁾ miteinbezogen.

Sicherheit

Für große Fusionsexperimente und speziell auch für NET gewinnt der Komplex Sicherheit und Umwelt zunehmend an Bedeutung. Da nach heutiger Planung NET den gesamten Brennstoffkreislauf – mit seinen wesentlichen Isotopen Deuterium, Tritium und Lithium – beinhalten soll, stellt Tritium das dominante Gefährdungspotential dar.

Der größte Teil des Tritiuminventars ist im Brutmantel (Blanket) vorhanden, wo es erzeugt wird, sowie in den zugehörigen Aufbe-

reitungs- und Lagersystemen. Ein kleiner Teil befindet sich im eigentlichen Brennstoffsystem zur Injektion von Tritium in das Plasma und in den zugehörigen Hilfssystemen. Daneben entsteht auch etwas Tritium durch Neutronenstrahlung im Primärkühlwasser. Darüber hinaus stellen die Aktivierungsprodukte durch die Neutronenstrahlung in den Stahl-Strukturteilen ein weiteres zu beachtendes Gefährdungspotential dar. Bei der Fusion entstehen nämlich pro Energieeinheit etwa zehnmal soviel Neutronen als bei der heute praktizierten Kernspaltung, und folglich werden mehr Aktivierungsprodukte gebildet. Die Aktivierungsprodukte sind u. a. Isotope des Eisens und seiner Legierungsbestandteile, wie z. B. Mangan, Nickel, Chrom, Kobalt, die sich entweder in den Strukturteilen oder teilweise als deren Korrosionsprodukte in den Kühlkreisläufen befinden.

Der Komplex Sicherheit und Umwelt wird bei NET auf zwei Ebenen diskutiert und behandelt: zum einen, um nach dem Stand von Wissenschaft und Technik eine möglichst sichere Anlage zu planen und zu bauen, zum anderen, um diese Planung mit modernsten und bewährten Methoden sicherheitstechnisch zu analysieren und Schlußfolgerungen für die Anlage daraus zu ziehen.

Die erste Ebene ist gekennzeichnet durch Schutzbarrieren gegen die verschiedenen Gefährdungspotentiale (z. B. gasdichte Compartments für Teilsysteme, Containment für die Gesamtanlage) und hintereinander gestaffelte Sicherheitsfunktionen zum Schutz dieser Barrieren (z. B. Betriebssysteme, Sicherheitsleittechnik und Sicherheitssysteme). Die zweite Ebene ist gekennzeichnet durch eine probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) mit typischen Schritten wie

- Identifikation, Lokalisierung und Beschreibung der Gefährdungspotentiale und der zugehörigen Barrieren
- Identifikation von unerwünschten Ereignissen (z. B. Kühlausfall), die eine Gefährdung dieser Barrieren bewirken können,
- probabilistische Analyse von Ereignisabläufen aufgrund der unerwünschten Ereignisse unter Einschluß der verschiedenen Versagensmöglichkeiten von Hilfs- und Sicherheitsfunktionen und letztlich
- Ermittlung von Auswirkungen auf Betrieb und Umgebung.

Tiefe und Umfang der Sicherheitsanalysen müssen in einem vernünftigen Verhältnis zur Planung und Systemauslegung stehen.

Sicherheitskonzept und Sicherheitsanalyse stehen vielfach in Wechselwirkung. So kann eine Teilanalyse bereits Hinweise auf die sicherheitstechnisch günstigere Systemkonfiguration geben, z. B. durch Hinzufügen von Redundanzen oder wirksamer Schutzbarrieren in Form von gasdichten Compartments. Darüber hinaus ist auch bei der neuen Fusionstechnologie die Gesamtfrage „Wie sicher ist sicher genug?“ auf der Basis von probabilistischen Sicherheitszielen für die Auslegung der Systeme in der Diskussion, um schon frühzeitig eine sicherheitstechnische Ausgewogenheit in der Anlage selbst und auch gegenüber anderen technologischen Systemen in die Wege zu leiten.

Im Zusammenhang mit den hier angesprochenen sicherheitstechnischen Planungen und Analysen für NET ist die GRS beratend tätig.

J. Huber, P. Kafka
Abt. Zuverlässigkeit

¹⁾ Hömke, P., et al.: Zuverlässigkeitskenngrößenmittlung im Kernkraftwerk Biblis-B GRS-A-1030 (Dezember 1984)

²⁾ Hörtnner, H., W. Frey, J. von Linden und G. Reichart: The German Precursor Study – Methods and Results International ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Safety Methods and Applications, San Francisco, 24. 2. – 1. 3. 1985

³⁾ Spindler, H.: Zuverlässigkeit der Eigenbedarfsversorgung von Kernkraftwerken atw 2 (1984), S. 87/88

⁴⁾ Schröder, E.: Zuverlässigkeit von Meß- und Automatisierungseinrichtungen Carl Hanser Verlag, München, Wien, 1984

⁵⁾ SMIRT-8, Proceedings: Structural Mechanics in Reactor Technology Intern. Conference, Brussels, August 19 – 23, 1985

5.6 Ermittlung der Sicherheitsreserven eines Kernkraftwerkes am Beispiel ausgewählter Ereignisabläufe

Bei der Auslegung von Kernkraftwerken gegen Störungen und Störfälle wird eine konservative Vorgehensweise gewählt, indem bei den verschiedenen zu unterstellenden Ereignisabläufen immer von den pessimistischsten und ungünstigsten Voraussetzungen ausgegangen wird. Auch in der deutschen Risikostudie wurde dies so gehandhabt.

Es ist daher berechtigt anzunehmen, daß bei einem unterstellten Störfall in einem Kernkraftwerk eine ganze Reihe von Sicherheitsreserven vorhanden sind, die bei den bisherigen Betrachtungen unberücksichtigt blieben. Diese Reserven können in der Anlage selbst liegen, daß z. B. weniger Sicherheitseinrichtungen bzw. Sicherheitssysteme zur Transienten- oder Störfallbeherrschung ausreichen als entsprechend der sicherheitstechnischen Auslegung unterstellt und vorgesehen sind, oder daß Kühlmittel in Rohrleitungsteilen zur Verfügung steht, das in bisherigen Betrachtungen nicht mit einbezogen wurde. Mit weiteren Reserven ist zu rechnen, weil zur Störfallbeherrschung auch durch manuelle Maßnahmen geeignete Systeme eingesetzt oder Verfahrensweisen eingeschlagen werden, die ursprünglich für diesen Zweck gar nicht vorgesehen sind, mit deren Hilfe die Anlage jedoch bei entsprechend richtigem und rechtzeitigem Eingreifen in einen sicheren, stabilen Zustand überführt werden kann.

Mit diesem Vorhaben sollte nicht versucht werden, eine verbesserte oder verfeinerte Risikoanalyse durchzuführen. Ziel war vielmehr, an einigen ausgewählten Beispielen die tatsächlich vorhandenen Sicherheitsreserven für einen Druckwasserreaktor aufzuzeigen. Ausgegangen wurde dabei von den beiden Ereignisabläufen, die nach der deutschen Risikostudie den größten Beitrag zur Eintrittshäufigkeit schwerer Kernschäden und damit zum resultierenden Risiko aus der Freisetzung radioaktiver Stoffe liefern, dem „Kleinen Leck“ und dem „Notstromfall“. In beiden Fällen wurde der zusätzliche Ausfall mehrerer Sicherheitseinrichtungen bei Störfalleintritt unterstellt, so daß es ohne weitere Gegenmaßnahmen zu schweren Kernschädigungen kommen würde.

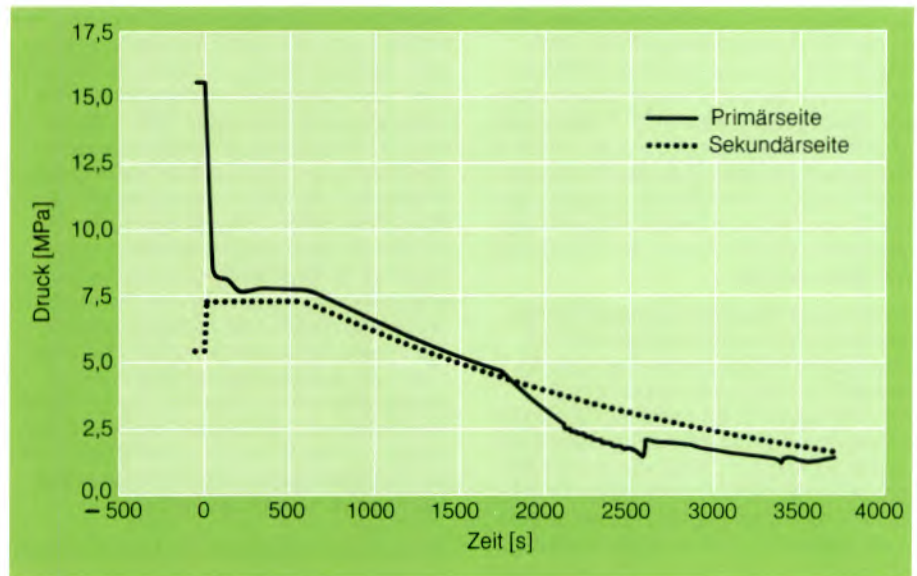


Bild 5.19: Druckverlauf im Primär- und Sekundärkreislauf bei kleinem Leck (50 cm²)

Die Simulationsrechnungen wurden mit den Best-Estimate-Rechencodes DRUFAN und ALMOD durchgeführt. Bereits hier zeigte sich, daß der Ausfall von mehr redundanten Sicherheitsteilsystemen unterstellt werden mußte, als dies bisher konservativerweise z. B. in der deutschen Risikostudie angenommen wurde, um überhaupt in eine kritische Lage zu kommen, d. h. eine Lage, bei der ohne präventive Gegenmaßnahmen Kernschmelzen eintreten würde.

In einer ausführlichen systemtechnischen Analyse wurde nach Möglichkeiten gesucht, welche alternative Maßnahmen zur Störfallbeherrschung bei dem unterstellten Szenarium ergriffen werden können. Dies geschah unter Berücksichtigung aller automatisch ablaufenden Aktionen, vorhandener Verriegelungen, Vorrangsteuerungen und anstehender Schutzanregungen. Die Auswirkung dieser Maßnahmen auf den Störfallablauf wurde dann wiederum durch die Rechencodes ermittelt. Von gleicher Bedeutung wie die Systemtechnik ist in Fällen, bei denen manuelle Eingriffe notwendig werden, das Personal, das die Maßnahmen durchführen soll. Deshalb wurden auch die Informationseinrichtungen berücksichtigt, durch die eine Diagnose des jeweils vorliegenden Anlagen- und Störfallzustandes ermöglicht wird. Ebenso wurden, soweit dies im Rahmen der Untersu-

chung möglich war, die Einflüsse durch Vorgaben im Betriebshandbuch sowie der Betriebsorganisation und Personalqualifikation berücksichtigt.

In diesem Zusammenhang sind zwei Entwicklungstendenzen von Bedeutung, die deshalb ebenfalls untersucht wurden: Zum einen sind dies moderne Prozeßrechner-Unterstützungssysteme für das Reaktorpersonal, wie sie zur Zeit entwickelt oder in einigen ausländischen Anlagen bereits eingesetzt werden, und durch die eine Diagnose des Anlagenzustandes erleichtert wird. Als wichtige Beispiele sind hier die Safety Parameter Display Systeme zu nennen. Zum anderen wird insbesondere in Frankreich und den USA, aber auch in der Bundesrepublik Deutschland, z. B. für die Anlage Mülheim-Kärlich, intensiv an der Erstellung und Erprobung spezieller Störfallanweisungen (Emergency Operating Procedures) gearbeitet. Diese zustands- oder symptom-orientierten Prozeduren können besonders bei Störfallsituationen, die nicht mehr auslegungsgemäß ablaufen und bei denen die Analyse der auslösenden Ursachen schwierig ist, die Entscheidungsfindung und Durchführung der Gegenmaßnahmen wesentlich erleichtern. Deshalb wurden vorhandene Informationen über diese neuen Störfallanweisungen ausgewertet.

Beim „Kleinen Leck“ wurde ein gleichzeitiger Totalausfall der vierfach redundant vorhandenen Hochdrucksicherheitseinspeisungen und ein Ausfall der sekundärseitigen Bespeisung der Dampferzeuger einschließlich der Notbespeisung unterstellt. Drei der insgesamt vorhandenen vier Druckspeicher können in den Primärkreis einspeisen. Es konnte gezeigt werden, daß durch eine manuell eingeleitete Druckabsenkung über die Druckhalterabblaseventile eine Kernschädigung verhindert werden kann. Bild 5.19 zeigt als Beispiel für die Ergebnisse den Verlauf der Drücke auf der Primär- und Sekundärseite. Durch die künstliche Vergrößerung des Lecks infolge des Öffnens der Druckhalterabblaseventile wird zusätzlich Energie aus dem Primärkreis abgeführt sowie der Druck im Primärkreis unter den Ansprechwert der Druckspeicher abgesenkt. Zur langfristigen Wärmeabfuhr, ab ca. 75 min, muß zusätzlich eine verspätete Wiederbespeisung der Dampferzeuger erfolgen, um Kernschmelzen zu vermeiden. Durch die Maßnahme des Abblasens über die Druckhalterventile wäre in diesem Fall mit großen Kernschäden bzw. Kernschmelzen zu rechnen.

In einer zweiten Variante für diesen Störfall wurde der Einfluß eines frühzeitig eingeleiteten Abfahrens mit 100 K/h und ebenfalls früheres Öffnen der Druckhalterabblaseventile untersucht. Der Temperaturanstieg der Brennstäbe ist deutlich geringer bis zum Zeitpunkt des Ansprechens der Druckspeicher. Es müssen auch in diesem Fall die Dampferzeuger bespeist werden, um die Einspeisung der ND-Systeme sicherzustellen.

Beim „Notstromfall“ wurde ebenfalls ein völliges Versagen der Bespeisung der Dampferzeuger unterstellt. Auch hier gelang der Nachweis, daß durch eine „Feed-and-Bleed-Fahrweise“ (kontrollierte primärseitige Druckentlastung über die Druckhalterabblaseventile und Leckageergänzung mit den Sicherheitseinspeisepumpen) der Reaktor so weit abgefahren werden kann, daß eine Übernahme der weiteren langfristigen Nachkühlung durch die Niederdrucksysteme möglich ist. Bild 5.20 zeigt den primärseitigen Druckverlauf für dieses Beispiel. In einem weiteren Fall konnte gezeigt werden, daß durch Wärmeabfuhr über die Kühler des Volumenregelsystems nach dem Ausdampfen der Dampferzeuger ein erheblicher Zeitgewinn erzielbar ist, bis durch eine Wiederinbetriebnahme der sekundärseitigen Bespei-

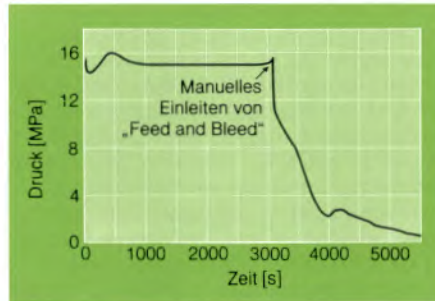


Bild 5.20: Verlauf des Primärdruckes beim Notstromfall mit Versagen der Dampferzeugerbespeisung und Einleiten von „Feed and Bleed“

sung das Abfahren des Reaktors eingeleitet werden muß. Diese zweite Maßnahme allein kann die Anlage also nicht in einen sicheren stabilen Zustand überführen, ermöglicht aber einen Zeitgewinn für andere durchzuführende Arbeiten.

An ausgewählten Beispielen konnte somit nachgewiesen werden, daß erhebliche Sicherheitsreserven in der Anlage existieren, deren Berücksichtigung zu einer weiteren Verminderung des Restrisikos durch den Betrieb kerntechnischer Anlagen führt.

W.-E. Büttner
Abt. Prozeßrechner

5.7 Werkzeuge zur Softwareprüfung – SOSAT

Seit über einem Jahrzehnt wird der Einsatz von Prozeßrechnern und Mikroprozessoren für Sicherheitsaufgaben in Kernkraftwerken diskutiert. Nach wie vor gestaltet sich jedoch der Sicherheitsnachweis für diese Systeme schwierig, wobei die Hauptproblematik im Bereich der Software liegt. Insbesondere Assemblerprogramme sind aufgrund ihrer maschinennahen Struktur einer Analyse schwer zugänglich. Die technischen Zwänge der – teilweise zeitkritischen – Echtzeitverarbeitung von Signalen und Meldungen im Kraftwerksprozeß erfordern aber den Einsatz von Prozessoren, die in Assembler programmiert sind.

Ziel des Vorhabens SOSAT (**S**oftware **S**afety **T**ools) ist es, Werkzeuge (Tools) zu entwickeln, welche die praktische Softwareprüfung von Assemblerprogrammen verschiedener Mikroprozessoren verbessern. Diese Werkzeuge sollen bisher manuell durchgeführte Routinearbeiten bei der statischen Programmanalyse automatisieren und dazu beitragen, die Softwareprüfung zu vereinheitlichen und effizient zu gestalten.

SOSAT ist ein gemeinsames Projekt des TÜV Norddeutschland, des Instituts für Energietechnik in Halden/Norwegen und der GRS; die Arbeiten werden vom BMFT gefördert.

Aufbau der Werkzeuge zur statischen Analyse von Assemblerprogrammen

Der Maschinencode beschreibt am genauesten den Algorithmus, der wirklich auf einem Prozessor abläuft, einschließlich aller Modifikationen, die möglicherweise nicht dokumentiert sind. Deshalb sollte die Analyse sicherheitsrelevanter Programme vom Maschinencode ausgehen. Um zu gewährleisten, daß die Analysewerkzeuge dennoch nicht zu sehr auf spezielle Prozessoren orientiert sind, sondern möglichst allgemein verwendbar bleiben, wird der prozessorspezifische Maschinencode in einem ersten Schritt von einem Disassembler in die prozessorunabhängige Assemblersprache CAL (**C**ommon **A**ssembly **L**anguage) umgesetzt. Erst auf die CAL-Darstellung des Maschinencodes wird dann ein statisches Analysewerkzeug (STAN) angewendet, das die Ana-

lyseergebnisse liefert. Dieses Vorgehen hat den Vorteil, daß die eigentliche Analyse allein von der prozessorunabhängigen Programmdarstellung in CAL ausgeht. Lediglich die Umsetzung vom jeweiligen rechner-spezifischen Maschinencode nach CAL bleibt rechnerabhängig. Bild 5.21 zeigt das Zusammenspiel der Werkzeuge zu einer derartigen statischen Analyse von Assemblerprogrammen.

Die prozessorunabhängige Assemblersprache CAL

Im Rahmen des Projekts wurde auf der Grundlage der Assemblersprachen des 8-Bit-Prozessors Z80, der 16-Bit-Prozessoren MC 68000 und INTEL 8086 sowie der 32-Bit-Prozessoren VAX und IBM Series-1 die prozessorunabhängige Assemblersprache CAL definiert. Die genannten Prozessoren stellen einen repräsentativen Querschnitt der Prozessoren dar, die heutzutage für Prozeßsteuerungen benutzt werden. Deshalb ist anzunehmen, daß auch der Befehlsvorrat anderer Prozessoren durch CAL abgedeckt werden kann.

CAL ist so flexibel gehalten, daß die vielen Detailunterschiede zwischen den Prozessoren, wie z. B. die Anzahl und Bedeutung der Statusanzeigen (Flags), berücksichtigt sind. Die Assemblerbefehle der einzelnen Prozessoren enthalten viele implizite Auswirkungen, beispielsweise auf die Belegung von Re-

gistern und Statusanzeigen. Gerade diese impliziten Auswirkungen müssen bei der Qualifikation von Programmen explizit berücksichtigt werden. Deshalb wurde CAL so definiert, daß implizite Auswirkungen von Befehlen explizit dargestellt sind. Die Darstellungen der einzelnen Befehle in CAL sind dadurch erheblich länger als die ursprünglichen Assemblerdarstellungen. Dies macht aber die späteren Analyseschritte einfacher, da keine impliziten Informationen berücksichtigt werden müssen. In HWR 140¹⁾ ist die Syntax von CAL in Backus-Naur-Form beschrieben, die Semantik von CAL ist in PASCAL-ähnlicher Schreibweise erklärt.

Der Disassembler

Wie bereits in Bild 5.21 gezeigt, leistet der Disassembler die Umsetzung des prozessor-spezifischen Maschinencodes in die prozessorunabhängige Darstellung als CAL-Programm und ist somit prozessorabhängig. Um trotzdem eine gewisse Unabhängigkeit vom Prozessor zu erreichen, werden die prozessor-spezifischen Informationen in gleichartig strukturierte Tabellen eingetragen. Auf diese Weise können die Algorithmen, mit denen der Disassembler arbeitet, weitgehend prozessorunabhängig gehalten werden. Die Anpassung an einen neuen Prozessor reduziert sich damit im wesentlichen auf die Erzeugung neuer Tabellen.

Das statische Analysewerkzeug STAN

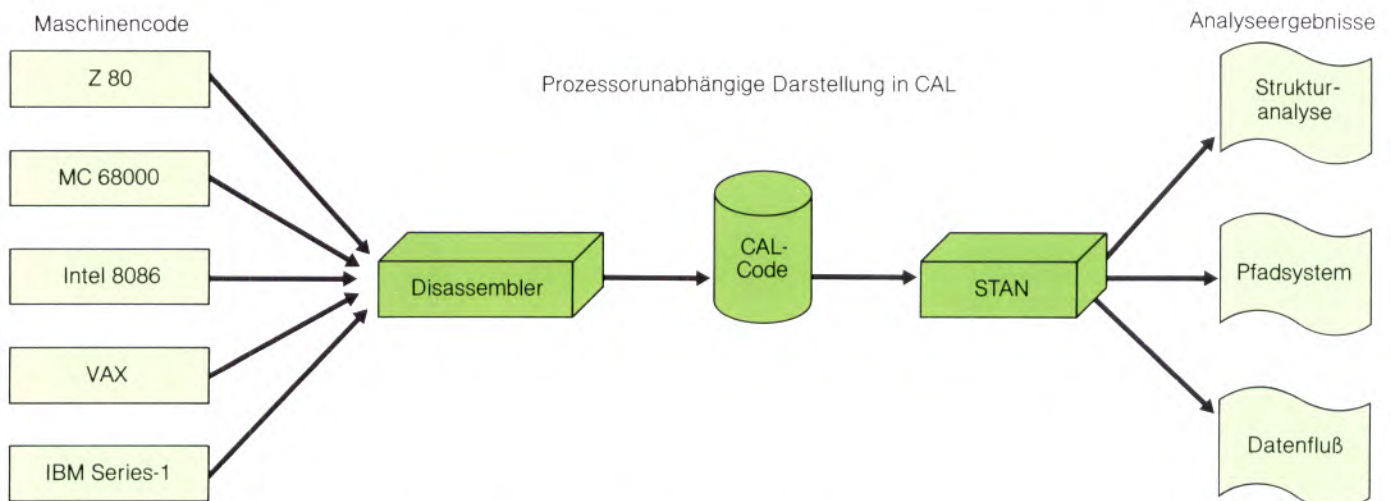
Die statische Analyse der vom Disassembler erzeugten CAL-Programme wird vom statischen Analysewerkzeug STAN ausgeführt. STAN ist ein in PL-1 geschriebenes Programmpaket. Bei dessen Entwicklung fließen Ergebnisse und Erfahrungen ein, die in der GRS bis 1982 bei der Herstellung eines Analysewerkzeugs für PEARL-Programme gewonnen wurden sowie Erfahrungen aus der Anwendung anderer statischer und dynamischer Analysewerkzeuge, wie z. B. VARSCAN, VARTHUR, TFORT und RXVP.

Die von STAN durchgeführten Untersuchungen lassen sich grob in drei Hauptgebiete gliedern:

• Strukturanalyse

Der CAL-Code wird von STAN in einen gerichteten Graphen umgesetzt. Die Knoten des Graphen sind Sequenzen von CAL-Anweisungen. Die Kanten beschreiben die Übertragung der Ausführungskontrolle zwischen den Knoten. Die Strukturanalyse dieses Graphen identifiziert alle Schleifen einschließlich ihrer Schachtelung. Jeder Schleife wird ein Subgraph zugeordnet. Die daraus resultierende Subgraphen-Hierarchie zeigt die

¹⁾ Dahll, G.:
Institut für Energietechnik, OECD Halden Reactor
Project, HWR 140



Struktur des CAL-Codes. Sie ist quasi die Darstellung des Quellcodes als strukturiertes Programm. Dies ist gerade für Programme, die in niederen Sprachen wie Assembler formuliert sind, eine wichtige Hilfe bei der Softwareprüfung.

● Pfadsystem

Die im allgemeinen unendliche Menge aller Pfade eines Graphen läßt sich in endlicher Form nur durch ein formales System beschreiben. STAN ermittelt ein derartiges formales System (Chomsky-2-Grammatik) zur Beschreibung aller Pfade des Kontrollflußgraphen. Die Chomsky-2-Grammatik besteht aus einer endlichen Menge von Pfadstücken und einem Satz von Regeln, wie diese Pfadstücke zu kombinieren sind. Sie ermöglicht es, einzelne Programmpfade anzusprechen und deren Pfadprädikate zu bestimmen, wodurch die Erzeugung von Testdaten unterstützt wird.

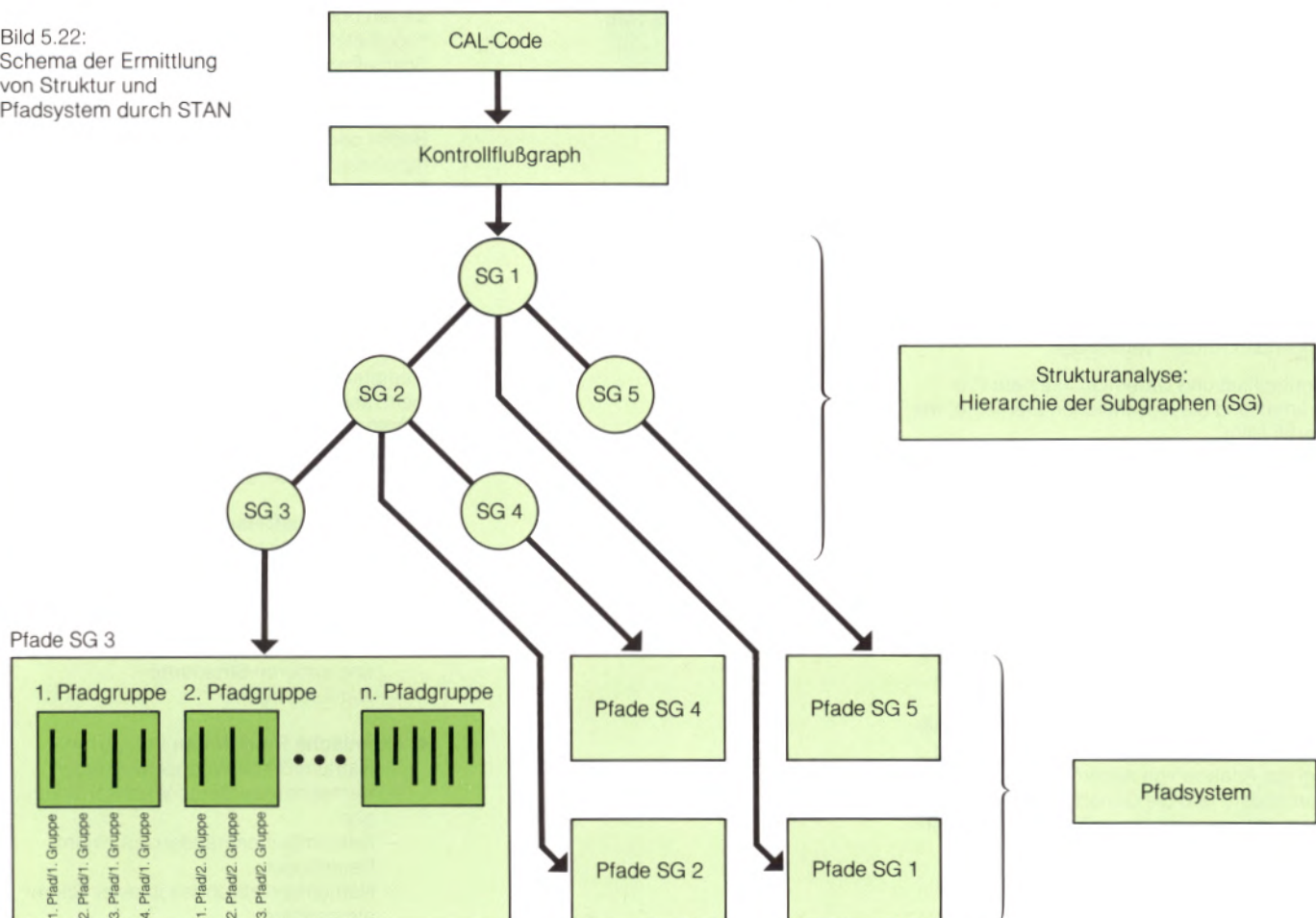
Darüber hinaus trägt STAN durch Berechnung einer minimalen C1-Überdeckung dazu bei, mit einer geringen Anzahl von Testläufen eine C1-Überdeckung des analysierten Codes zu erzielen. Die minimale C1-Überdeckung ist die kleinstmögliche Menge von Pfaden, mit der Eigenschaft, daß jede Kante des Kontrollflußgraphen mindestens einmal in ihr enthalten ist.

● Datenfluß

Abhängigkeiten zwischen den Variablen eines Programms sind Gegenstand der Datenflußanalyse. STAN erstellt Datenbäume für ausgewählte Variable. Die Datenbäume beschreiben, wie diese Variablen von den übrigen Größen des Programms abhängen. Diese bereits für sich wichtige Analyseinformation hilft auch bei der Herleitung von Testdaten, die für eine nachfolgende dynamische Analyse (Programmtests) von Bedeutung sind.

Bild 5.22 zeigt schematisch, wie STAN die Struktur und das Pfadsystem ermittelt. Aus dem CAL-Code wird der Kontrollflußgraph erstellt und aus diesem die Hierarchie der Subgraphen SG1 bis SG5, wobei jeder Subgraph einer Schleife entspricht. Für den Subgraphen SG3 ist die Aufteilung seiner Pfade in „syntaktisch äquivalente“ Gruppen 1 bis n dargestellt. Jede dieser Gruppen enthält dann eine gewisse Anzahl von Pfaden. Entsprechend wird mit den anderen Subgraphen verfahren.

Bild 5.22:
Schema der Ermittlung
von Struktur und
Pfadsystem durch STAN



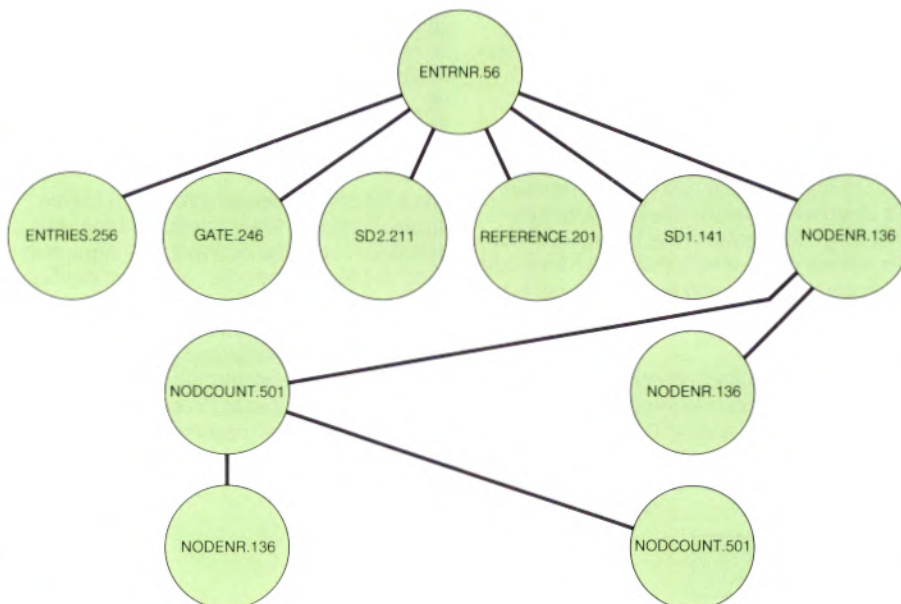


Bild 5.23: Beispiel eines Datenbaums

Bild 5.23 ist das Beispiel eines Datenbaums. In jedem Knoten ist der symbolische Name des Objekts (Variable, Konstante u. a.) und, durch einen Punkt getrennt, die interne Nummerierung des Objekts angegeben. Zur Bildung des Werts der Variablen 'ENTRNR' werden die Werte der Objekte in den nachfolgenden Knoten verwendet.

Kontrollfluß und Datenfluß in einem Programm sind die wesentlichen Elemente, mit deren Hilfe

- Teilfunktionen, die ein Programm ausführt, und
 - Testdaten
- ermittelt werden können.

Die automatische Ermittlung von Teilfunktionen und Generierung von Testdaten ist mit diesen Werkzeugen nicht möglich, so daß weiterhin der Sachverständige zur Durchführung der Softwareprüfung notwendig sein wird. Jedoch werden die beschriebenen Werkzeuge den Prüfenden von fehleranfälliger Routinearbeit entlasten, den Aufwand bei der Analyse von Assemblerprogrammen vermindern und die Genehmigungspraxis für Assemblerprogramme in Teilbereichen vereinheitlichen.

5.8 Analysen zu Unfallabläufen innerhalb des Containments natriumgekühlter Reaktoranlagen

Während für Kernkraftwerke im Genehmigungsverfahren die Beherrschung von Störfällen nachgewiesen wird, dient die Sicherheitsanalyse der Untersuchung seltenerer Ereignisse (Unfälle) und deren Konsequenzen dazu, ein Maß für Ausgewogenheit und Angemessenheit zusätzlicher Sicherheitsbarrieren zu erhalten. In diesem Rahmen werden in der GRS Analysen des Containmentverhaltens natriumgekühlter Reaktoranlagen nach hypothetischen Unfällen durchgeführt. Eine charakteristische Ausgangssituation für solche Untersuchungen kann z. B. eine große Natriumleckage darstellen oder sie kann sich nach folgendem hypothetischen Störfallablauf ergeben: Schmelzen des Reaktorkerns und Versagen des Reaktortanks führen dazu, daß Natrium und geschmolzenes Kernmaterial auf den Boden der Reaktorhalle gelangen, wobei durch die Nachzerfallsleistung dort zusätzliche Wärme freigesetzt wird.

Physikalische Einzelphänomene im Containment

Die Untersuchung der Folgen eines solchen unterstellten Ereignisses für das Containment, seine thermischen und mechanischen Belastungen sowie das Verhalten freigesetzter radioaktiver Stoffe muß die nachfolgenden Einzelphänomene berücksichtigen:

- **Nachwärmefreisetzung** innerhalb einer Schmelze aus Natrium und Kernmaterial mit
 - Aufheizung von Boden- und Wandstrukturen
 - thermischer Zerstörung von Beton und anderen Strukturen
 - Natriumsieden
- **chemische Reaktionen** in Form von
 - Natrium/Beton-Wechselwirkungen
 - Kernschmelze/Beton-Wechselwirkungen
 - Natriumlachenbränden auf einem Raumboden
 - Natriumspritzbränden in einer Raum-atmosphäre

- **Aerosolverhalten** mit
 - Transport
 - Agglomeration
 - Ablagerung
 - Wärmefreisetzung durch mitgeführte Spaltprodukte
- **Spaltproduktverhalten** mit
 - radioaktivem Zerfall
 - Transport und Ablagerung
 - Wärmefreisetzung
- **Thermodynamik der Raumatmosphäre**, d. h.
 - Druck- und Temperaturverhalten
 - Wärmetransport von und zu Strukturen
 - Energiezu- und -abfuhr durch Strömung
 - Rekondensation verdampften Kühlmittels
 - Wärmeaustausch mit Aerosolen

Bild 5.24 zeigt die wichtigsten gegenseitigen Einflüsse der angeführten Einzelphänomene noch einmal im Überblick.

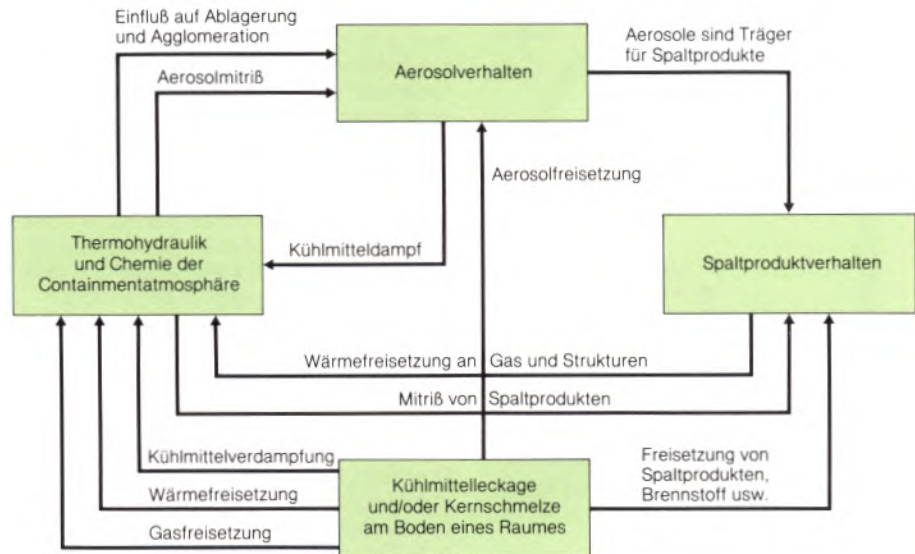


Bild 5.24: Kopplung der für das Containmentverhalten wichtigen Phänomene

Das Rechenprogramm CONTAIN

Die ursprünglichen Rechenprogramme zum Containmentverhalten bei Stör- und Unfällen berücksichtigen primär die thermohydraulischen Vorgänge, um eine sachgemäße Auslegung gegen Druck- und Temperaturbelastungen zu gewährleisten. Daneben existiert eine Reihe von Rechenprogrammen zum Problembereich weiterer Einzelphänomene wie zur Natriumchemie oder zum Aerosolverhalten. Um nicht die gegenseitigen Einflüsse bei den Untersuchungen zu den einzelnen Phänomenen sehr konservativ, aber unphysikalisch zu behandeln, sondern um möglichst realitätsnahe Ergebnisse zu erhalten, setzt die GRS das von den SANDIA National Laboratories/USA (SNL) entwickelte Rechenprogramm CONTAIN ein. Damit können die oben aufgeführten Vorgänge einschließlich ihrer gegenseitigen Beeinflussung berechnet werden. Das Programm besteht zum Teil aus eigens erstellten Segmenten, zum Teil werden aber bewährte Modelle zur Beschreibung von Einzelphänomenen integriert, z. B. SOFIRE und NACOM für Natriumbrände, MAEROS für Aerosolverhalten oder SLAM für Natrium/Beton-Wechselwirkungen.

Da von SNL bisher nur insbesondere wassergekühlte Reaktoren betreffende Teile des Programms verifiziert worden sind, müssen zur Erreichung des Ziels „Analyse des Containmentverhaltens nach SBR-Unfällen“ noch einige Zwischenschritte bearbeitet werden. Die laufenden Arbeiten bei der GRS zu CONTAIN umfassen Verifikationsrechnungen zu Ergebnissen anderer Programme und zu publizierten Experimenten sowie Modifikationen und Ergänzungen, die die folgenden SBR-spezifischen Phänomene betreffen:

- Wasserdampffreisetzung aus erwärmtem Beton,
- Ablassen einer Natriumleckage in einen Nachbarraum,
- Anpassen des Natriumbrandmodells an neuere Experimente,
- Einbau eines GRS-Modells zur Beschreibung der Natrium/Beton-Wechselwirkung für Kiesbeton,
- Modellierung eines Störfallfortluftsystems.

Nach Abschluß dieser Änderungsschritte werden für die Sicherheitsanalyse der SBR-Poollinie die entsprechenden Rechnungen zum integralen Verhalten des Containments bei und nach Unfällen durchgeführt.

Berechnungsbeispiel

Für das Clinch-River-Projekt wurden von SNL die Folgen eines hypothetischen Unfalls mit Kernschmelzen und Versagen des Reaktortanks untersucht. Bild 5.25 zeigt das Prinzip des untersuchten Containments mit einem zylindrischen Sicherheitsbehälter aus Stahl und halbkugelförmigem oberem Abschluß sowie die Reaktorhalle unterhalb der Reaktorhalle mit einer dauernd offenen Verbindung zu einem Nebenraum, die beide bis auf einen geringen Restsauerstoffgehalt mit Stickstoff gefüllt sind. Auf dem Boden der Reaktorhalle befindet sich eine Natriumlache. Der Kern gibt seine Nachzerfallsleistung an das Natrium ab, das sich mit dem Restsauerstoff in einer exothermen Reaktion chemisch verbindet. Zusätzlich wird angenommen, daß für kurze Zeit infolge des Druckaufbaus im Tank ein Natriummassenstrom durch den Reaktordeckel in die Reaktorhalle gelangt und dort einen Natriumspritzbrand bewirkt.

In der Reaktorhalle und im Nebenraum steigt der Druck aufgrund der Temperaturerhöhung durch die Wärmefreisetzung aus der Lache und infolge des Natriumbrandes auf

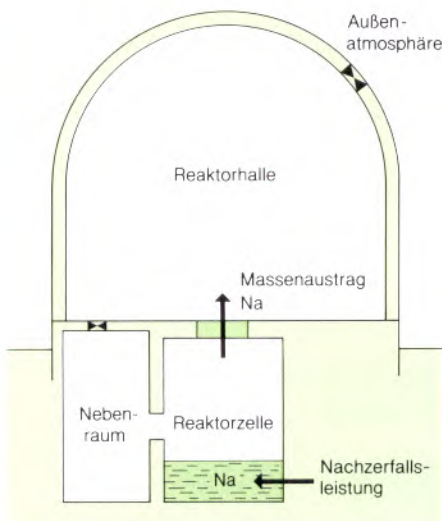


Bild 5.25: Prinzipskizze des Rechenmodells

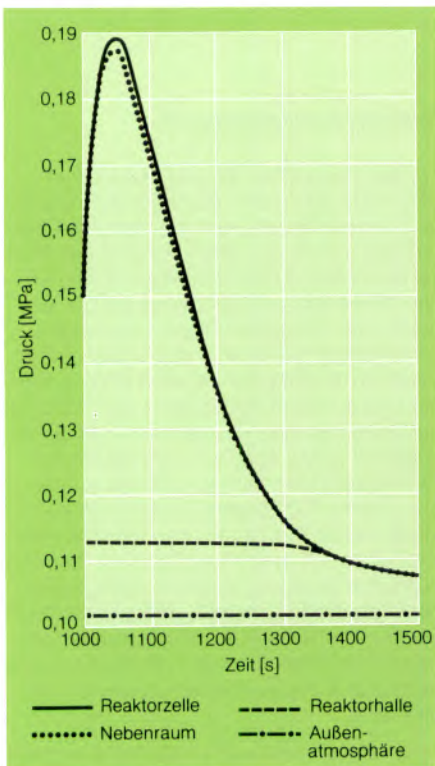


Bild 5.26: Druckverlauf in den verschiedenen Raumbereichen

etwa 0,19 MPa (Bild 5.26). Die Begrenzung erfolgt durch Öffnen einer Berstscheibe zwischen Nebenraum und Halle bei einem Differenzdruck von ca. 0,07 MPa. Der Natriumspritzbrand in den ersten Sekunden läßt den Druck in der Reaktorhalle auf einen Maximalwert von 0,114 MPa ansteigen. Dieser Anstieg ist wegen des gewählten Zeitmaßstabes dem Bild 5.26 nicht zu entnehmen. Das Entlastungsventil zur Außenatmosphäre öffnet sich bei Erreichen des Differenzdruckes von 0,01 MPa und begrenzt den Druckanstieg. In der Reaktorzelle steigt durch die ständige Wärmefreisetzung die Gastemperatur kontinuierlich an. Im Nebenraum fällt sie nach Erreichen des Maximums von 450 K wieder ab, weil die Wärmezufuhr durch heißes Gas aus der Reaktorzelle aufgrund des Druckausgleichs kleiner ist als die Wärmeabfuhr durch die Temperaturabsenkung aus der Entspannungsströmung in die Reaktorhalle (Bild 5.27). Als Beispiel für berechnete Strukturmaterialtemperaturen zeigt Bild 5.28 die Temperaturverläufe in der Trennwand zwischen Reaktorzelle und Nebenraum zu verschiedenen Zeitpunkten, wobei die Genauigkeit wesentlich von der gewählten Node-Einteilung abhängt: Nur bei sehr feiner Einteilung wird die Temperaturüberhöhung der obersten Betonschichten deutlich. In Bild 5.29 ist der Aufbau des Inventars an Reaktionsprodukten (Natriumoxiden) aus der Verbrennung von Natrium in den vier Raumbereichen dargestellt. Insbesondere fällt hier der aufgrund der Druckausgleichsströmung parallel zur Reaktorzelle, dann aber nach Öffnen der Berstscheibe wegen der Druckentlastung mit Abtransport von Reaktionsprodukten langsamer ansteigende Natriumoxidgehalt im Nebenraum auf.

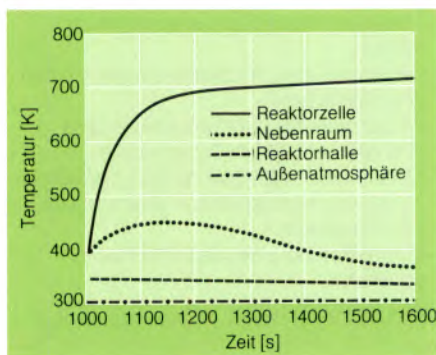


Bild 5.27: Verlauf der Gastemperatur in den verschiedenen Raumbereichen

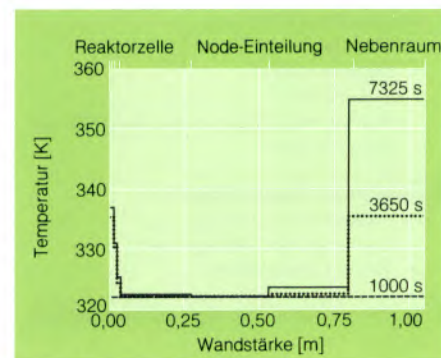


Bild 5.28: Temperaturprofile in der Trennwand zwischen Reaktorzelle und Nebenraum zu verschiedenen Zeiten

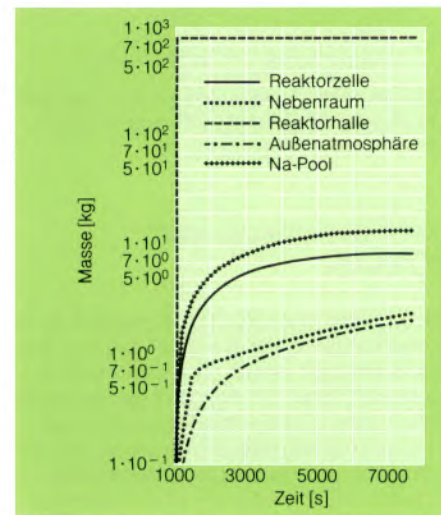


Bild 5.29: Na-Reaktionsprodukte in den verschiedenen Raumbereichen und im Na-Pool

Anhand dieses vom Programmhersteller berechneten Beispiels und dessen Reproduktion auf der GRS-Anlage konnte die erfolgreiche Implementierung von CONTAIN gezeigt werden. Daneben wurden erste Fehler in den physikalischen Modellen und in der Programmierung beseitigt, so daß auch ohne die geplanten Veränderungen und Erweiterungen des Programms schon heute ein für weite Bereiche von Störfalluntersuchungen einsetzbares Werkzeug zur Verfügung steht.

T. Grotkamp, J. Langhans
Abt. Auslegung

5.9 Erstellung einer Anlagendatensammlung zur Unterstützung von Störfallanalysen

Für die verschiedenen Analysenbereiche des Betriebs- und Störfallverhaltens von Kernkraftwerken wurden in der GRS Rechenprogramme entwickelt und seit Jahren in zahlreichen Untersuchungen eingesetzt.

Zur Analyse des Anlagenverhaltens bei Störfällen sind dies die Rechenprogramme:

- ALMOS
ein Anlagenmodell für Siedewasserreaktoren zur Analyse von Transienten
- ALMOD
ein Anlagenmodell für Druckwasserreaktoren zur Analyse von Transienten
ALMOD 3 mit vorgegebener Primärkreiseinteilung
ALMOD 4 mit modularem Netzwerk und erweitertem Modellumfang
- DRUFAN
ein Systemcode für Leichtwasserreaktoren zur Analyse von Kühlmittelverluststörfällen mit großen und kleinen Bruchquerschnitten und von Transienten insbesondere mit ausgeprägter Phasenseparation
- QUABOX/CUBBOX-HYCA
ein dreidimensionales Kernmodell zur Analyse der Leistungsverteilung und des Reaktivitätszustandes von Reaktorkernen einschließlich der thermohydraulischen Rückwirkungen

Die Rechenprogramme sind durch Nachrechnung von Inbetriebsetzungsversuchen und aufgetretenen Störfällen in Reaktoranlagen, durch Auswertung von Experimenten (Integral- oder Einzeleffektversuche) und Benchmarkproblemen in ihrem jeweiligen Anwendungsbereich abgesichert. Sie werden in zahlreichen Untersuchungen benutzt und auch für Störfallanalysen im Rahmen des Genehmigungsverfahrens eingesetzt.

Der Einsatz dieser Rechenprogramme erfordert stets eine längere Vorbereitungszeit, denn die Beschaffung und Aufbereitung der erforderlichen Eingabedaten kann mehrere Wochen bis Monate dauern. Die analytische Auswertung der besonderen Vorkommnisse in Reaktoranlagen, also die vertiefte Nutzung der Betriebserfahrung, und auch die kurzfristige Durchführung von Analysen für spezielle Fragestellungen erfordern die Bereitstel-

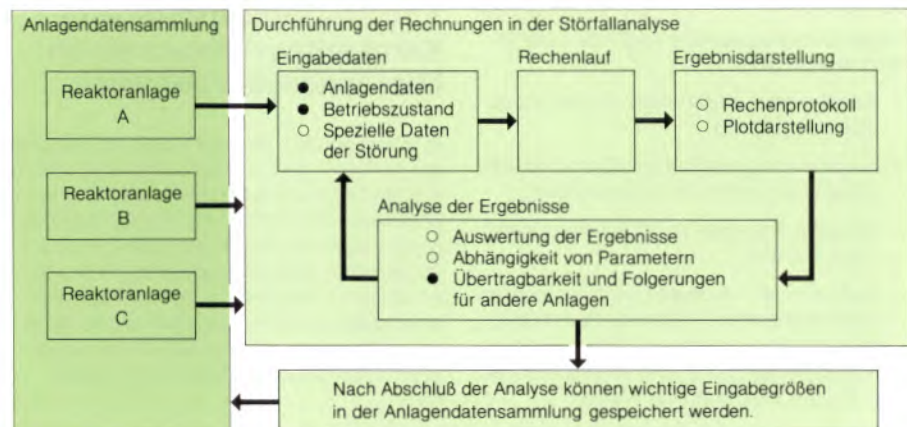


Bild 5.30: Zuordnung der Anlagendatensammlung zu den Arbeitsschritten einer Störfallanalyse

lung und laufende Aktualisierung der Eingabedaten für diese Rechenprogramme. Aus diesem Grund wurde im Rahmen von BMI-Vorhaben mit der Erstellung einer Anlagendatensammlung begonnen, wobei auch auf die bereits vorliegenden Informationen aufgebaut werden konnte.

Die Zuordnung dieser Anlagendatensammlung zu den verschiedenen Schritten einer Störfallanalyse ist in Bild 5.30 als Punkte bzw. Kreise dargestellt. Die Punkte markieren diejenigen Teilschritte, in denen die Anlagendatensammlung genutzt werden kann.

Die Rechnungen für die Störfallanalyse werden durch die Bereitstellung eines aufbereiteten Eingabedatensatzes für die jeweilige Reaktoranlage unterstützt, so daß für die Rechnungen nurmehr die problemspezifischen Daten zu ergänzen sind. Die gewohnte Arbeitsweise bei der Durchführung von Analysen mit dem direkten Zugriff auf die Eingabedaten für Parametervariationen ist nach dem Entladen aus der Anlagendatensammlung weiterhin möglich. Für die Bewertung der Ergebnisse, insbesondere hinsichtlich der Übertragbarkeit auf andere Anlagen, ergeben sich zusätzliche Vorteile, da entsprechende Berechnungen aufgrund der vorbereiteten Eingabedaten für unterschiedliche Reaktoranlagen kurzfristig möglich sind und bestimmende Parameter aus einer Analyse für die verschiedenen Reaktoranlagen leicht verglichen werden können.

Die Speicherung und Verwaltung der Daten erfolgt durch das Datenbankmanagement-

system SYSTEM 2000, das in der GRS seit mehreren Jahren eingesetzt wird. Für die spezielle Anwendung wurden Dialogprogramme für die einzelnen Benutzerfunktionen erstellt. Eine Beschreibung zum Einsatz dieser Funktionen ist in Help-Panels der Bildschirmprogramme integriert und liegt als Benutzeranleitung vor.

Die Struktur der Anlagendatensammlung und die hierarchische Definition der Datenspeicherung sind in Bild 5.31 dargestellt. Sie folgen damit dem Aufbau eines Eingabedatensatzes und bieten gleichzeitig die Möglichkeit, zusätzliche Informationen zu speichern.

Ebene 1	Reaktoranlage und Rechenprogramm
Ebene 2	Variable mit einer Beschreibung der – Bedeutung – Programmzuordnung – Systemzuordnung – wesentlichen Abhängigkeiten – Dokumentation
Ebene 3	Wert mit einer Beschreibung der Bedingungen für Wertbestimmung

Bild 5.31: Struktur der Anlagendatensammlung

Für die Speicherung und den Zugriff auf die Datensammlung werden folgende Funktionen bereitgestellt:

- Eingabe oder Änderung einzelner Variablen oder Werte;
- Eingabe von vollständigen Eingabedatensätzen oder auch von Ausschnitten;
- Ausgabe einzelner Variablen mit zugehörigen Werten;
- Auswahl von Variablen und ihren Werten nach bestimmten Kriterien, die im Dialog definiert werden können. Diese Funktion ermöglicht die Erstellung von Datenlisten, z. B. zum Vergleich von Werten;
- Erstellung eines vollständigen Eingabedatensatzes für einen Rechenlauf;
- Eingabedatenbeschreibungen für die unterstützten Rechenprogramme sind in das System integriert. Dadurch können vollständig dokumentierte Eingabedatensätze erstellt werden.

Der Einsatz des rechnergestützten Systems ist nicht auf die genannten Rechenprogramme beschränkt, sondern es können leicht weitere Rechenprogramme integriert werden.

Die Anlagendatensammlung bietet folgende Vorteile:

- Es stehen Eingabedatensätze für die Analyse von Transienten und Kühlmittelverluststörfällen bereit, so daß kurzfristige Analysen möglich sind.
- Die Erfahrung mit dem Einsatz der Rechenprogramme aus Nachrechnungen, die z. B. zur korrekten Modellierung eines Teilsystems führen kann, wird an einer zentralen Stelle gesammelt.
- Die aufbereiteten Eingabesätze können durch ihre zusätzliche Dokumentation über längere Zeit einsatzbereit gehalten werden. Bei Änderungen in der Reaktoranlage oder der Weiterentwicklung der Rechenprogramme können die erforderlichen Anpassungen durchgeführt werden.

Die Anlagendatensammlung wird in Zukunft weiter vervollständigt und die vorliegenden Datensätze werden dem aktuellen Stand in den Reaktoranlagen angepaßt.

5.10 Strahlenexposition des Kernkraftwerkpersonals im internationalen Vergleich

In allen Ländern, die eine intensive Nutzung der Kernenergie betreiben, zeigt sich bezüglich der beruflichen Strahlenexposition ein ähnliches Bild: Der auf die Kernenergienutzung entfallende Anteil der Kollektivdosis aller beruflich strahlenexponierten Personen ist erheblich, wenn nicht dominierend. Für die Bundesrepublik Deutschland beträgt er beispielsweise in den letzten Jahren etwa 50%, in anderen Ländern zum Teil über 80%.

Ein Blick auf die Ursachen und die Verteilung der beruflichen Strahlenexposition in Kernkraftwerken erfaßt daher in der Regel den wesentlichen Beitrag zur Gesamtheit der berufsbedingten Dosisaufnahme.

Die Mittelwerte der Jahreskollektivdosen in deutschen Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren sind in Bild 5.32 wiedergegeben. Die mit Kreisen markierte Kurve läßt die Strahlenexpositionen durch die einmaligen umfangreichen Nachrüstmaßnahmen in vier deutschen Siedewasserreaktoren unberück-

sichtigt, da sie wenig typisch für den normalen betrieblichen Ablauf in Kernkraftwerken sind. Ohne diese Nachrüstmaßnahmen ergibt sich über die zurückliegenden zehn Jahre betrachtet ein relativ konstanter Verlauf der mittleren Jahreskollektivdosis pro Anlage.

Dieser relativ konstante Verlauf überdeckt jedoch eine Entwicklung, die aus Bild 5.33 deutlich wird. Hier sind die Mittelwerte der Kollektivdosis der amtlichen Dosisüberwachung für die Jahre 1969 bis 1984 dargestellt, außerdem wird zwischen der Dosis für das Eigen- und Fremdpersonal unterschieden.

Das ständig gestiegene Arbeitsvolumen, hauptsächlich durch den erhöhten Umfang der wiederkehrenden Prüfungen sowie durch mehr oder weniger aufwendige Nachrüstmaßnahmen, war mit dem kraftwerkseigenen Personal alleine nicht mehr zu bewältigen. Für die planbaren, dosisintensiven Arbeiten, insbesondere während der Revision, mußte daher verstärkt Fremdpersonal herangezogen werden.

Dem Eigenpersonal fielen aufgrund dieser Entwicklung in größerem Umfang Überwachungsaufgaben, wie Anleitung, Aufsicht

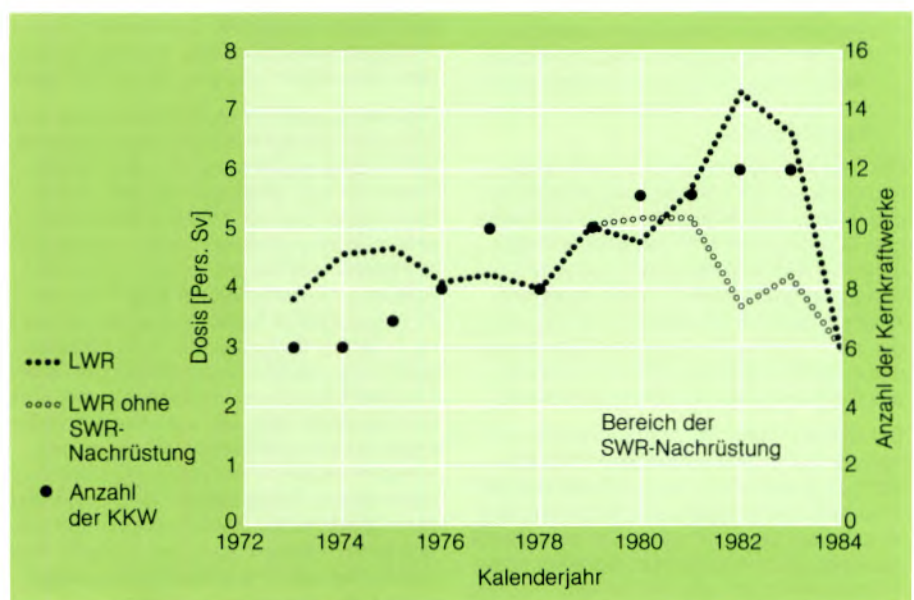


Bild 5.32: Mittlere Jahreskollektivdosis pro Leichtwasserreaktor in der Bundesrepublik Deutschland

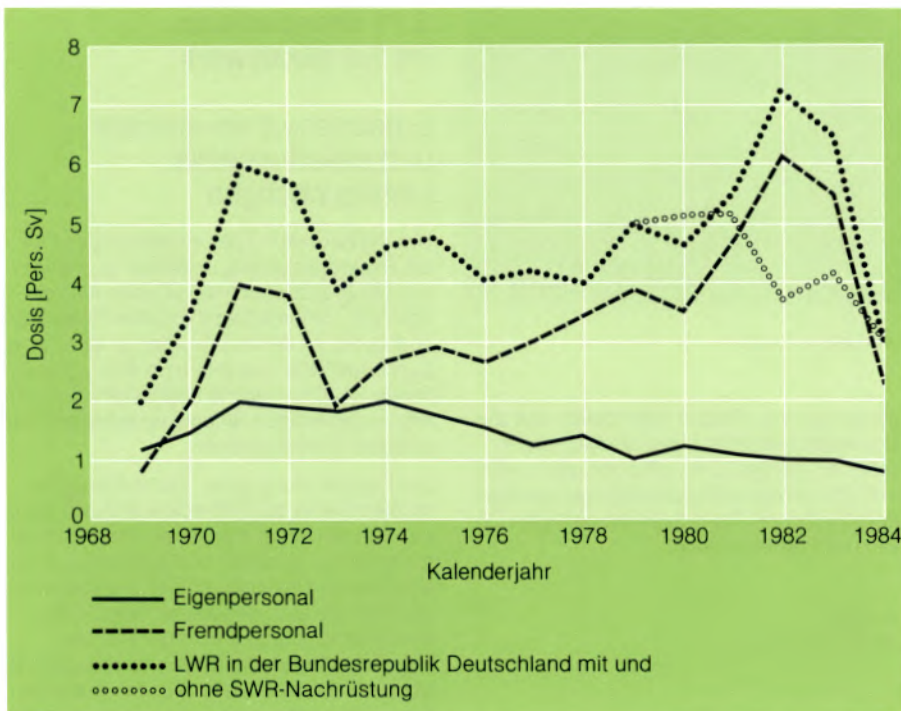


Bild 5.33: Aufteilung der mittleren Jahreskollektivdosis auf Eigen- und Fremdpersonal

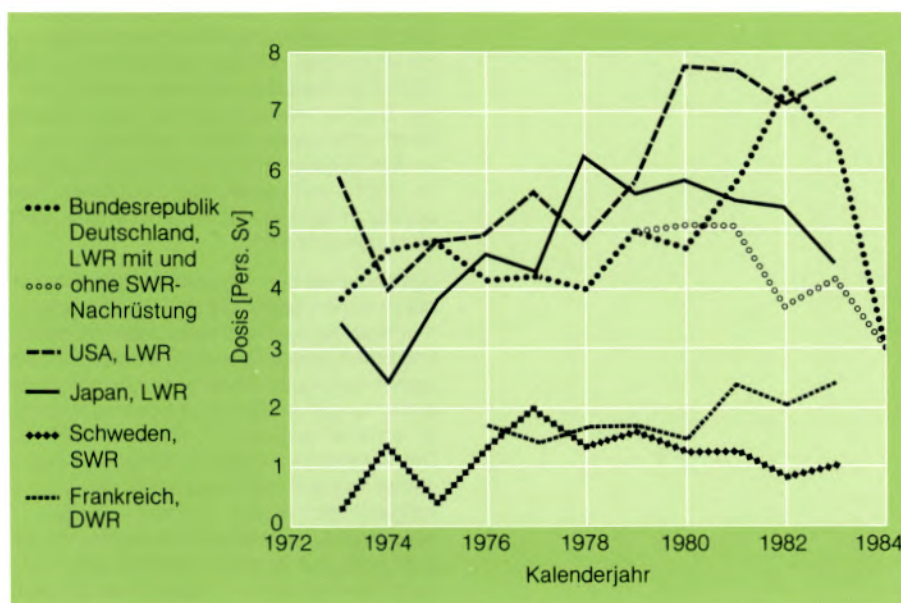


Bild 5.34: Mittlere Jahreskollektivdosis aus Kernkraftwerken in verschiedenen Ländern

oder Koordination, zu, die weniger dosisin-
 tensiv sind. Hinzu kommt, daß die Betreiber
 bestrebt sind, für das eigene Personal eine
 Dosisreserve für die restliche Betriebszeit
 des Jahres zu schaffen.

Während vor 1969 die mittlere Kollektivdosis
 für das Fremdpersonal noch unter 1 Sv und
 unter dem Mittelwert für das Eigenpersonal
 lag, ist daher seit 1970 die mittlere Kollektiv-
 dosis für das Fremdpersonal stets höher als
 für das Eigenpersonal. Der Rückgang der
 mittleren Kollektivdosis für das Eigenperso-
 nal von 2 Sv zwischen 1971 und 1974 auf
 Werte um 1 Sv Anfang der achtziger Jahre
 ist zum Teil auf die erwähnte Dosisverlage-
 rung auf Fremdpersonal zurückzuführen,
 zum Teil aber auch darauf, daß die seit 1979
 in Betrieb gegangenen neueren Anlagen
 deutlich geringere Kollektivdosen als die Alt-
 anlagen aufweisen. Letzteres erklärt auch
 den relativ schwachen Anstieg der mittleren
 Kollektivdosis für das Fremdpersonal auf et-
 was über 6 Sv im Jahr 1982, nachdem schon
 1972 fast 4 Sv erreicht wurden.

Einen Vergleich der für die Bundesrepublik
 Deutschland aufgezeigten Tendenzen mit
 den internationalen Erfahrungswerten ent-
 hält Bild 5.34. Danach befindet sich die Bun-
 desrepublik Deutschland im mittleren Be-
 reich der in verschiedenen Ländern regi-
 strierten Erfahrungswerte. Eine kurze und
 daher nicht umfassende Analyse der Daten
 ergibt in etwa folgendes Bild:

- In den USA ist eine stetige Zunahme der
 mittleren Kollektivdosis erkennbar, die vor
 allem auf einen starken Anstieg der „spe-
 cial maintenance“-Arbeiten — das sind
 im wesentlichen Reparaturarbeiten — zu-
 rückzuführen ist. Anstrengungen zur Re-
 duzierung der Ortsdosisleistungen bzw.
 zur verstärkten Automatisierung werden
 erst in den letzten Jahren wirksam.
- In Japan wurden die vergleichbaren ne-
 gativen Erfahrungen schneller in Gegen-
 maßnahmen umgesetzt. Der sichtbare
 Erfolg überdeckt selbst noch einen ge-
 stiegenen Wartungs- und Inspektionsauf-
 wand.
- Die Entwicklung in der Bundesrepublik
 Deutschland wird beherrscht von einem
 seit Beginn der 70er Jahre enorm gestie-
 genen Prüfaufwand. Durch frühzeitige
 Gegenmaßnahmen blieb die Kollektivdo-
 sis zwar nahezu konstant. Es ist jedoch
 nicht zu vermeiden, daß im Vergleich zu

Land	Eigen-personal	Fremd-personal	Gesamt-personal	Bezugsjahr
BR Deutschland	0,29	0,22	0,23	1984
Frankreich	0,23	—	—	1984
Japan	0,16	0,33	0,31	1982
Schweden	0,30	0,24	0,26	1984
Schweiz	0,65	0,64	0,65	1983
USA	—	—	0,41	1983

Tabelle 5.2: Mittlere Personendosis in Kernkraftwerken [c Sv/a]

Ländern mit ähnlich intensiven Strahlenschutzbemühungen, aber geringerem Prüfumfang eine dem Aufwand entsprechende höhere Kollektivdosis zustande kommt.

- Der geringe Prüfaufwand, aber auch eine noch hohe Zahl erst kürzlich in Betrieb gegangener Anlagen mit niedrigen Ortsdosisleistungen erklärt die französischen Erfahrungswerte.
- Auch für Schweden gilt, daß die wiederkehrenden Prüfungen nicht vergleichbar extensiv wie in der Bundesrepublik betrieben werden. Eine sorgfältige Anlagenplanung hat darüber hinaus niedrige Ortsdosisleistungen und relativ geringe Reparaturanfälligkeit auch bei älteren Anlagen bewirkt.

Insgesamt gesehen sind die Strahlenschutzbemühungen in der Bundesrepublik Deutschland als qualitativ hochwertig im internationalen Vergleich einzustufen, zumal der hohe Prüfaufwand eine Reihe von Verbesserungen in der Anlagenauslegung hervorgerufen hat, die in anderen Ländern nicht für erforderlich gehalten werden. Hierzu sind z. B. die automatisierten Prüfvorrichtungen an Primärkreis Komponenten zu zählen.

Einen Überblick über die individuelle berufliche Strahlenexposition gibt Tabelle 5.2. Die im allgemeinen beobachtete deutliche Senkung der mittleren Personendosis des Kernkraftwerkpersonals gegenüber früheren Jahren geht auf eine verbesserte Anlagenauslegung, aber auch auf einen vermehrten Personaleinsatz zurück. Ein markanter Unterschied zwischen der mittleren Personendosis des Eigen- und Fremdpersonals ist nicht auszumachen. Die Unterschiede zwischen den einzelnen Ländern sind im großen und

ganzen gering. Festzuhalten bleibt, daß die Dosisgrenzwerte im Mittel deutlich unterschritten werden. Dies gilt auch dann, wenn man die strahlenschutzmäßig überwachten Personen ohne Dosis oder mit geringen Dosen nicht berücksichtigt.

W. Müller
Abt. Strahlenschutz

5.11 Brandschutz im Kernkraftwerk

Ergebnisse theoretischer und experimenteller Untersuchungen

Um die Bedeutung des Brandschutzes für die Reaktorsicherheit detailliert beurteilen und die Brandschutzmaßnahmen hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Relevanz optimieren zu können, wurden in einer vom Bundesminister des Innern in Auftrag gegebenen Studie mögliche Brandszenarien und ihre Auswirkungen für eine neuere Referenzanlage (DWR) analysiert.

Zur Durchführung einer solchen Analyse mußten Daten, zum Beispiel zur Zuverlässigkeit von aktiven und passiven Brandschutzmaßnahmen, ermittelt und Methoden, insbesondere zur Bestimmung der Brandwirkungen (Temperatur, gegebenenfalls Druck, Rauchentwicklung) entwickelt werden. Hierzu wurden weitgehend anlagenunabhängige Grundlagenuntersuchungen durchgeführt. Von besonderer Bedeutung war dabei die Weiterentwicklung eines Einraum-Mehrzonenbrandmodells zu einem Zweiraum-Mehrzonenbrandmodell, mit dem ein Ölbrand im Bereich der Hauptkühlmittelpumpen im Sicherheitsbehälter beschrieben und die Wirkungen im Brandraum und im übrigen Sicherheitsbehälter ermittelt werden konnten. Die Rechnungen ergeben für den Brandraum unter ungünstigen Randbedingungen im Anlagenraum mittlere Temperaturen von ca. 200°C und zeigen, daß die mittlere Temperatur im übrigen Sicherheitsbehälter 50°C nicht überschreitet.

Die theoretischen Arbeiten wurden ergänzt durch Experimente, die der Absicherung thermodynamischer Rechnungen dienen und Erkenntnisse über das Verhalten von Anlagenteilen, insbesondere von Brandschutzeinrichtungen im Brandfall oder bei dynamischer Belastung durch Erdbeben, lieferten. Der Vergleich von Rechenwerten aus Modellrechnungen mit entsprechenden Messungen in den Großversuchen — weitgehend originalmaßstäbliche Versuche mit Kabelbrandlasten in einem Kabelkanal und einem Kabelschacht — ergab in der Tendenz eine zufriedenstellende Übereinstimmung. Die Versuche zeigten weiterhin, daß bei den gewählten Brandlasten, auch unter ungünsti-

gen Randbedingungen, die im Kernkraftwerk eingesetzten Bauteile eine Brandübertragung verhindern konnten.

Die theoretischen und experimentellen Untersuchungen erfolgten unter Federführung der GRS in Zusammenarbeit mit anderen Institutionen. Der Schwerpunkt der GRS-Tätigkeiten lag bei der Entwicklung und Durchführung der risikoorientierten Brandgefahrenanalyse sowie bei der Ermittlung von Daten.

Ausgangspunkt für die Brandgefahrenanalyse war die Bestandsaufnahme der brandschutztechnischen Gegebenheiten (Brandlasten, geometrische Randbedingungen, Lüftungszustände sowie aktive und passive Brandschutzmaßnahmen) für alle relevanten Räume bzw. Raumbereiche des Referenzkernkraftwerks. Zur Reduzierung des Analyseaufwands wurde eine Raumauswahl anhand der Kriterien

- große Brandlast,
- Vorhandensein von Zündquellen,
- Vorhandensein von sicherheitstechnisch wichtigen Einrichtungen und
- Vorhandensein von radioaktivem Inventar

vorgenommen und folgende repräsentative Raumbereiche bestimmt:

- Reaktorgebäude-Innenraum
 - Ölbehälterraum für Hauptkühlmittelpumpe
 - Raumbereich der Hauptkühlmittelpumpen
 - Kabelverteilung im Sicherheitsbehälter
- Reaktorgebäude-Ringraum
 - Kabelschacht mit angrenzendem Flutbehälterraum
 - Kabelverteilung im Ringraum; Ebene + 16 m
 - Kabelverteilung (Kabelkanäle); Ebene + 9 m
- Reaktorhilfsanlagegebäude
 - Bereich Feststoffpresse/Lager
- Schaltanlagegebäude
 - Kabelverteilung unterhalb der Warte
- Notstromdieselgebäude
 - Dieselölbehälterraum
- Rohr- und Kabelkanal
 - Kabelkanal zwischen Reaktorgebäude und Notspeisegebäude

Die Beurteilung der Brandgefahr erfolgt raumweise mittels zeitabhängiger brandspe-

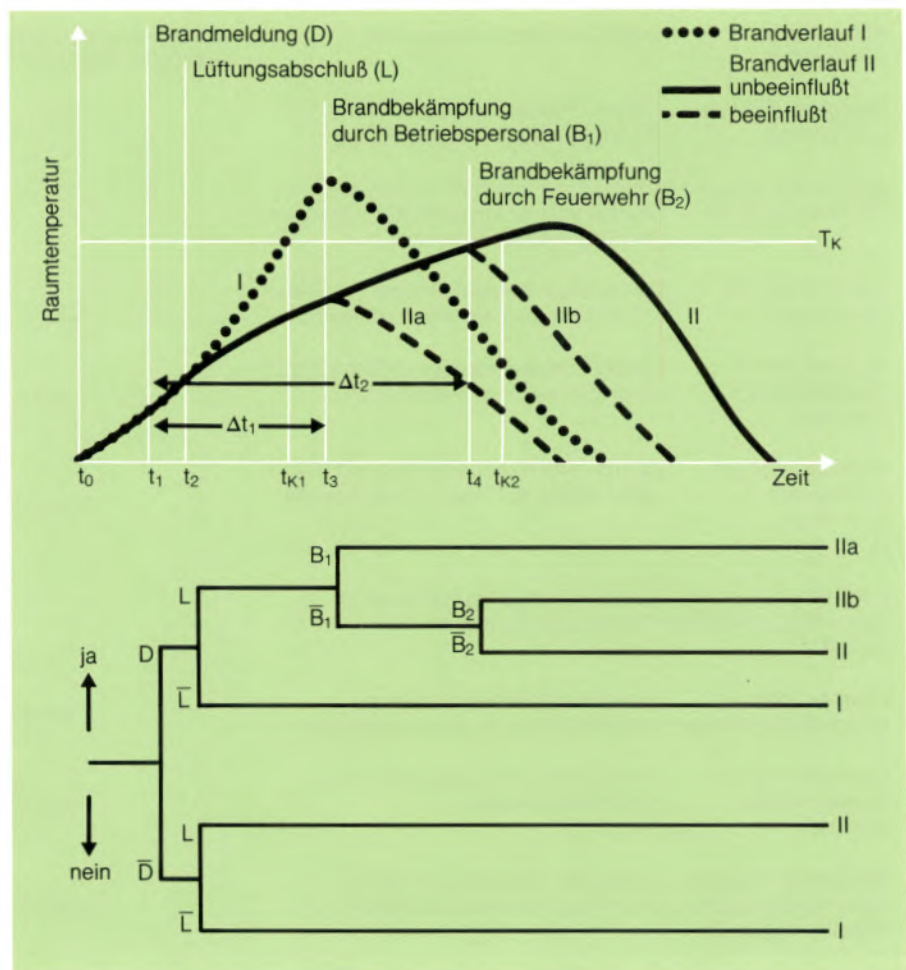


Bild 5.35: Brandverlauf (Raumtemperatur) und schematische Darstellung möglicher Ereignisabläufe

zifischer Ereignisablaufdiagramme. Bild 5.35 zeigt ein vereinfachtes Modell für einen Brandverlauf und das zugehörige Ereignisablaufdiagramm.

Zum Zeitpunkt t_0 entsteht ein Brand im betrachteten Raum. Zum Zeitpunkt t_1 erfolgt mit der bedingten Wahrscheinlichkeit D eine Brandmeldung. In Abhängigkeit vom Erfolg des Lüftungsabschlusses (L) zum Zeitpunkt t_2 ergeben sich die beiden möglichen Brandverläufe I und II. Im Raum befindet sich eine Komponente, die bei einer Raumtemperatur $\geq T_K$ versagt. Sie fällt beim unbeeinflussten Brandverlauf I zum Zeitpunkt t_{K1} , beim unbeeinflussten Brandverlauf II zum Zeitpunkt t_{K2}

aus. Eine Brandbeeinflussung kann nach einer Verzugszeit Δt_1 zum Zeitpunkt t_3 mittels manueller Brandbekämpfung durch das Betriebspersonal erfolgen. Für den Brandverlauf I kommt diese Maßnahme zu spät, da die Komponente zu diesem Zeitpunkt bereits ausgefallen ist. Beim Brandverlauf II führt die Brandbekämpfung zum Zeitpunkt t_3 in Abhängigkeit von der Wahrscheinlichkeit des Löscherfolgs (B_1) zu einer Reduzierung der Raumtemperatur, so daß die kritische Raumtemperatur T_K nicht erreicht wird. Nach einer Verzugszeit Δt_2 erfolgt zum Zeitpunkt t_4 die Brandbekämpfung durch die Feuerwehr.

Ausgewählter Raumbereich	Kritische Ereignisablaufpfade	Ausfall einzelner Redundanzen von Teilen des Sicherheitssystems	Maximale Häufigkeit pro Jahr; zeitabhängige Rechnungen
Ölbehälterraum im Containment	Brand Ölbehälterraum mit Brandübertragung auf Kabelverteilung	1 von 4	$4 \cdot 10^{-4}$
Bereich der Hauptkühlmittelpumpen	Brand einer Hauptkühlmittelpumpe mit Ausfall aller elektrischen Einrichtungen (4 HKP) in diesem Bereich	— ¹⁾	$1 \cdot 10^{-3}$
Kabeltrassen im Containment	Brand einer Kabelredundanz mit Brandübertragung auf Nachbarredundanz	2 von 4	$4 \cdot 10^{-4}$
Kabelschacht im Reaktorgebäude-ringraum	Brand im Kabelschacht und temperaturbedingter weiterer Kabelausfall	2 von 4	$1 \cdot 10^{-5}$
Kabelverteilungen im Ringraum a) + 16 m b) + 9 m	Brand einer Kabelredundanz mit Brandübertragung auf Nachbarredundanzen	2 von 4	a) $5 \cdot 10^{-4}$ b) $8 \cdot 10^{-6}$
Konditionierung und Lagerung radioaktiver Abfälle	Umfassendes Schadensfeuer im Bereich der Abfallbehandlung	— ²⁾	$6 \cdot 10^{-3}$
Kabelverteilung unterhalb der Warte	Brand der Kabelverteilung mit Brandübertragung auf Nachbarraum	Ausfall Warte	$3 \cdot 10^{-5}$
Ölbehälterraum im Notstromdieselgebäude	Schadensfeuer im gesamten Notstromdieselgebäude	4 von 4 ³⁾	$1 \cdot 10^{-4}$
Kabelkanal zwischen Reaktorgebäude und Notspeisegebäude	Brand im Kabelkanal mit Brandübertragung im Nachbarkanal	2 von 4	$1 \cdot 10^{-4}$

¹⁾ Bedeutsam durch mögliche Beeinträchtigungen von Meß- und Überwachungseinrichtungen

²⁾ Thermische Einwirkung auf radioaktive Stoffe

³⁾ Relevant nur nach brandunabhängigen Anforderungen durch andere Störfälle

Tabelle 5.3: Ergebnis der Brandgefahrenanalyse

Die Häufigkeiten der einzelnen Ereignisabläufe wurden anhand der Brandeintrittshäufigkeiten und der Zuverlässigkeitskenngrößen für die jeweiligen Brandschutzmaßnahmen, zum Beispiel Brandmeldung, Brandbekämpfung, Raumabschluß oder Versagen von passiven Einrichtungen, berechnet. Ein Teil der notwendigen Daten wurde direkt aus statistischen Untersuchungen abgeleitet, zum Beispiel raumbezogene Brandeintrittshäufigkeiten. Andere Größen, zum Beispiel

Ausfallwahrscheinlichkeit der Brandbekämpfung pro Anforderung, mußten mit Hilfe von Fehlerbaumanalysen (Bild 5.36) bestimmt werden.

Für die Brandeintrittshäufigkeiten und Zuverlässigkeitskenngrößen aktiver Brandschutzmaßnahmen wurden Daten aus der deutschen Risikostudie, Phase B, verwendet.

Die Brandgefahrenanalyse lieferte als Ergebnisse

- jährliche brandbedingte Ausfallhäufigkeiten sicherheitstechnisch wichtiger Systeme oder
- jährliche Häufigkeiten für brandbedingte Einwirkungen auf aktivitätsführende Komponenten und
- quantitative Aussagen über den Einfluß und die Wirksamkeit einzelner Brandschutzmaßnahmen.

Ein Teil der Zuverlässigkeitskenngrößen ist vom Ereignisablauf sowie vom Einsatzpunkt

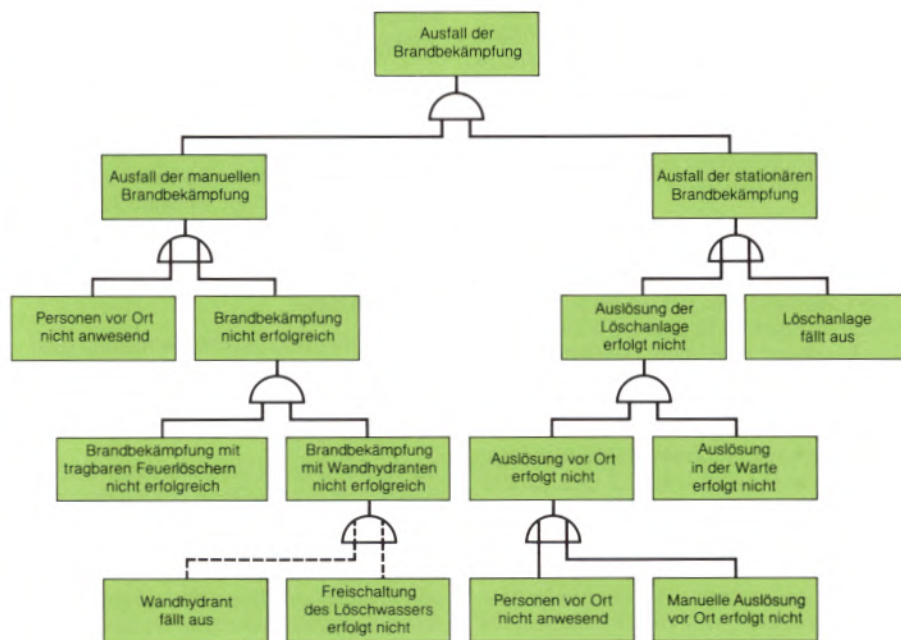


Bild 5.36: Fehlerbaum zur Ermittlung der bedingten Ausfallwahrscheinlichkeit pro Anforderung für die Brandbekämpfung

der Maßnahmen abhängig, so daß sowohl eine Zeitabhängigkeit als auch eine gegenseitige Abhängigkeit zwischen diesen Größen bestehen kann.

Werden diese Abhängigkeiten und Streubreiten der Daten bei der Berechnung richtig erfaßt, so ergeben sich keine diskreten Einzelwerte, sondern zeitliche Verteilungen für die Ausfallhäufigkeiten von Systemen bzw. Häufigkeiten für brandbedingte Einwirkungen auf aktivitätsführende Komponenten.

Das Ergebnis der Brandgefahrenanalyse für die genannten Raumbereiche ist in Tabelle 5.3 dargestellt.

Die größte jährliche Häufigkeit ergibt sich für ein Schadensfeuer im Bereich der Abfallbehandlung. Maßgeblich hierfür ist der schnelle Temperaturanstieg im Brandraum, der eine manuelle Brandbekämpfung – wie sie für diesen Bereich vorgesehen ist – entscheidend einschränkt. Brandbedingte Ausfälle von Teilen des Sicherheitssystems sind demgegenüber mit deutlich geringeren Häufigkeiten zu erwarten. Ein Schadensfeuer im Notstromdieselgebäude, bei dem mehrere Redundanzen betroffen sein könnten, ist mit

einer jährlichen Häufigkeit von $1 \cdot 10^{-4}$ zu erwarten. Dies ist nicht von sicherheitstechnischer Bedeutung, da dieser Brand nicht zwangsläufig zu einer Anforderung des Notstromsystems führt. Die Überlagerung einer systemtechnisch bedingten Anforderung mit einem davon unabhängigen Brand in diesem Gebäude hat eine jährliche Häufigkeit von ca. 10^{-8} .

Ziel der Brandgefahrenanalyse war nicht eine Absolutbewertung des Brandrisikos – dies ist Aufgabe der Risikostudie –, sondern die Nutzung probabilistischer Kenngrößen (z. B. Brandeintrittshäufigkeit, Ausfallwahrscheinlichkeit von Brandschutzmaßnahmen und Häufigkeit brandbedingter Auswirkungen) für eine quantitative Bewertung von Brandschutzkonzepten und der einzelnen Brandschutzmaßnahmen sowie zu deren Optimierung.

Es zeigte sich, daß insbesondere diejenigen Ereignisablaufpfade von Bedeutung sind, bei denen die Brandraumtemperaturen aufgrund zusätzlicher Sauerstoffzufuhr, zum Beispiel Offenstehen von Brandschutztüren, im Brandfall so ansteigen können, daß Kom-

ponenten im Raum oder sogar passive Brandschutzeinrichtungen versagen. Außerdem kann dabei der Brand auf angrenzende Räume so schnell übertragen werden, daß die vorhandenen Brandbekämpfungsmaßnahmen wegen des Zeitverzugs zwischen Meldung und Wirksamwerden noch keinen Einfluß auf die Ausfallwahrscheinlichkeiten von redundanten Systemen haben. Eine Optimierung der Brandschutzmaßnahmen zur Reduzierung der Ausfallhäufigkeiten der redundanten Systeme kann in diesen Fällen durch ein zuverlässiges Schließen oder Geschlossensein der Feuerschutzabschlüsse im Brandfall oder durch automatisch ausgelöste ortsfeste Löschanlagen erreicht werden.

H. Brenig und H. Liemersdorf
Abt. Anlagen

5.12 Erfassung und Auswertung von Vorkommnissen in ausländischen Kernkraftwerken

Erfahrungen aus Störungen und anderen Vorkommnissen in Kernkraftwerken auszuwerten, ist ein wichtiges Arbeitsgebiet der GRS. Es umfaßt neben der Auswertung der Betriebserfahrungen in deutschen Kernkraftwerken, über die bereits verschiedentlich berichtet wurde, auch die Untersuchung ausländischer Erfahrungen mit Kernkraftwerken.

Die Bedeutung ausländischer Vorkommnisse ergibt sich allein schon daraus, daß weltweit eine viel größere Anzahl von Anlagen in Betrieb ist als in der Bundesrepublik. Dem entsprechend können Erfahrungen in großem Umfang und speziell Informationen über relativ seltene Störungen gesammelt werden.

In der GRS werden daher seit Jahren im Auftrag des BMI auch Berichte über Störungen in ausländischen Anlagen auf ihre Relevanz für deutsche Anlagen hin ausgewertet. Die Ergebnisse dieser Arbeiten werden in ähnlicher Form verbreitet, wie dies für deutsche Vorkommnisse der Fall ist.

Informationsquellen über ausländische Vorkommnisse

Die Informationen, die zur Auswertung ausländischer Vorkommnisse erforderlich sind, stehen aufgrund bilateraler Abkommen der Bundesrepublik über Informationsaustausch sowie durch internationale Organisationen zur Verfügung. Auf dem ersten Wege sind Berichte über Vorkommnisse aus USA, Schweden, Finnland, Frankreich, der Schweiz und den Niederlanden verfügbar.

Neben dem Austausch periodischer Berichte sind insbesondere direkte Kontakte von Bedeutung, weil dabei Informationen gezielt und im erforderlichen Detaillierungsgrad zur Verfügung gestellt werden können.

Die wichtigste internationale Organisation, über die Störfallinformationen ausgetauscht werden, ist die OECD, die ein entsprechendes Informationsaustauschsystem aufgebaut hat.

Dieses „Incident Reporting System“ (IRS) wurde 1979 zunächst für einen zweijährigen Probetrieb eingerichtet. Da es sich als gut handhabbar erwies und die beteiligten Länder es als sehr nützliches Instrument bewerteten, wurde es auf Dauer fortgeführt. An dem System beteiligen sich alle OECD-Länder mit Kernkraftwerken.

Ziel des Systems ist es, zu sicherheitstechnisch wichtigen Vorkommnissen Informationen zur Verfügung zu stellen, die ausreichend detailliert sind, um die Bedeutung des Vorkommnisses für Anlagen in anderen Ländern beurteilen zu können. Die Beschränkung auf wichtige Vorkommnisse erfolgte bewußt, um die Menge der ausgetauschten Informationen überschaubar zu halten. Dies wird durch entsprechende Meldekriterien erreicht. In der Praxis hat es sich gezeigt, daß pro Anlage im Mittel etwa ein Vorkommnis in zwei Betriebsjahren gemeldet wird.

Die Berichte enthalten die zum Verständnis erforderlichen Angaben zur Anlagentechnik, eine Beschreibung des Vorkommnisses, die Ergebnisse der Ursachenermittlung, aus dem Vorkommnis gezogene Folgerungen sowie Angaben zu durchgeführten oder beabsichtigten Abhilfemaßnahmen.

Die Aufgaben werden derart abgewickelt, daß in jedem Land ein Koordinator benannt ist, der für die Auswahl der Vorkommnisse im jeweiligen Land verantwortlich ist und entsprechende Berichte an das Sekretariat in Paris schickt. Dieses verteilt die Berichte an die Koordinatoren aller beteiligten Länder, die wiederum die Verteilung der Information im jeweiligen Land vornehmen. Die Koordinatoren haben die Möglichkeit, über das Sekretariat oder unmittelbar bei den Koordinatoren der anderen Länder zusätzliche Informationen zu den Vorkommnissen anzufordern.

Die im Rahmen des IRS ausgetauschten Berichte dienen der Unterrichtung zuständiger Stellen in den teilnehmenden Mitgliedsländern. In der Bundesrepublik stehen sie den zuständigen Behörden für Reaktorsicherheit in Bund und Ländern, den Reaktorbetreibern, den Sachverständigenorganisationen und den Reaktorherstellern zur Verfügung.

Auswertung von ausländischen Vorkommnissen

Die Auswertung ausländischer Vorkommnisse in Kernkraftwerken hat zum Ziel, anhand der veröffentlichten Meldungen und Berichte zu solchen Ereignissen vergleichbare Sachverhalte bei deutschen Anlagen zu überprüfen und gegebenenfalls Verbesserungsmöglichkeiten für deutsche Anlagen abzuleiten. Wesentliche Gesichtspunkte bei der Auswertung sind dabei:

- sicherheitstechnische Bedeutung des Vorkommnisses,
- Übertragbarkeit des Vorkommnisses auf deutsche Anlagen.

Die Bewertung der Vorkommnisse und ihre Beurteilung auf mögliche Übertragbarkeit setzen voraus, daß ausreichend Unterlagen über die betroffenen ausländischen Anlagen vorhanden sind. Solche Unterlagen in Form von Anlagen- und Systembeschreibungen sowie Sicherheitsberichten werden kontinuierlich gesammelt und erfaßt. Weiterhin muß das Personal, das die Auswertung vornimmt, über entsprechende System- und Anlagenkenntnisse der deutschen und ausländischen Anlagen verfügen. In diesem Zusammenhang wurden in der Vergangenheit und werden auch zukünftig Kurse für Anlagensysteme und Trainingssimulatoren an deutschen und ausländischen Schulungszentren besucht.

Bei der Auswertung von ausländischen Vorkommnissen ist zu beachten, daß nicht immer eine direkte Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen gegeben ist, weil oftmals Vorkommnisse durch die speziellen Gegebenheiten der betreffenden Anlage bestimmt sind. Dies bedeutet, daß auch sicherheitstechnisch bedeutsame Vorkommnisse wegen Unterschieden in der Anlagenauslegung oder auch Systemtechnik nicht unmittelbar übertragbar sind, so daß die Bewertung unter allgemeineren Aspekten zu erfolgen hat, z. B. ob Teilaspekte des Vorkommnisses übertragbar bzw. ähnliche Vorkommnisse denkbar sind.

Im folgenden werden Beispiele für die Auswertung ausländischer Vorkommnisse genannt, darunter auch solcher, bei denen sich ergab, daß sie auf deutsche Kernkraftwerke nicht übertragbar sind, und aus denen daher keinerlei Verbesserungsmöglichkeiten abgeleitet werden können. Die Untersuchung

auch solcher Fälle, die vergleichsweise häufig auftreten, hat jedoch einen wichtigen sicherheitstechnischen Nutzen, da die Verfolgung von Problemen, die in ausländischen Anlagen beobachtet wurden, zu einer ständigen kritischen Überprüfung der in der Bundesrepublik realisierten Lösungen führt.

Beispiele für Vorkommnisse, deren Auswertung gezeigt hat, daß sie sich auf deutsche Anlagen nicht übertragen lassen, sind der Ausfall des Schnellabschaltsystems und der vollständige Ausfall der Speisewasserversorgung in zwei ausländischen Anlagen.

Obwohl das Schnellabschaltssystem (SAS) in der ausländischen Anlage anders aufgebaut ist als in deutschen DWR-Anlagen, wurde wegen der sicherheitstechnischen Bedeutung des Vorkommnisses nochmals eine Überprüfung des SAS in deutschen Anlagen im Hinblick auf Anfälligkeit für gemeinsame Ausfallursachen vorgenommen. Sie ergab eine hohe Redundanz und Diversität des SAS, aber auch, daß in einigen deutschen Anlagen inzwischen weitere Verbesserungen vorgenommen worden sind. Es wurde empfohlen, die Nachrüstbarkeit dieser Maßnahmen auch für die übrigen Anlagen zu prüfen.

Ein ähnliches Resultat ergab sich für das zweite Vorkommnis, bei dem es zum vollständigen Ausfall der Speisewasserversorgung der Dampferzeuger kam. Eine ausführliche Prüfung des Vorkommnisses führte zum Ergebnis, daß keine Übertragbarkeit gegeben ist und daher keine Empfehlungen für Verbesserungen notwendig sind.

Als Beispiele für Vorkommnisse in ausländischen Anlagen, bei denen nur Teilaspekte übertragbar sind, können folgende genannt werden:

- Im Ölkreislauf eines Notstromdiesels wurde Brennstoff entdeckt. Ursache war das Fehlen einer Rückschlagklappe.
- An Batteriezellen von Kraftwerksbatterien wurden Risse entdeckt, hervorgerufen durch Alterung oder fehlerhafte Wartung.
- An Kerneinbauten von SWR-Anlagen traten Schäden infolge interkristalliner Spannungsrißkorrosion auf.

Vergleichbare Probleme sind auch aus deutschen Anlagen bekannt, so daß solche spezifischen Probleme einer Überprüfung wert sind, ob sie sich auch hierzulande ereignen

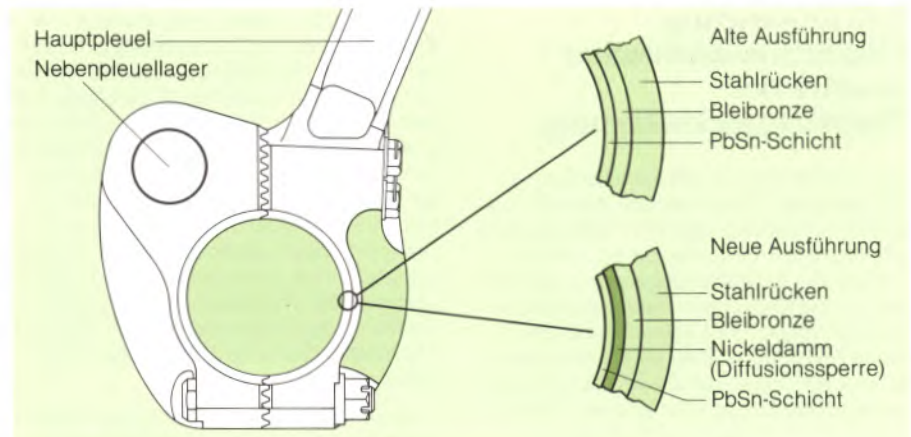


Bild 5.37: Pleuellager eines Notstromdiesels

könnten, selbst wenn die konstruktive Ausführung oder die Systemauslegung im Detail unterschiedlich ist.

Abschließend sollen noch zwei Vorkommnisse erwähnt werden, die unmittelbar auf deutsche Anlagen übertragbar waren.

In einer ausländischen Anlage kam es bei einer Wiederholungsprüfung zum Ausfall eines Notstromdiesels infolge eines Triebwerkschadens. Nachfolgende Untersuchungen zeigten, daß schwere Schäden an den Pleuellagerschalen vorhanden waren. Daraufhin wurde ein redundanter Diesel untersucht, an dem ebenfalls defekte Lagerschalen vorgefunden wurden.

Die GRS wurde kurzfristig von diesem Vorgang unterrichtet. Da Diesel dieses Typs auch in einigen Kernkraftwerken der Bundesrepublik im Einsatz sind, wurden die Betreiber, Behörden und Technischen Überwachungs-Vereine nach dem üblichen Verfahren mittels einer Weiterleitungsnachricht auf den Sachverhalt hingewiesen. Darin wurde eine Überprüfung der Pleuellager dieses Dieseltyps empfohlen.

Tatsächlich wurden bei Überprüfung der Diesel in zwei deutschen Anlagen ebenfalls Schäden an den Pleuellagerschalen in Form von Ablösungen der Weißmetallschicht aus den Laufflächen der Lagerschalen festgestellt. Als Abhilfemaßnahmen wurden die Pleuellagerschalen gegen einen in der Werkstoffpaarung verbesserten Typ aus einer anderen Fertigungsreihe ausgetauscht. Als Ursache für das Versagen der Lager wurde Bin-

dungsschwäche der galvanisch aufgetragenen Weißmetallschicht zu der darunterliegenden Bleibronzeschicht ermittelt (Bild 5.37).

In einem anderen Fall trat ein Wellenbruch einer Hauptkühlmittelpumpe auf, der vom Schutzsystem nicht detektiert werden konnte, da nach Trennung von Pumpenlaufrad und Welle der Pumpenmotor weiterlief. Der Ausfall einer Hauptkühlmittelpumpe ohne Ansprechen des Drehzahlgrenzwertes galt als extrem unwahrscheinlich und war daher in der Anlagenauslegung bisher nicht berücksichtigt. Die Auswertung der Meßwerte und eine Nachrechnung für die betroffene Anlage ergaben, daß trotzdem das minimal zulässige DNB-Verhältnis nicht unterschritten wurde und keine Brennelementschäden zu befürchten sind.

In deutschen DWR-Anlagen sind zum Teil Hauptkühlmittelpumpen des gleichen Herstellers im Einsatz. Die Ausfallerkennung einer Hauptkühlmittelpumpe erfolgt mittels gleichen Meßverfahrens. Daher wurden die möglichen Auswirkungen eines solchen Vorkommnisses für deutsche Anlagen analysiert und die Ergebnisse der Analyse sowie die Beschreibung des Vorkommnisses auf dem üblichen Wege verteilt. Gemäß den von der GRS ausgesprochenen Empfehlungen sollen die Hauptkühlmittelpumpen in den Jahresrevisionen auf Wellenschäden untersucht und die betriebliche Überwachung der Pumpen verbessert werden.

M. Simon
Abt. Betriebsverhalten

5.13 Anwendung zähbruchmechanischer Ansätze bei Thermoschockbelastung

Bei schneller Abkühlung betriebswarmer Komponenten oder Teilen der druckführenden Umschließung etwa mit Wasser spricht man von Thermoschock. Dieser Fall tritt z. B. bei der Notkühleinleitung in den Reaktordruckbehälter auf. Die entstehenden starken Temperaturgradienten über die Wanddicke verursachen erhebliche thermische Spannungen, die alleine oder zusammen mit Spannungen aus anderen Belastungen (z. B. Innendruck) das Verhalten von möglicherweise in der Komponente vorhandenen Rissen oder Fehlern stark beeinflussen können. Die Auswirkungen des Thermoschocks hängen nicht nur von der Temperaturdifferenz, sondern auch von der Fehlergröße und -lage, von der Temperatur- und damit orts- und zeitabhängigen Zähigkeit des Werkstoffes sowie von der Größe und der zeitlichen Reihenfolge der Belastungen ab. Bei stark versprödetem Werkstoffzustand zeigen mannigfache experimentelle und rechnerische Untersuchungen, daß bei vorhandenen kleinen Oberflächenfehlern in der unmittelbar vom Thermoschock beaufschlagten Behälterwand mit einer spontanen Risseinleitung zu rechnen ist. Dabei kann es während einer Transiente mehrmals zu Stopp und Neuinitiierung des Risses kommen.

Für spröde Werkstoffzustände bis hinein in den Übergangsbereich zu duktilen Zuständen gibt es schon seit etwa 5 Jahren numerische Analysewerkzeuge auf der Basis des K-Konzeptes, mit denen Rißsprünge zwischen Initiierung und Stopp ausreichend genau abgeschätzt werden können. Im Rahmen unserer analytischen Tätigkeiten im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie wird die Anwendbarkeit von zähbruchmechanischen Ansätzen (J-Integral-Konzept) auf Strukturen mit Rissen unter thermoschockartiger sowie zusätzlicher mechanischer Belastung untersucht. Diese Ansätze sollen den Bereich der Zähigkeitshochlage und den nahen Übergangsbereich (lower upper shelf) abdecken und die mit stabilem Rißwachstum zusammenhängenden Bruchphänomene zufriedenstellend beschreiben, so daß der komplexe Übergangsbereich von zwei Seiten eingegrenzt werden kann.

Zum Themenkomplex Thermoschock werden im Rahmen der Sicherheitsforschung für Kernkraftwerkskomponenten zahlreiche experimentelle und analytische Vorhaben weltweit durchgeführt. Die Verifizierung der zähbruchmechanischen Ansätze wurde neben Vorstudien mit der Nachrechnung der am Oak Ridge National Laboratory (ORNL) Anfang 1984 durchgeführten „Pressurized Thermal Shock Experiments“ PTSE-1 begonnen und mit der Untersuchung der Ergebnisse des ersten Thermoschockexperiments der Materialprüfungsanstalt (MPA) Stuttgart (Notkühlsimulation, NKS 1, Oktober 1984) weitergeführt.

Im folgenden werden die zähbruchmechanischen Ansätze, basierend auf dem J-Integral, sowie die verwendeten Analysewerkzeuge kurz beschrieben.

J-Integral-Formulierungen

Zur Beschreibung des an der Rißspitze einer belasteten Struktur auftretenden singulären Spannungsfeldes wurde u. a. von Rice (1968¹⁾ in zwei Dimensionen ein wegunabhängiges Linienintegral eingeführt:

$$J = \int_{\Gamma} (W dy - T_i \frac{\partial u_i}{\partial x} ds)$$

Dabei ist $W = \int \sigma_{ij} d\epsilon_{ij}$ die Dehnungsenergiedichte, d. h. die Dichte der von Spannungen geleisteten Arbeit. $T_i = \sigma_{ij} n_j$ sind die Komponenten der Kraft pro Einheitsfläche auf einer Ebene mit Normalen $\underline{n}$. Bei linear elastischem, nichtlinear elastischem und mit monotoner Belastung elasto-plastischem Werkstoffverhalten ist J der Energiefreisetzungsrate äquivalent:

$$J = - \frac{\partial U}{\partial A}$$

mit U als potentielle Energie, gebildet aus der Oberflächenarbeit infolge äußerer Kräfte sowie der inneren Arbeit und ∂A als virtuelle Rißflächenänderung.

Diese von Parks²⁾ eingeführte Methode der virtuellen Rißverschiebung kann auch im dreidimensionalen Fall angewendet werden.

Demgegenüber leitet deLorenzi³⁾ aus Energiebetrachtungen (1. Hauptsatz der Thermodynamik) eine kontinuumsmechanische Formulierung der Energiefreisetzungsrate

für eine allgemeine dreidimensionale Rißkonfiguration her:

$$J = \frac{1}{A_c} \int_V [\sigma_{ij} \frac{\partial u_i}{\partial x_k} - W \delta_{ik}] \frac{\partial \Delta x_k}{\partial x_i} dV$$

mit

A_c als virtuelle Rißflächenerweiterung,
 V als Volumen des Körpers,
 Δx_k als virtuelle Verschiebung in k-Richtung und
 $\delta_{ik} = 1$ für $i = k$, sonst 0

Die Äquivalenz der verschiedenen J-Integral-Formulierungen ist durch analytische sowie numerische Studien mehrfach bestätigt worden.

Die angegebenen Formeln sind bei Berücksichtigung von Temperaturverteilungen, Rißuferbelastungen bzw. Volumenkräften um entsprechende Terme zu ergänzen.

Für bruchmechanische Untersuchungen von mit Innendruck überlagerten Thermoschockproben (Pressurized Thermal Shock, PTS) sind folgende Erweiterungen nötig: Die Dehnungen lassen sich in einen mechanischen und einen freien thermischen Anteil (ϵ^{th}) zerlegen. Letzterer trägt nicht zur Dehnungsenergiedichte W bei, liefert jedoch infolge eines möglichen thermischen Gradienten in Rißwachstumsrichtung einen additiven Beitrag, der in der deLorenzi-Formulierung die Form

$$J_{th} = \frac{1}{A_c} \int_V \sigma_{ij} \frac{\partial \epsilon_{ij}^{th}}{\partial x_k} \Delta x_k dV$$

hat. Eine mögliche Rißuferbelastung etwa bei einem Behälter unter Innendruck mit innenliegendem Oberflächenfehler, allgemein charakterisiert durch Oberflächenkräfte t_i auf der Oberfläche A des Körpers, liefert in obiger Formulierung einen J-Integralbeitrag der Form

$$J_p = - \frac{1}{A_c} \int_A t_i \frac{\partial u_i}{\partial x_j} \Delta x_j dA.$$

¹⁾ Rice, J. R.:
A Path Independent Integral and the Approximate Analysis of Strain Concentration by Notches and Cracks
J. Appl. Mech., Vol. 35, 1968

²⁾ Parks, D. M.:
The Virtual Crack Extension Method for Nonlinear Material Behaviour
Comp. Meth. Appl. Eng. 12 (1977), S. 353

³⁾ deLorenzi, H. G.:
Energy Release Rate Calculations by the Finite Element Method
Eng. Fract. Mech. Vol. 21, No. 1 (1985), S. 129 – 143

Bei den angegebenen Formeln gilt die Einsteinsche Summenkonvention, d. h., es wird über gleiche Indizes im Sinne $a_{i1} = a_{i1} + a_{i2} + a_{i3}$ summiert.

Analysewerkzeuge

Zur Analyse mechanisch und thermisch belasteter Strukturen wird das nichtlineare Finite-Elemente-(FE-)Programm ADINA⁴⁾ verwendet, das um bruchmechanische Leistungen – wie J-Integralberechnung nach Rice, Parks bzw. deLorenzi – und um ein Rißwachstumsmodell mit „kräftefreier Knotenverschiebung“ (Node-Shift) und „Fessel-Lösen“ (Node-Release) nach deLorenzi gemäß einer werkstoffspezifischen Rißwiderstandskurve (J_R) erweitert wurde. Zur Analyse der transienten Temperaturfelder wird das nichtlineare mit ADINA kompatible FE-Programm ADINAT angewendet.

Für FE-Analysen von Strukturen werden zur Erstellung der FE-Netze bzw. des Inputdatensatzes – soweit sinnvoll – Netzgeneratoren eingesetzt. Bei den im folgenden dokumentierten Rechnungen wurden die bei uns verfügbaren Netzgeneratoren mit teilweise selbst entwickelten Zusatzleistungen verwendet. Insbesondere wurde zur Reduzierung der Rechenkosten ein Übergangsmodell entwickelt, das feiner generierte mit größeren Netzbereichen verbindet.

Die Auswertung von FE-Analysen besteht im wesentlichen darin, aus der Vielfalt der an Knoten- und Gaußpunkten berechneten strukturmekanischen Daten (Verschiebungen, Dehnungen, Spannungen, Temperaturen) sowie bruchmechanischen Daten (J-Integral, Rißwachstum) eine Selektion und Aufbereitung für geeignete graphische Darstellungen vorzunehmen. Diese Aufgaben werden von Postprozessoren (POSTADIN) und überwiegend selbst entwickelten Datenaufbereitungsprogrammen (PRENEW 2D/3D, RD2DPL) ausgeführt, die auf die im Rahmen einer ADINA-Analyse beschriebenen Datensätze mit Ergebnissen (Porthole-Files) zugreifen und der verfügbaren Graphik-Software (FEMVIEW, FLOTTIP) zuführen.

⁴⁾ Bathe, K. J.:
ADINA: A Finite Element Program for Automatic Dynamic Incremental Nonlinear Analysis
MIT-Rep. 82-558-1, 1978

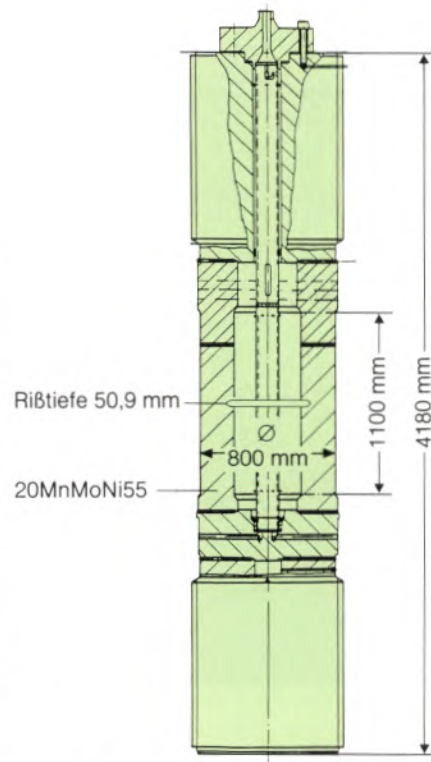


Bild 5.38:
Thermochocktestbehälter für NKS-1 (MPA)

Nachrechnung des Thermochockexperiments NKS-1

In dem ersten bei der MPA Stuttgart durchgeführten Thermochockversuch wurde ein dickwandiger Hohlzylinder (Wandstärke 200 mm, Innendurchmesser 400 mm) mit innenliegendem Umfangsriß (Anfangsrißtiefe 50,9 mm) mit einer Thermochockkühlung von innen, einer Innendrucktransiente sowie einer axialen Zugkraft belastet (Bild 5.38). Die Anfangstemperatur des Behälters war 320°C und die axiale Zugkraft betrug anfangs 175 MN (entspricht einer Zugspannung von 199 MPa). Die innere Behälterwand wurde mit kaltem Wasser besprüht und gleichzeitig innerhalb der ersten 90 Sekunden der Innendruck auf 30 MPa gesteigert. Auf diesem Wert wurde der Innendruck während der restlichen Kühlungsphase (Gesamtdauer ca. 30 min) gehalten, während die Axialkraft auf 100 MN anstieg, da die axiale Verformung der Probe unterdrückt wurde. Das verwendete hochzähe Behältermaterial (Werkstoff 20 MnMoNi 55) hat im untersuchten Temperaturbereich eine Kerbschlagarbeit von 100 – 200 J ($RT_{NDT} \sim -17^\circ\text{C}$) und stellt somit einen optimierten Reaktordruckbehälterstahl bei Inbetriebnahme dar.

Bild 5.39 zeigt ein achsensymmetrisches FE-Modell einer Hälfte der Versuchsanordnung.

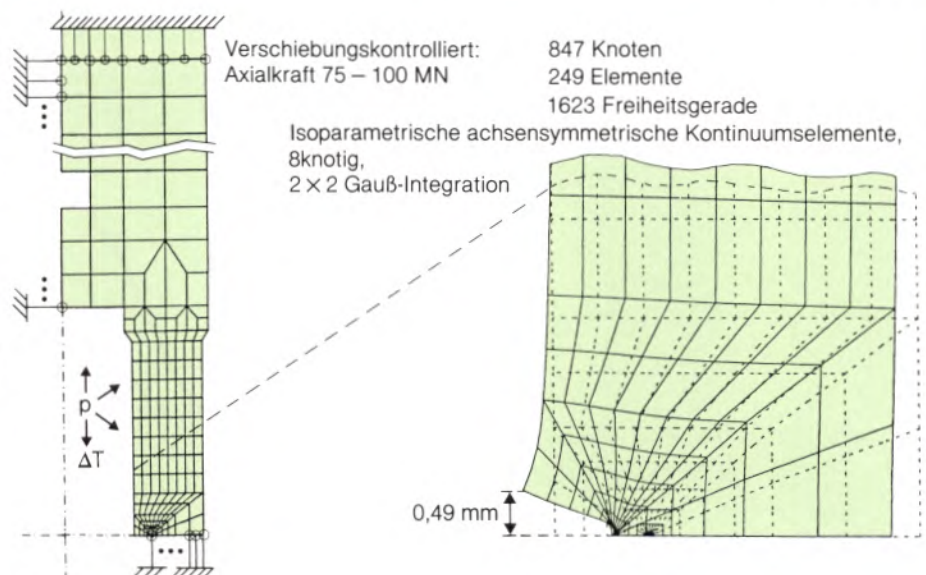


Bild 5.39: NKS-1 (MPA), FE-Modell und verformte Struktur ($t = 40\text{ s}$)

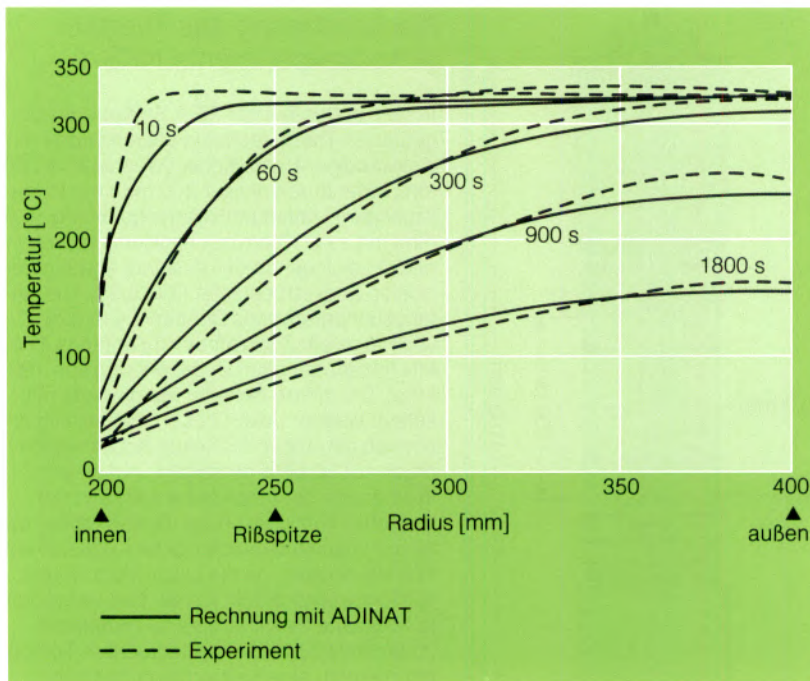


Bild 5.40: NKS-1 (MPA), radiale Temperaturverteilung

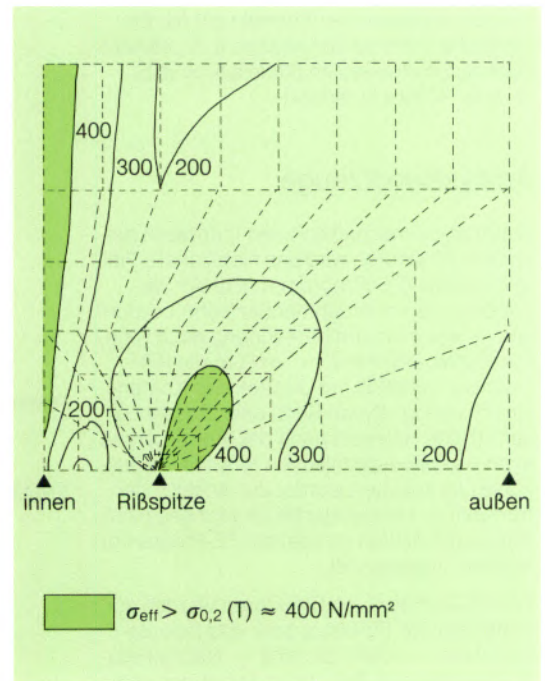


Bild 5.41: NKS-1 (MPA), Isolinien der Vergleichsspannung (v. Mises) bei $t = 40 \text{ s}$

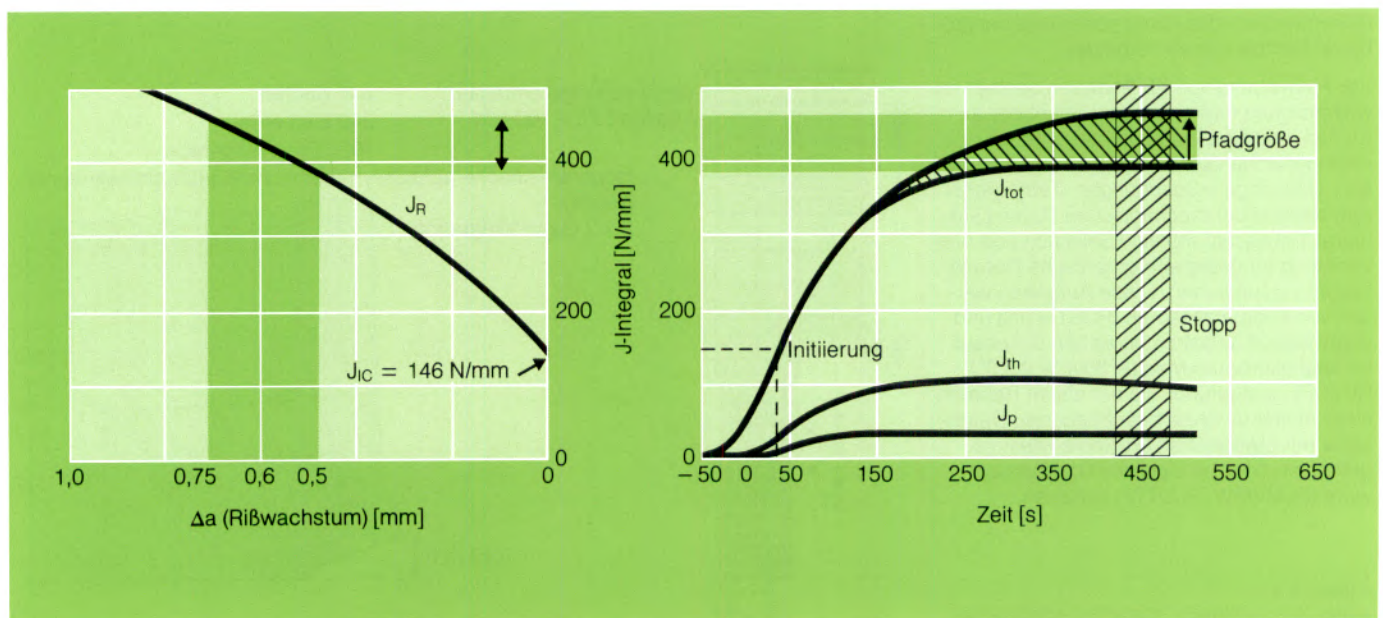


Bild 5.42: NKS-1 (MPA), J-Integral-Auswertung

In dem vergrößerten Detail ist die verformte Struktur im Rißbereich mit der typischen Rißöffnung 40 Sekunden nach Beginn des Thermoschocks (berechneter Zeitpunkt der Rißinitiiierung) dargestellt. Die berechnete halbe Rißöffnung von 0,49 mm stimmt gut mit der gemessenen von 0,45 mm überein. Die mit ADINAT bestimmte radiale Temperaturverteilung ist in Bild 5.40 den gemessenen Werten für verschiedene Zeiten gegenübergestellt. Die Übereinstimmung ist zufriedenstellend. In Bild 5.41, Isolinen der Vergleichsspannungen (v. Mises), sind die plastischen Zonen um die Rißspitze sowie an der Behälterinnenwand bei Rißinitiiierung zu erkennen.

Die bruchmechanischen Analyseergebnisse sind in Bild 5.42 zusammengefaßt. Im rechten Bildteil ist der zeitliche Verlauf des berechneten J-Integrals dargestellt. Im Rahmen des zähbruchmechanischen J-Integral-Konzepts wird dieser Verlauf einer material-spezifischen experimentell vorgegebenen Rißwiderstandskurve (J_R , siehe linker Bildteil) gegenübergestellt. Etwa 40 Sekunden nach Beginn des Thermoschocks erreicht das berechnete J-Integral den Initiierungswert ($J_{IC} = 146 \text{ N/mm}$). Danach findet stabiles Rißwachstum statt. Rißstopp wird durch einen Abfall im J-Integral etwa nach 450 Sekunden angezeigt. Über die J_R -Kurve ergibt sich stabiles Rißwachstum von etwa 0,75 mm. Das Experiment weist 0,8 – 0,9 mm aus. Die Analyse zeigt jedoch eine gewisse Wegabhängigkeit des J-Integrals mit kleineren Werten nahe der Rißspitze, angedeutet durch ein Streuband. Die untere J-Kurve weist etwa 0,25 mm weniger Rißwachstum aus. Weiterhin sind die beiden zuvor erwähnten Zusatzterme im J-Integral in Bild 5.42 getrennt dargestellt. Der Rißuferbelastungsterm (J_p) wird von der Innendrucktransiente bestimmt und der thermische Zusatz (J_{th}) zeigt ein Maximum schon nach etwa 300 Sekunden.

Insgesamt ergeben die struktur- und bruchmechanischen Vergleiche zwischen FE-Rechnung und Experiment eine zufriedenstellende Übereinstimmung. Bei den Analysen treten jedoch infolge starker Entlastungsvorgänge und großflächiger Plastifizierung verstärkt numerische Konvergenz-schwierigkeiten auf, die im Rahmen der Weiterentwicklung der Rechenwerkzeuge näher untersucht werden müssen.

J. Sievers
Abt. Strukturmechanik

5.14 Neue Daten-verarbeitungsanlage

Um das Ereignis an den Anfang zu stellen, mit dem das Jahr 1985 erfolgreich abgeschlossen wurde: Am 22. Dezember ging die neue DV-Anlage AMDAHL 5870 in Betrieb, kaum zwei Tage nach dem Startzeichen zum Abbau der alten Zentraleinheit 470 V/8 – ein von den Benutzern zunächst kaum bemerkter kurzer Schritt nach der langwierigen Phase der Planung und Entscheidungsfindung, die ein Jahr vorher begonnen hatte.

Ausschlaggebend für die erneute Wahl eines AMDAHL-Rechners, der wiederum mit Sonderbetriebsmitteln des Bundesministers für Forschung und Technologie beschafft werden konnte, waren primär:

- Kompatibilität zum Großrechner-Industriestandard,
- extrem günstiges Preis-/Leistungsverhältnis,
- Fähigkeit zur Anpassung an zukünftige Aufgaben.

Leistung und Ausstattung der Zentraleinheit

Wesentliche Merkmale des installierten Modells 5870 (Bild 5.43) sind:

- 2 Prozessoren, von denen jeder einzelne die doppelte Leistung der bisherigen Zentraleinheit 470 V/8 aufweist. Mit der integral also um den Faktor 4 erhöhten Verarbeitungskapazität stößt die Anlage jetzt in den Bereich der skalaren Leistung einer CRAY-1S vor.
- 32 MBytes Hauptspeicher und 16 Ein-/Ausgabekanäle
- „Multiple Domain Feature (MDF)“, das den simultanen Einsatz von bis zu vier unabhängigen Betriebssystemen ohne merkliche Leistungseinbußen zuläßt. Diese Funktion ist für die GRS im Hinblick auf geplante Simulatorenanwendungen von besonderer Bedeutung.

Erneuerung der Peripherie

Um die hohe Verarbeitungsleistung der neuen Zentraleinheit voll nutzen zu können, wurde im Zuge ihrer Installation auch ein Teil der

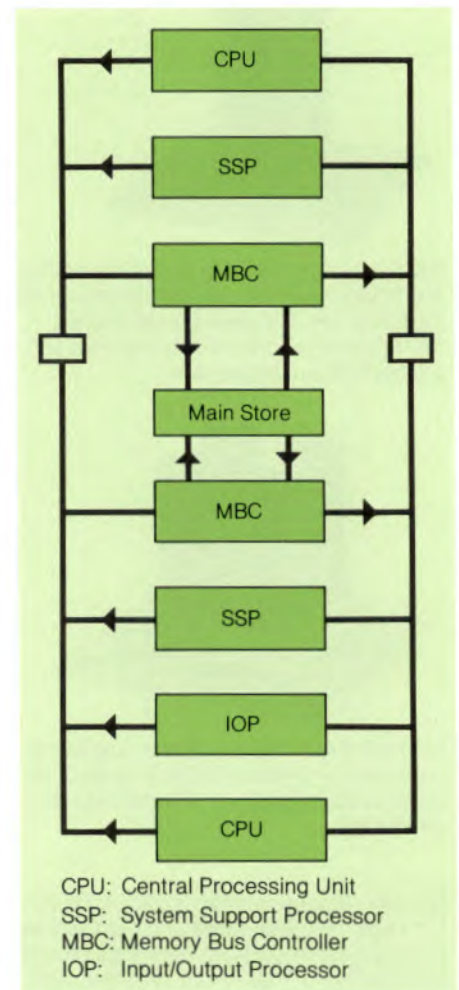


Bild 5.43:
Architektur des Dual-Prozessors 5870

seit dem Jahre 1978 verwendeten Peripherie ersetzt. Neu beschafft wurden leistungsfähige Plattenspeicher vom Typ AMDAHL 6380 mit einer Speicherkapazität von insgesamt 10 Gigabytes und grafikfähige Farbbildschirme der aktuellen Generation IBM 3179 G. Der Austausch der veralteten Kommunikationsrechner wird in Kürze folgen und uns in die Lage versetzen, sowohl den GRS-internen Datenaustausch zwischen Garching und Köln zu beschleunigen als auch den externen Benutzern erweiterte Möglichkeiten des Zugangs zu unserer Anlage, u. a. über Data-P, zu eröffnen.



Bild 5.44: Logik-Chip. Ein Logik-Chip enthält 400 Schaltkreise mit einer Schaltzeit von 400 Picosekunden. Die gesamte Logik eines 580-Prozessors ist auf etwas mehr als 600 solcher Chips untergebracht.

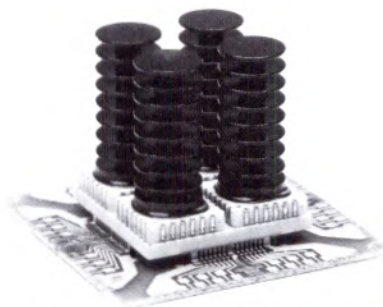


Bild 5.45: RAM-Chip. Für Puffer- und Microcodespeicher werden 4 KBytes RAM-Chips mit einer Zugriffszeit von 7 Nanosekunden verwendet.

Bild 5.46: Bauelementträger (MCC). Bis zu 121 Logik- und RAM-Chips sind gemischt auf einem Bauelementträger, dem sogenannten Multiple-Chip Carrier (MCC), untergebracht. Die Abmessungen des MCC betragen $27,9 \times 30,0$ cm.

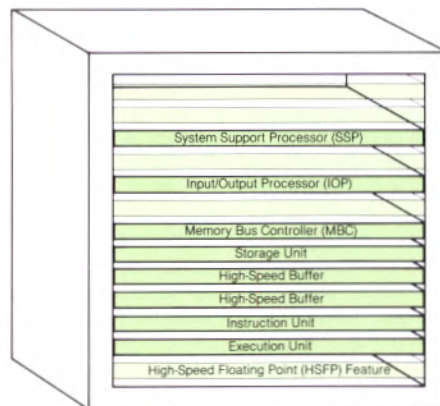
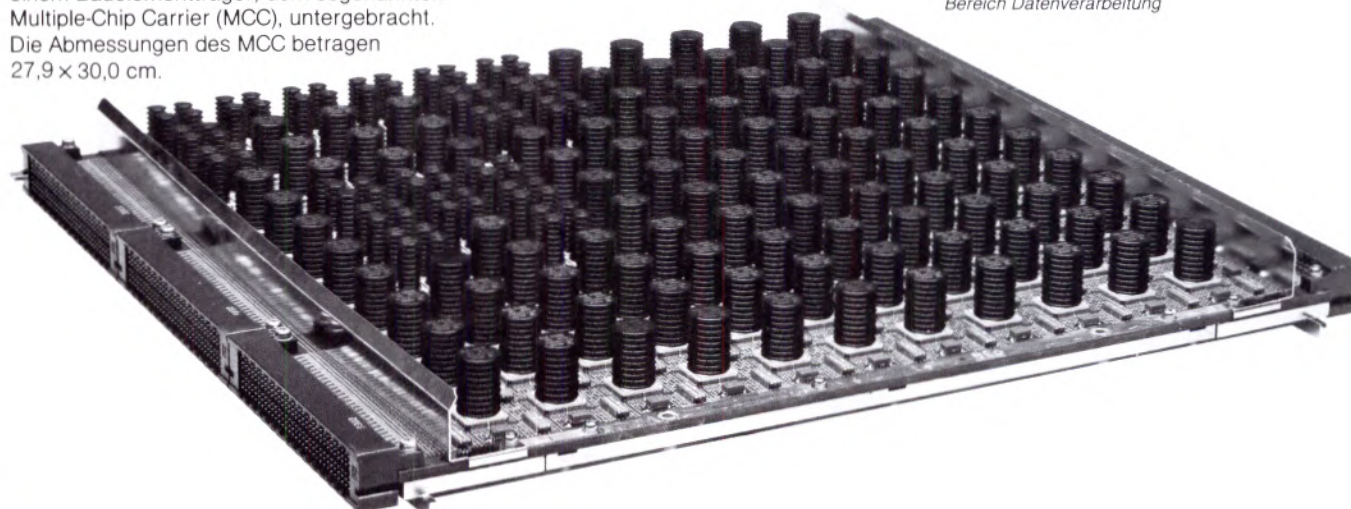


Bild 5.47: Schematische Darstellung eines „Stack“. Ein „Stack“ enthält 13 Positionen für Bauelementträger (MCCs). Das Modell AMDAHL 5870 ist mit zwei solcher „Stacks“ ausgerüstet.

Erste Eindrücke und Erfahrungen

Die schnelle und reibungslose Inbetriebnahme der neuen DV-Anlage bestätigt den Reifegrad der in der AMDAHL 5870 verwendeten Technologie (Bild 5.44 – 5.47) und läßt eine noch höhere Verfügbarkeit als beim Vorgängermodell erwarten. In Verbindung mit der vierfachen Verarbeitungsleistung bieten die deutlich reduzierten Turn-around-Zeiten allen Benutzern wieder optimale Arbeitsbedingungen. Dieser erheblich verbesserte Service steht zu Kostenkonditionen zur Verfügung, die gegenüber den zuletzt berechneten Sätzen um fast 50 % ermäßigt sind.

Weitere Schritte

Mit der AMDAHL 5870 sind die Voraussetzungen zur Einführung des Betriebssystems MVS/XA (Erweiterte Architektur) gegeben. Der Übergang darauf wird Mitte 1986 erfolgen und die bei verschiedenen Anwendungen sehr hinderliche Begrenzung des virtuellen Adreßraums schrittweise aufheben.

Parallel dazu wird durch die Implementierung von SNA (System Network Architecture) auf dem Kölner Rechner die Vernetzung der in den beiden Betriebsteilen der GRS installierten DV-Anlagen verbessert werden.

*H. Hoermann, J. Kriks
Bereich Datenverarbeitung*

Der Bereich Forschungsbetreuung (FB) arbeitet im Auftrag von BMFT und BMI. Er betreut Studien sowie Forschungs- und Entwicklungs-(F&E-)Arbeiten zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen.

Diese Aufgabenstellung beinhaltet die Mitwirkung bei der Planung von Programmen, deren Umsetzung sowie die Verfolgung der einzelnen Forschungsvorhaben. Sie umfaßt ferner die kontinuierliche Information über den Ablauf der Programme, die Bewertung der erzielten Ergebnisse und ihre Verteilung an die interessierten Stellen: Behörden, Gutachter und Industrie.

Beide Ministerien pflegen eine enge internationale Kooperation. Der Bereich unterstützt diese Zusammenarbeit durch die Mitwirkung bei der Gestaltung des fachlichen Teils der Vereinbarungen, die Steuerung der Informationsflüsse, die Auswertung internationaler Forschungsarbeiten, die Vor- und Nachbereitung von Zusammenkünften bzw. Gesprächen oder die Teilnahme daran in Begleitung bzw. Vertretung des Ressorts.

Arbeiten im Auftrag des BMFT

Die GRS ist Projektträger und Projektbegleiter des BMFT-Forschungsprogramms zur Sicherheit von Reaktoren. Die damit verbundenen Aufgaben werden im Bereich Forschungsbetreuung ausgeführt.

Wie in jedem Jahr, lag auch im Berichtszeitraum das Hauptgewicht auf der Umsetzung des Forschungsprogramms zur Sicherheit von Reaktoren im Rahmen der mittelfristigen Finanzplanung. In den vier Programmsachgebieten „Betriebliche Sicherheit“, „Störfallabläufe“, „Spaltprodukttransport und Strahlenbelastung“ sowie „Risiko und Zuverlässigkeit“ betreute die FB somit 119 Vorhaben mit einem Kostengesamtvolumen von ca. 140 Mio. DM.

Bei 40 dieser Vorhaben handelt es sich um Neubewilligungen auf Vorschlag der FB, für 10 wurden im gleichen Zeitraum wesentliche Vertrags- bzw. Bescheidänderungen bearbeitet. Zusammen mit den Bewertungen des Zwischenstandes der Aktivitäten oder von Vorhabensbeendigungen verfaßte die FB im Berichtsjahr insgesamt etwa 120 umfangreiche fachliche Stellungnahmen.

Trotz der langjährigen und umfassenden Untersuchungen auf dem Gebiet der Ausle-

gungsstörfälle und der deswegen gewachsenen Bedeutung von Arbeiten zum betrieblichen Verhalten der Anlagen beanspruchte die Forschung zur Notkühlung noch einmal den größten Anteil am Etat des Programms. Die Ursache dafür war die letzte Teilinvestition zur Errichtung der UPTF-Versuchsanlage im Rahmen des internationalen 2D/3D-Projektes.

Im übrigen wurde der Gesamtmiteinsatz für das Programm bestimmt durch die Arbeiten zum Komponentenverhalten (einschl. zerstörungsfreie Prüfverfahren) und zum Risiko der Kernenergienutzung (einschl. Kernschmelzen) sowie durch das Großvorhaben Heißdampfreaktor (HDR).

In der Ausfüllung der Projektträgerschaft „Reaktorsicherheitsforschung“ war ergänzend zu den fachlich orientierten Aufgaben der überwiegende Teil der Vorhaben auch administrativ zu bearbeiten.

Durch Herausgabe zweier Halbjahresberichte und des englischsprachigen Jahresberichts 1984 wurde über den Fortgang des nationalen Programms umfassend informiert. Vier Berichtslisten unterrichteten über Möglichkeiten detaillierter Information zum nationalen und internationalen Geschehen in der Reaktorsicherheitsforschung.

Die fachliche Vorhabensbetreuung wurde wie bisher in engem Kontakt mit GRS-Experten und externen Fachleuten durchgeführt. Fünf beratende Sachverständigenkreise begleiteten darüber hinaus die Planungen und Abläufe der Arbeiten in insgesamt 12 Sitzungen. Dieses Beratungswesen, das zusammen mit dem ersten Forschungsprogramm „Reaktorsicherheit“ im Jahre 1971 eingerichtet wurde, ist im Berichtsjahr neu geordnet worden. Ziel war, alle Teile des Programms abzudecken, Teilbereiche, die im Hinblick auf die weitere Programmdurchführung in fachlicher Beziehung zueinander stehen, für die Beratung zusammenzufassen und so auch eine Straffung und Beschränkung des Beratungsaufwandes auf das notwendige Maß zu erreichen. Dazu wurden die Sachverständigenkreise durch Fachkreise ersetzt, die sich im wesentlichen mit grundsätzlichen Diskussionen zu Programmplanung und -ablauf befassen werden.

In engem Zusammenhang mit den Arbeiten zum Programm stand auch 1985 die Koordination der gesamten internationalen Zusammenarbeit des BMFT in der Reaktorsicher-

heitsforschung. Hauptpartner im bilateralen Bereich sind die USA, Frankreich und Japan. Im multinationalen Feld wird die Kooperation durch die Mitwirkung des BMFT bzw. seiner Beauftragten (z. T. der FB) in entsprechenden Gremien der Kommission der Europäischen Gemeinschaften (KEG), der Nuclear Energy Agency (NEA) und der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) vollzogen. Nachfolgend wird über wichtige Arbeiten im einzelnen berichtet.

● 2D/3D-Projekt

Im Jahre 1980 schloß der BMFT mit dem JAERI (Japan) und der USNRC (USA) einen Kooperationsvertrag zur gemeinsamen Erforschung der Wirksamkeit von Notkühleinrichtungen in Druckwasserreaktoren. Im Rahmen dieses als 2D/3D-Projekt bezeichneten Forschungsvorhabens führt JAERI Großversuche zum Kernverhalten durch. Der BMFT übernahm die Durchführung von Versuchen zum thermohydraulischen Verhalten des Kühlmittels im oberen Plenum, im Rückströmraum und in den Primärkreisleitungen im Maßstab 1:1. Die USA führen Analysen mit dem neuentwickelten Rechenprogramm TRAC durch und steuern Sondermeßtechnik für die japanische und deutsche Versuchsanlage sowie die Datenerfassungsanlage für den deutschen Versuchsstand bei. Zu den FB-Aufgaben bei der Durchführung des Vorhabens zählen die Koordination der nationalen und internationalen Aktivitäten und die fachliche Unterstützung und Beratung des BMFT in internationalen Verhandlungen.

Zu Beginn des Berichtszeitraums konnte nach teilweise intensiven Verhandlungen, in die die FB maßgeblich involviert war, das Abkommen über die Weiterführung des 2D/3D-Projekts bis zur voraussichtlichen Beendigung der deutschen Versuche im Jahr 1988 zwischen BMFT, JAERI und USNRC geschlossen werden. Dies war notwendig, da das Basisabkommen aus dem Jahre 1980 eine Laufzeit bis April 1985 hatte.

Der Bau der deutschen Versuchsanlage auf dem Gelände des Großkraftwerks Mannheim konnte im wesentlichen abgeschlossen und die Arbeiten zur Inbetriebsetzung der komplexen Anlage in Angriff genommen werden. Dabei wurden auch die vom Großkraftwerk erstellten Versorgungseinrichtungen für Dampf, Kondensat und Kühlwasser in Betrieb genommen.

Die aus deutscher Sicht notwendige zusätzliche Kalibrierung der für den Einsatz in der Mannheimer Versuchsanlage vorgesehenen US-Instrumentierung wurde im Labor für Komponentenprüfung der KWU in Karlstein erfolgreich durchgeführt und abgeschlossen. Die Ergebnisse wurden von der KWU zur Entwicklung eines Algorithmus verwendet, der die Bestimmung von Massenströmen im Rahmen der Versuchsauswertung zuläßt.

Im Berichtszeitraum fanden zwei internationale Meetings zur Koordination der Aktivitäten statt. Für die Diskussionen, die im Juni 1985 beim Großkraftwerk Mannheim und im Oktober in Washington stattfanden, wurden von der FB Gespräche mit den beteiligten deutschen Institutionen vorbereitet, in denen die deutschen Beiträge festgelegt und abgestimmt wurden.

● Projekt Notkühlung und Transienten

Im Mittelpunkt der Forschungsarbeiten zum Projekt Notkühlung standen ursprünglich alle mit dem Auslegungstörfall (beidseitiger Rundabriß einer Primärkreisleitung) zusammenhängenden sicherheitstechnischen Aspekte. Aufgrund der Ergebnisse von Risikobetrachtungen sowie des TMI-Störfalles haben kleine Lecks im Primärkreis einen wesentlich höheren sicherheitstechnischen Stellenwert als ein großes Leck, bedingt durch höhere Eintrittswahrscheinlichkeiten sowie die Notwendigkeit komplexer Systemeingriffe. Für die Ermittlung der Phänomenologie, des Zusammenwirkens verschiedener Teilsysteme und insgesamt der sicherheitstechnischen Relevanz unterschiedlicher Störfälle mit Kühlmittelverlust stehen derzeit zwei vom BMFT mitfinanzierte Integralversuchsstände zur Verfügung. Im LOBI (Loop Blowdown Investigation, Gemeinsames Forschungszentrum, Ispra, Maßstab 1:700) wird die Hochdruckphase, im PKL (Primärkreisläufe, KWU, Maßstab 1:140) die Niederdruckphase eines Kühlmittelverluststörfalles simuliert. Die Arbeiten sind weitgehend abgeschlossen. Die Ergebnisse demonstrieren insgesamt vorhandene Sicherheitsabstände und die Wirksamkeit des Notkühlkonzeptes deutscher Hersteller.

Wesentlicher Schwerpunkt der nächsten Jahre ist die experimentelle Untersuchung praxisbezogener Störfallabläufe. Bei der Vorbereitung entsprechender Untersuchungen hat die Forschungsbetreuung insbesondere im Rahmen von Arbeitsgruppen intensiv mit-

gewirkt. Als erster Schritt soll die PKL-Versuchsanlage, insbesondere im Bereich der Sekundärseite, der Regelungssysteme und Meßtechnik, erweitert werden. PKL-III soll nach dem Umbau eine möglichst flexible Anlage sein, mit der praxisorientierte unterschiedliche Eingriffsmöglichkeiten in den Störfallablauf parametrisiert und optimiert werden können. Es ist zu erwarten, daß PKL einen Beitrag zur

- Quantifizierung bestehender Sicherheitsreserven,
 - Optimierung von Handmaßnahmen bei ereignisorientierter Vorgehensweise,
 - Optimierung von Anleitungen für den Operateur im Zusammenhang mit einem schutzzielorientierten Vorgehen,
 - Weiterentwicklung von Rechenprogrammen
- liefern wird.

● Projekt Risiko und Zuverlässigkeit

Einen großen Anteil am Projekt Risiko und Zuverlässigkeit hat das Gesamtvorhaben „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B“ (DRS-B), deren Zielsetzung in der Erarbeitung methodischer Weiterentwicklung und Modellverbesserungen besteht. Die meisten Einzelvorhaben wurden erfolgreich abgeschlossen. Insbesondere in der Abschlußphase dieser Vorhaben hat die FB als Projektträger in engem Kontakt mit den Auftragnehmern auf eine ziel- und termingerichtete Erarbeitung ihrer Aussagen hingewirkt.

● Projekt Kernschmelzen

Die im Rahmen des Projekts Kernschmelzen durchgeführten Untersuchungen liefern die wesentlichen Grundlagen für die Bestimmung des mit schweren Störfällen in Kernkraftwerken verbundenen Risikos. Schwerpunkte des Projektes sind die Gebiete

- Wasserstoffverhalten bei schweren Störfällen,
- Freisetzung bzw. Rückhaltung von Spaltprodukten,
- Störfallabläufe bei Hochdruckversagen des Reaktordruckbehälters,
- Verlauf und mögliche Auswirkungen der Schmelze/Beton-Wechselwirkung,
- Containment-Belastung und Containment-Verhalten.

Im Berichtszeitraum wurden die Methoden zur Beschreibung der Wasserstoffverteilung im Containment weiterentwickelt und Verifikationsrechnungen durchgeführt.

Ein zentrales Vorhaben zum Gebiet Spaltproduktverhalten ist das DEMONA-Projekt. Die in diesem Rahmen bislang durchgeführten Untersuchungen bestätigen die vorausgesagte hohe Rückhaltewirkung des Containments für die aerosolförmig freigesetzten Spaltprodukte.

Diese Untersuchungen haben großes internationales Interesse gefunden. Auf Wunsch der NRC hat die FB zusammen mit den ausführenden Stellen eine Beteiligungsvereinbarung erarbeitet, die mit Zustimmung des BMFT inzwischen in Kraft getreten ist.

Zum Thema „Tröpfchenmitriß“ konnte die FB in mehreren Gesprächen mit Experten die Aufstellung eines Anforderungs- und Randbedingungskatalogs erreichen, der zur Grundlage eines danach definierten, inzwischen abgelaufenen experimentellen Vorhabens diente.

Die Weiterentwicklung des Kernschmelz-Codes KESS hat zu einer Programmversion geführt, die eine rechnergestützte Abschätzung des Kernschmelzverhaltens unter den speziellen Randbedingungen des Hochdruckversagens erlaubt. Erste Rechnungen zum Ablauf eines Hochdruck-Kernschmelzunfalls wurden durchgeführt.

Für das Containment können die quasistatischen Beanspruchungen vergleichsweise genau angegeben werden. Noch zu klären sind mögliche Beanspruchungen durch Wasserstoff-Deflagration oder -Detonation.

Im Rahmen des Zusammenarbeitsabkommens wurde der regelmäßige Erfahrungsaustausch zwischen BMFT und USNRC auch mit amerikanischen Experten beim „Core Melt Information Meeting“ im Oktober 1985 fortgesetzt. Im Kreis von ca. 60 Fachleuten wurden aktuelle deutsche und amerikanische Untersuchungsergebnisse von den beteiligten Forschungsstellen präsentiert und diskutiert. Die FB übernahm hierbei im Auftrag des BMFT die Koordination der deutschen Beteiligten und die übergreifende Darstellung ihrer Arbeiten. Dabei bestätigte sich die große internationale Bedeutung deutscher Untersuchungen, insbesondere der Vorhaben DEMONA und BETA.

Mit der Einberufung eines Expertengesprächs trug die FB dazu bei, die Bedeutung und Verwendungsmöglichkeit von TMI-2-Nachuntersuchungen für die deutsche Reaktorsicherheitsforschung zu bewerten.

● Projekt Werkstoff und Festigkeit

Nachdem Anfang 1984 mit den Arbeiten zur Phase II des „Forschungsvorhabens Komponentensicherheit“ (FKS II) begonnen werden konnte, waren aus technischen Gründen, aufgrund neuerer Erkenntnisse und im Hinblick auf die Abwicklung Änderungen im Arbeitsprogramm notwendig. Zu den zusätzlich aufgenommenen Arbeiten gehört insbesondere die Ermittlung von Rißwiderstandskurven an Großproben. Diese sind zur Absicherung der Übertragbarkeitskette Kleinproben/Großproben von besonderer Bedeutung.

Da das FKS ein Verbundprojekt ist, das zu gleichen Teilen vom BMFT und einem Industriekonsortium getragen und finanziert wird, bedeuten die notwendigen Schritte zur Anpassung der genehmigten Arbeits- und Kostenpläne an die veränderte Vorhabensentwicklung eine erhöhte fachliche und organisatorische Tätigkeit, die im wesentlichen von der Forschungsbetreuung ausgeführt wurde.

Auf Anregung und unter Federführung der Forschungsbetreuung konnte im Jahr 1984 ein Arbeitskreis zur Festlegung prioritärer bruchmechanischer Forschungsaktivitäten ins Leben gerufen werden, der seine Tätigkeit im Jahr 1985 erfolgreich abschloß. Aus der Sicht dieses Arbeitskreises ist das J-Integral-Konzept das aussichtsreichste Modell zur analytischen Beschreibung elastoplastischer Bruchvorgänge. Eine möglichst schnelle Anwendung in der Praxis erfordert, die vorhandenen zweidimensionalen Ansätze in Richtung einer dreidimensionalen Anwendbarkeit zu erweitern.

● Projekt Qualitätssicherung

Schwerpunkt des Jahres 1985 im Projekt Qualitätssicherung war das Verbundprojekt „Schallemission“, das vom BMFT und der KWU finanziell getragen wird und an dem weitere Institutionen, wie das Battelle-Institut, Frankfurt, die FhG/IZFP, Saarbrücken, die Universität Dortmund und die Materialprüfungsanstalt (MPA), Stuttgart, beteiligt sind.

Die Schallemission ist als integrales zerstörungsfreies Prüfverfahren eine gute Ergänzung zur Druckprüfung und den wiederkeh-

renden zerstörungsfreien Prüfungen in Kernkraftwerken. Die erforderliche breite Akzeptanz besteht jedoch nicht, da die Schallemission als Fehlersuch- und Klassierverfahren sowie als lokales Überwachungsverfahren ihre Leistungsfähigkeit in ausreichendem Maße noch nicht demonstriert hat. Dies soll durch Forschungsarbeiten, die von den genannten Institutionen im Jahr 1985 begonnen wurden, an einem mit natürlichen Fehlern versehenen realen Behälter bei Druckprüfungen und zwischengeschalteten Betriebsbeanspruchungen erfolgen.

Ein weiterer Schwerpunkt der FB-Arbeiten im Projekt Qualitätssicherung war die fachliche Koordination der deutschen Interessen im internationalen Programm PISC (Programme for the Inspection of Steel Components) der Organization for Economic Cooperation and Development (OECD). Nachdem die Arbeiten im PISC II 1984 abgeschlossen werden konnten, wurden 1985 die ersten Ergebnisse vorgestellt. Zur gleichen Zeit wurde eine Phase III diskutiert und von der OECD im Juni 1985 genehmigt. Sie betrifft die Untersuchung von natürlichen Fehlern in realen Strukturen. Um auch „In-situ-Prüfungen“ vornehmen zu können, wurde von deutscher Seite der Großbehälter der MPA-Stuttgart mit den dazugehörigen Manipulatorsystemen für diese Kooperation angeboten. Das PISC-Managing-Board empfahl die Annahme des Angebots.

● Projekt Mensch/Maschine

Mit dem Bericht „Einfluß der Mensch/Maschine-Wechselwirkung auf die Sicherheit von Kernkraftwerken — Eine Diskussion des Kenntnisstandes und Vorschläge zu weiterführenden Untersuchungen“ wurde im Jahr 1984 der Rahmen für die laufenden und geplanten Forschungsvorhaben definiert. Die aktuellen Planungen für Forschungsarbeiten auf dem Gebiet Mensch/Maschine (M/M) sind stark beeinflusst von einer stürmischen Entwicklung der Mikroelektronik, der Prozeßrechner- und neuen Methoden der Informatik. Dabei gilt es, die Möglichkeiten und Vorteile neuer Technik für die Reaktorsicherheit und insbesondere für die M/M-Schnittstelle nutzbar zu machen. Die FB hat sich deshalb in letzter Zeit intensiv mit den offenen Fragen auseinandergesetzt, um Schlußfolgerungen für die Reaktorsicherheit zu ziehen und insbesondere die Notwendigkeit zu weiteren Forschungsarbeiten zu prüfen.

Bei der Nutzung der neuen Technologie kommt der Leittechnik als Instrument zur Steuerung und Beobachtung der im Kernkraftwerk ablaufenden Prozesse eine zentrale Bedeutung zu. In diesem Bereich gibt es eine Anzahl offener Fragen, die sowohl die Fortentwicklung der Sicherheitsleittechnik als auch den Umgang der Operateure mit diesen Einrichtungen betreffen. Es zeichneten sich dabei die folgenden Zielrichtungen ab:

- Qualifizierung der neuen Technik in Bereichen mit Sicherheitsverantwortung — Die bisherigen Bewertungs-Qualifizierungsmethoden sind auf die neue Technik nur eingeschränkt anwendbar, so daß ein erheblicher Forschungsbedarf besteht, um für Hard- und Software Qualifizierungsmethoden zu entwickeln, die die Grundanforderungen existierender sicherheitstechnischer Regeln erfüllen und der neuen Technik Rechnung tragen.
- Entwicklung neuer rechnergestützter Informationssysteme für außergewöhnliche Störsituationen.

Die neue Technologie besitzt die Möglichkeit, die M/M-Schnittstelle weiter zu verbessern, indem sie dem Operateur aufbereitete Informationen bietet, die den Zustand der Anlage und die Wirkung von Eingriffen der automatischen Systeme transparenter machen.

Neuerdings werden auch Systeme diskutiert, die in der Lage sind,

- das gesammelte Wissen der Experten zu speichern,
- in Störsituationen, auch in nicht vorhergedachten und vorher modellierten Fällen, dem Operateur hilfreiche Informationen zu geben,
- im Dialogverfahren auch bei unvollständigem Wissen den Operateur beim Erarbeiten gangbarer Wege aus den Störungen zu unterstützen.

● Internationale Zusammenarbeit

Es liegt im Interesse der deutschen Reaktorsicherheitsforschung wie auch in dem anderen Staaten, international zusammenzuarbeiten, um

- die wissenschaftliche Basis der Reaktorsicherheitsforschung noch breiter abzusichern,

- Sicherheitskonzepte und Sicherheitsanforderungen durch gemeinsame Projekte, Austausch von Ergebnissen und deren kritische Diskussion vertieft fortzuentwickeln,
- die vorgesehenen Mittel durch arbeitsteilig angelegte Forschung optimal zu nutzen.

Dabei wird ein ausgewogenes Geben und Nehmen auf allen Seiten angestrebt. Zur Verwirklichung dieser Ziele wirkte die FB beratend mit

- bei der Ausführung bestehender und der zielgerechten Gestaltung neuer Verträge des BMFT mit ausländischen Partnern im Bereich der Reaktorsicherheitsforschung,
- bei der Erarbeitung der deutschen Position zu übergeordneten Fachthemen für Sitzungen internationaler Gremien.

In vielen Ländern ist die Kernenergie als bewährte Technik etabliert, dies verschiebt auch Schwerpunkte der Reaktorsicherheitsforschung. In der internationalen Diskussion spielt daher nun die Frage, mit welcher Schwerpunktsetzung welche Themen der Reaktorsicherheitsforschung bearbeitet werden sollen, eine dominante Rolle. An der Erarbeitung von Vorschlägen zur Schwerpunktbildung mehrerer Gremien wirkte die FB mit.

Bilaterale Zusammenarbeit

Die bilateralen Verträge des BMFT mit ausländischen Partnern erfordern regelmäßige Koordinatorengespräche, insbesondere mit

- dem Commissariat à l'Energie Atomique (CEA), Frankreich,
- der US-Nuclear Regulatory Commission (USNRC), USA,
- dem Electric Power Research Institute (EPRI), USA,
- der Japan Science and Technology Agency (JSTA), Japan.

Die FB wirkte bei der Vorbereitung und Durchführung dieser Gespräche und bei der Ergebnisaufbereitung mit. Informationsbedarf und fachliche Interessen der im Forschungsprogramm Reaktorsicherheit mitarbeitenden deutschen Institutionen gingen in die Erarbeitung von Verhandlungszielen ein. Die jeweils vereinbarten Aktivitäten wurden verfolgt und koordiniert.

Im Zuge der Verwirklichung der deutsch-chinesischen Kooperationsabsprachen auf dem

Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung war die FB an der Vorbereitung von Abstimmungen chinesischer Wissenschaftler zu den deutschen Forschungsinstitutionen und von Fachseminaren in der Volksrepublik China beteiligt. Die Bemühungen um die Einbeziehung japanischer Industrieforschung in die mit diesem Land bestehende Zusammenarbeit wurden fortgesetzt.

Internationale Organisationen

In den Sitzungen von ca. 20 Arbeitsgruppen und in mehr als 20 sonstigen Fachveranstaltungen führten deutsche Experten ihre Arbeiten in Beratungsgremien der OECD und der KEG fort. Die FB hat diese Mitwirkung deutscher Experten koordinierend betreut und die Ergebnisse der Fachdiskussionen für die Sitzungsvorbereitungen der deutschen Delegierten in den Leitungsgremien ausgewertet. Dies betrifft im Rahmen der OECD insbesondere die Sitzung des Committee for the Safety of Nuclear Installations (CSNI) und im Rahmen der KEG die Sitzungen des neugebildeten Beratenden Verwaltungs- und Koordinierungsausschusses 5 (BVKA 5: Kernspaltungsenergiereaktoren und Sicherheitskontrolle spaltbaren Materials) für das Forschungszentrum Ispra.

Auch im Rahmen der deutschen Mitwirkung in der IAEA leistete die FB Beiträge, u. a. durch Vorbereitung und Teilnahme an der Tagung des „Technical Committee on Thermal Reactor Safety Research“.

Arbeiten im Auftrag des BMI

Die Arbeiten für den BMI betrafen die Unterstützung bei der Durchführung von Studien zu technischen Fragestellungen im Rahmen der Bundesaufsicht über den Vollzug des Atomgesetzes.

Die Forschungsbetreuung hat im Jahr 1985 die Projektbegleitung zum Themenkreis „Hypothetische Störfälle“ fortgesetzt. Gegenstand der Arbeiten waren die Vorbereitung von verschiedenen Untersuchungen in den Sachgebieten Wasserstoffverbrennung und -detonation, Verhalten des Sicherheitsbehälters bei Überdruck und zu grundsätzlichen thermohydraulischen Fragestellungen. Zur Bewertung des erreichten Kenntnisstandes bei der gesteuerten Wasserstoffzündung wurden abschließende Arbeiten initiiert und darüber hinaus Werkstoffuntersuchungen zum Nachweis der Integrität von hochtemperaturbeanspruchten HTR-Komponenten so-

wie zum Kriechbeulverhalten von Dampferzeugerrohren im HTR bei sekundärseitiger Druckentlastung vorbereitet und zur Durchführung empfohlen.

Darüber hinaus hat die Forschungsbetreuung den BMI in seiner internationalen Zusammenarbeit mit der OECD und der KEG unterstützt. Für die Sitzungen im „Subcommittee on Licensing“ der OECD und des begleitenden Verwaltungs- und Koordinierungsausschusses „Kernspaltungsenergiereaktoren und Sicherheitskontrolle spaltbaren Materials“ (BVKA 5) der KEG wurden für den BMI Positionen erarbeitet, mit beteiligten deutschen Stellen abgestimmt und zum Teil durch die Forschungsbetreuung in den Sitzungen vertreten.

Seit 1980 befaßt sich die Forschungsbetreuung im Auftrage des BMI mit der Bewertung von Ergebnissen aus Untersuchungen und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit. Diese Arbeiten haben zum Ziel, die Nutzung von Ergebnissen aus Studien und F&E-Arbeiten zur Reaktorsicherheit beim Vollzug des Atomgesetzes zu fördern. Dazu werden die Abschlußberichte durch kompetente Institutionen hinsichtlich der Relevanz ihrer Ergebnisse für Fragen der atomrechtlichen Sicherheit gezielt aufbereitet. Alle an Genehmigungsverfahren Beteiligten und alle beratenden Gremien werden so in kurzer, prägnanter und sachkundiger Form laufend über die jeweils neuesten Erkenntnisse informiert.

Nach Durchführung von beschränkten Ausschreibungen vergibt die Forschungsbetreuung pro Jahr etwa 40 – 50 Bewertungsaufträge. Im Berichtsjahr gingen 300 Angebote ein, von denen im Rahmen vorhandener Mittel 42 zum Auftrag führten.

Im Rahmen einer Pilotphase wurden 1985 auch F&E-Ergebnisse zum Brennstoffkreislauf in die Bewertung einbezogen. 24 Aufträge wurden vergeben.

Insgesamt konnte festgestellt werden, daß die durch Umfrage (Behörden, Gutachter, Industrie, RSK) erhaltene Resonanz auf die Bewertungsaktion nahezu uneingeschränkt positiv war. Die Arbeiten werden daher fortgeführt, jedoch nicht im Bereich des Brennstoffkreislaufes, da wegen des relativ geringen Umfanges laufender und künftiger Genehmigungs- sowie Aufsichtsaktivitäten eine kontinuierliche Ergebnisaufbereitung entbehrlich erscheint.

7.1 RSK-Geschäftsstelle

Zum Jahresbeginn 1985 wurde die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) auf der Grundlage einer neu gefaßten Satzung¹⁾, die nunmehr einheitlich für die RSK und die Strahlenschutzkommission (SSK) gilt, neu berufen. Sie hat derzeit 17 Mitglieder.

Zum Vorsitzenden für das Jahr 1985 bestellte der BMI nach Anhörung der RSK Dr. H. Schenk und zum stellvertretenden Vorsitzenden Prof. Dr. F. Mayinger.

Die RSK berät den Bundesminister des Innern im Rahmen der Zweckmäßigkeit der Aufsicht über Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren von kerntechnischen Anlagen. Gegenstand der Beratungen der RSK sind Angelegenheiten der Sicherheit und damit im Zusammenhang stehender Fragen der Sicherung von Kernreaktoren und Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs.

Die RSK-Geschäftsstelle hat die Aufgabe, die RSK und ihre Ausschüsse bei der Wahrnehmung ihrer Aufgaben und den BMI bei der Auswertung der Beratungsergebnisse der RSK zu unterstützen.

Schwerpunkte der Tätigkeit der RSK-Geschäftsstelle waren: die Vorbereitung und Auswertung der RSK-Beratungen zur Inbetriebnahme des Kernkraftwerks Kalkar (SNR-300), verschiedene Einzelfragen zu Leichtwasserreaktoren und zur Auslegung von Kernkraftwerken gegen Erdbeben sowie die Vorbereitung von Gesprächen mit Delegationen vergleichbarer Kommissionen in Frankreich, USA und Japan. Weitere Tätigkeitsschwerpunkte der RSK-Geschäftsstelle waren die Vorbereitung der Überarbeitung der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, die Verbesserung und Erweiterung der RSK-Datenbank und Arbeiten an einem Konzept zur Unterstützung der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken mit probabilistischen Methoden.

Ergebnisse

Tabelle 7.1 gibt einen Überblick über die Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse im Jahr 1985. Die von der RSK verabschiedeten Empfehlungen wurden im Bundesanzeiger veröffentlicht (Tabelle 7.2).

¹⁾ Veröffentlicht im Bundesanzeiger Nr. 220 vom 23. 11. 1984

Sitzungen 1985	Anzahl
RSK-Sitzungen	7
Ausschuß-Sitzungen	
– Leichtwasserreaktoren	3
– Natriumgekühlte Reaktoren	5
– Hochtemperaturreaktoren	–
– Druckführende Komponenten	8
– Notkühlung	–
– Spaltproduktückhaltung	1
– Elektrische Einrichtungen	6
– Bautechnik	4
– Reaktorbetrieb	2
– Standortfragen	–
– Brennstoffverarbeitung und -lagerung	2
– Wiederaufarbeitung	2
– Endlagerung	5
– Sicherheitsforschung und Grundsatzfragen	2
– Ad-hoc-Sonderfragen	2
– RSK/SSK-Gesprächskreis (1983/1984 Ad-hoc-Ausschuß)	2
Summe der Ausschuß-Sitzungen	44 (47)*
Sonstige RSK-Veranstaltungen	27 (32)*
Insgesamt	78 (86)*

* Sitzungstage

Tabelle 7.1: Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse, sonstige Veranstaltungen

Leichtwasserreaktoren

● Zuverlässigkeit von Druckabsicherungseinrichtungen in Kernkraftwerken

Die 1984 begonnenen projektübergreifenden Beratungen der RSK zur Zuverlässigkeit von Druckabsicherungseinrichtungen in Kernkraftwerken, insbesondere im Hinblick auf Ausfälle mit gemeinsamer Ursache, wurden im Berichtszeitraum vorläufig abgeschlossen. Die RSK hat dabei die Druckabsicherungskonzepte aller in Betrieb und im Bau befindlichen Druck- und Siedewasserreaktoren behandelt. Es wurde festgestellt, daß keine Maßnahmen zur Erhöhung der Zuverlässigkeit notwendig waren. In einzelnen Fällen boten sich jedoch sinnvolle vorsorgliche Maßnahmen an, die für einzelne Anlagengruppen empfohlen wurden. Bei ihren Beratungen konnte sich die RSK auf umfangreiche und umfassende Untersuchungen der Abteilung „Betriebsverhalten“ der GRS stützen.

● Leckratenprüfungen an Sicherheitsbehältern von Kernkraftwerken

Die RSK befaßte sich im Berichtszeitraum mit der Durchführung von Leckratenprüfungen an Sicherheitsbehältern von Kernkraftwerken und mit den Ergebnissen dieser Prüfungen. Sie wertete dabei die Ergebnisse aller bisher durchgeführten Leckratenprüfungen aus. Die Prüfergebnisse wurden mit den Gutachtern diskutiert und die Betreiber der einzelnen Anlagen dazu angehört.

● Überarbeitung der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren

Im Berichtszeitraum wurde in der Geschäftsstelle auf Wunsch der RSK damit begonnen, im Rahmen der Überarbeitung der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren einen neuen Entwurf zu erstellen. Hierbei sollen zunächst die Beratungsergebnisse der RSK mit Leitliniencharakter seit Verabschiedung der letzten Ausgabe im Oktober 1981 berücksichtigt werden. Dies sind im wesentlichen die Ergebnisse der Beratungen zu den Stör-

Projekt	Gegenstand der Empfehlung	RSK-Sitzung		Bundesanzeiger	
		lfd. Nr.	Datum	lfd. Nr.	Datum
WAA B/N	Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen, Empfehlung zu den Standorten, zum Sicherheitskonzept und zur 1. Teilerrichtungs-genehmigung	198	17. 10. 84	26a	7. 2. 85
KMK	Kernkraftwerk Mülheim-Kärlich, Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb	200	19. 12. 84	56	21. 3. 85
UAG	Urananreicherungsanlage Gronau, Empfehlung zur Inbetriebnahme	202	20. 2. 85	175	19. 9. 85
RBU 1	Reaktor-Brennelement Union 1, Empfehlung zum Konzept	202	20. 2. 85	175	19. 9. 85
BER II	Forschungsreaktor BER II in Berlin, Empfehlung zum Umbau und Betrieb mit 10 MW	203	24. 4. 85	125	11. 7. 85

Tabelle 7.2: Im Jahr 1985 veröffentlichte Empfehlungen der RSK

fall-Leitlinien des BMI zu § 28 Abs. 3 StrlSchV und die Neufassung der Bruchpostulate für die Hauptkühlmittel- und Anschlußleitungen sowie für Frischdampf- und Speisewasserleitungen. Die neue Leitlinienausgabe soll bereits von der Gliederung her klar unterscheiden zwischen Forderungen im Bereich

- der Auslegung gegen Störfälle,
- der risikomindernden Maßnahmen,
- des Betriebs.

Im Rahmen der neuen Leitlinienausgabe soll außer zu Grundsätzen der Sicherheitsbeurteilung auch zum Umfang des Einsatzes probabilistischer Methoden bei der Sicherheitsbeurteilung Stellung genommen werden.

Nach derzeitiger Planung ist mit einer Verabschiedung der 4. Ausgabe der RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren gegen Ende des Jahres 1986 zu rechnen.

Inbetriebnahme des Kernkraftwerks Kalkar (SNR-300)

Im Einvernehmen mit dem BMI und der Genehmigungsbehörde des Landes Nordrhein-Westfalen hat die RSK einen Beratungsplan zur Inbetriebnahme des SNR-300 erstellt. Im

Rahmen ihrer Beratungen hat sich die RSK über den Anlagenzustand informiert und sicherheitstechnische Fragen der Inbetriebnahmeschritte behandelt. In die Beratungen werden auch die Ergebnisse von Untersuchungen einbezogen, die z. B. aufgrund von Auflagen der Genehmigungsbehörde des Landes oder von Gutachtensbedingungen durchgeführt wurden. Die Beratungen erfolgen in zwei Schritten:

Der erste Schritt umfaßt Themen, die für eine Empfehlung der RSK zur Beladung des Reaktors mit Brennelementen und zur Durchführung der Nulleistungsversuche behandelt werden müssen. Zu diesem Themenkomplex gehören z. B. eine Bestandsaufnahme zur Gebäudeauslegung und zur Stahlblechhülle des äußeren Containments, die Ergebnisse der Fertigungs-, Montage- und Abnahmeprüfungen der Primärkreiskomponenten und der Wärmeübertragungskreisläufe, die Ausführung des Brandschutzes und neue Untersuchungsergebnisse zur Auslegung und Nachzerfallsleistung des Reaktorkerns Mark Ia.

Der zweite Beratungsschritt beinhaltet Themen, die vor einer Empfehlung der RSK zur Durchführung des Leistungsbetriebs (Versuchsbetrieb) und des Dauerbetriebs zu erörtern sind.

Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen

In den letzten Jahren hat sich in der Fachwelt die Überzeugung durchgesetzt, daß die derzeitige Auslegungspraxis gegen Erdbeben überdacht werden sollte. Diese Überlegungen wurden durch praktische Erfahrungen und neue theoretische Untersuchungen über das Verhalten von Anlagen bei Erdbeben sowie durch Erkenntnisse bei der Anwendung der derzeit geltenden Auslegungsanforderungen ausgelöst. Die RSK hat diese Entwicklung verfolgt und frühzeitig mit eigenen Überlegungen zum Konzept der Auslegung gegen seismische Einwirkungen begonnen. Die Randbedingungen einer solchen Auslegung, wie zulässige Beanspruchung, Sicherheitsfaktoren, und ein Vergleich mit den noch gültigen Anforderungen, die zum Teil Doppelnachweise gegen Sicherheits- und Auslegungserdbeben bedingen, sind zur Zeit noch Gegenstand von Untersuchungen.

Weitere Beratungen bezogen sich auf die Definition des Sicherheitserdbebens, auf Konstruktionsprinzipien, zulässige Dämpfungswerte im Boden, im Bauwerk und in Systemen sowie auf die Rechenverfahren bei der Nachweistführung.

Als Ergebnis dieser Entwicklung wird ein vereinfachtes Verfahren der Auslegung gegen seismische Einwirkungen ohne Einbuße an Sicherheit erwartet.

Konzept zur Unterstützung der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken mit probabilistischen Methoden

Risikostudien haben sich zu einem wichtigen methodischen Hilfsmittel in der Reaktorsicherheitstechnik entwickelt. Zunehmend finden probabilistische Argumentationen Eingang in die Entscheidungspraxis bei Fragen der kerntechnischen Sicherheit.

In der Fachwelt wird insbesondere diskutiert, ob risikoorientierte Sicherheitsziele eingeführt werden können. Unterschiedliche Ansätze liegen weltweit vor. Die Meinungsbildung ist noch nicht abgeschlossen.

Mit dem „Konzept zur Unterstützung der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken mit probabilistischen Methoden“ wurde ein spezieller Weg zu einer konsistenten Systematik aufgezeigt.

Hierzu wurde eine Referenzkurve entwickelt. Die Referenzkurve begrenzt spätschadensrelevante Individualdosen nach der zu erwartenden Häufigkeit in Abhängigkeit von der Höhe der Dosis. Sie umfaßt das ganze Spektrum der Ereignisse bis hin zu schweren Unfällen. Sie ist als kumulative komplementäre Häufigkeitsverteilung definiert. Zahlenwerte leiten sich aus dem Immissionsschutzkonzept der Strahlenschutzverordnung ab.

Möglichkeiten, mit Hilfe der Referenzkurve eine konsistente Zuordnung von Dosis-, Häufigkeits- und Risikoklassen vorzunehmen, wurden aufgezeigt. Ein Rechenprogramm RIGREP zur expliziten Berechnung der Kurve und abgeleiteter Größen wurde entwickelt und erläutert. RIGREP ist im GRS-Rechenzentrum verfügbar. In Fallstudien wurden Implikationen des Konzeptes für sicherheitstechnische Entscheidungen beispielhaft dargestellt.

Die Untersuchungen wurden zusammen mit der KfK und der GSF durchgeführt. Wesentliche Ergebnisse sind der Fachwelt vorgetragen worden und folgendermaßen dokumentiert:

- Gottschalk, P. A., et al.: Konzept zur Unterstützung der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken mit probabilistischen Methoden
Statusbericht: Methodik, Risikogrenzkurven und Anwendungsbeispiele, unveröffentlicht
- Gottschalk, P. A., E. Hofer, A. Jahns und W. Werner: A Tentative Quantitative Safety Goal and Examples of its Possible Application for the Assessment of Incident and Accident Sequences
ANS/ENS Inter. Top. Meeting on Prob. Saf. Meth. and Appl., San Francisco, February 24 – March 1, 1985, Proceedings, Vol. I, 12-1 (1985)
- Speis, T. P., und A. Jahns: Risk Assessments for Nuclear Safety
OECD/NEA Seminar on Interface Questions in Nuclear Health and Safety, Paris, April 16 – 18, 1985
- Gottschalk, P. A.: A Tentative Safety Goal and other Limit Line Approaches to Control Individual or Societal Risk
IAEA Interregional Training Course on the Uses of Probabilistic Safety Assessment in Decision Making, Oldbury-on-Severn, NR Bristol, September 1985
- Consultant Group der IAEA: Status, Experience and Present Trends in the Developments of Quantitative Safety Goals/Design Objectives
Draft, IAEA, Wien, Sept. 1985, FN/ek 18. 9. 1985, 1844 d

Anlagen des Brennstoffkreislaufs außer Kernkraftwerken

● Urananreicherungsanlage Gronau

In Fortführung ihrer Beratungen zum Standort und zum Sicherheitskonzept der Urananreicherungsanlage Gronau (UAG) befaßte sich die RSK mit Inbetriebnahme und nachfolgendem Betrieb der Anlage. Die RSK hat festgestellt, daß sich keine Tatsachen ergeben haben, die das positive Urteil zu Standort und Sicherheitskonzept in Frage stellen. Ebenso sind keine Einwände ersichtlich geworden, die gegen die Erteilung einer Betriebsgenehmigung sprechen, weder gegen das beantragte Vorgehen der Inbetriebsetzung noch gegen den anschließenden Pro-

duktionsbetrieb. Die vom Gutachter vorgeschlagenen Auflagen sind nach Ansicht der RSK sicherheitstechnisch angemessen und erfüllbar. Sie beziehen sich zu ihrem überwiegenden Teil auf noch vor Erteilung der Genehmigung vorzulegende Unterlagen und Dokumentationen.

● Brennelementherstellungsanlage RBU 1

Im Rahmen der Genehmigung der Hanauer Nuklearbetriebe nach § 7 AtG hat die RSK das Sicherheitskonzept für die Brennelementfabrik der Reaktor-Brennelement Union GmbH – Werk 1 (RBU 1) beraten. Die RSK ist gemeinsam mit dem Gutachter der Ansicht, daß sich aus der Analyse der vorgelegten Antragsunterlagen keine Fragen ergeben haben, aus denen sich Bedenken gegen das sicherheitstechnische Konzept ableiten lassen. Anforderungen, die bei der Detailuntersuchung im Rahmen der Errichtungsgenehmigung z. B. im Bereich der verfahrenstechnischen Ausgestaltung eventuell auftauchen, können im Zuge der Errichtung der Anlage noch erfüllt werden. In dem geplanten teilweisen Durchsatz von wiederaufgearbeitetem Uran wird keine grundlegende Schwierigkeit gesehen, da zur Einhaltung der beantragten Grenzwerte der Aktivitätsabgaben mit dem Abwasser erforderlichenfalls weitere Maßnahmen zur Dekontamination und zum Schutz des Betriebspersonals ergänzende Abschirmmaßnahmen getroffen werden können.

● Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf

Die RSK hat darüber beraten, inwieweit die von der DWK durchgeführte Revision der Konzeptunterlagen und das von der Arbeitsgemeinschaft Wiederaufarbeitungsanlage Bayern erstellte Gutachten zur Bau- und Lagertechnik Einfluß haben auf ihre Empfehlung zur beantragten Wiederaufarbeitungsanlage Bayern/Niedersachsen vom 17. Oktober 1984. Die in die Konzeptunterlagen neu aufgenommenen Beschreibungen waren der RSK bei Erarbeitung ihrer Empfehlung inhaltlich bereits bekannt. Die Diskussion mit dem Gutachter zum endgültigen Gutachten hat gezeigt, daß RSK und Gutachter die in der Empfehlung angesprochenen Sachverhalte sicherheitstechnisch gleichwertig beurteilen. Darüber hinaus hat das Gutachten auch keine sicherheitstechnischen Fragen identifiziert, die konzeptrelevant sind und in der

Beurteilung der RSK nicht angesprochen werden. Zusammenfassend hat die RSK nach Überprüfung der revidierten Konzeptunterlagen und des abschließenden Gutachtens keinen Anlaß gesehen, ihre Empfehlung zu erweitern oder zu modifizieren.

Internationale Zusammenarbeit

Im Rahmen der bestehenden Verträge über Zusammenarbeit und Erfahrungsaustausch sowie aufgrund einer Einzelübereinkunft (Japan) haben auch im Jahr 1985 Delegationen aus Vertretern des BMI und der RSK Gespräche mit ausländischen Fachleuten geführt.

- Im März reiste eine Delegation zu Gesprächen mit der französischen Groupe Permanent Réacteurs (GPR) nach Cadarache. Hauptthemen der Gespräche waren Betriebserfahrungen, das Konzept der Wartenauslegung, die Auslegung von Anlagen gegen Erdbeben, die Sicherheit Schneller Brüter und Unfälle. Neben diesen Gesprächen wurden Forschungseinrichtungen für natriumgekühlte Reaktoren und Leichtwasserreaktoren besichtigt.
- Im Mai fanden in der GRS in Garching Gespräche mit einer NRC/ACRS-Delegation statt. Auch bei diesem Treffen wurde über Betriebserfahrungen, moderne Wartekonzepte und Unfälle diskutiert. Außerdem standen Entwicklungen auf dem Gebiet des Genehmigungsverfahrens, der Nachwärmeabfuhr und der Ausfall der gesamten Wechselstromversorgung bei einem Kernkraftwerk auf der Tagesordnung.
- Im Oktober war erstmals eine Delegation zu offiziellen Gesprächen mit Vertretern der Japanischen Nuclear Safety Commission (JNSC) und anderer japanischer Institutionen in Japan. Bei diesen Gesprächen wurde ein breites Spektrum sicherheitstechnischer Fragen zu Kernkraftwerken (LWR und Schneller Brüter) und Anlagen des Brennstoffkreislaufes, insbesondere der Wiederaufarbeitungsanlage, behandelt. Anlässlich dieser Gespräche konnten auch einige kerntechnische Anlagen und Forschungseinrichtungen in Japan besucht werden.

RSK-Datenbank

Mit der RSK-Datenbank wurde ein rechnergestütztes Informations- und Dokumentationssystem für Beratungsergebnisse der RSK aufgebaut und betrieben. Die Datenbank kann als Fundstellenverzeichnis oder zum schnellen Überblick über eine bestimmte Thematik verwendet werden. Die Datenbank ist als Volltext-Datenbank konzipiert, wobei die Dokumente zusätzlich formal und inhaltlich erschlossen werden. Sie wurde ursprünglich mit dem Datenbank-Managementsystem „System 2000“ betrieben und im Berichtsjahr auf STAIRS (Storage and Information Retrieval System) umgestellt. Das Datenmaterial besteht aus Protokollen bzw. Protokollauszügen von Sitzungen der RSK. Erfaßt sind derzeit etwa 1400 Dokumente. Dies entspricht einem Umfang von etwa 70 RSK-Sitzungen und einem Sitzungszeitraum von etwa 7 Jahren.

7.2 SSK-Geschäftsstelle

Die im Jahr 1974 gebildete Strahlenschutzkommission (SSK) berät den Bundesminister des Innern (BMI) in den Angelegenheiten des Schutzes vor den Gefahren ionisierender Strahlen. Als Ergebnis ihrer Beratungen beschließt die SSK Empfehlungen oder Stellungnahmen an den BMI.

Zum Vorsitzenden für das Jahr 1985 bestellte der BMI nach Anhörung der SSK Prof. Dr. C. Streffer und zu den stellvertretenden Vorsitzenden Prof. Dr. D. Harder und Prof. Dr. Dr. E. Oberhausen.

Die Geschäftsstelle unterstützt die SSK, ihre Ausschüsse und die Arbeitsgruppen in ihrer Arbeit. Die Anzahl der Sitzungen und Sitzungstage, die auf Kommission, Ausschüsse und Arbeitsgruppen entfallen, zeigt Tabelle 7.3.

Im Berichtsjahr sind die ersten beiden Bände der „Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission“ in Buchform erschienen. Band 1 dieser Reihe enthält „Empfehlungen der Strahlenschutzkommission zu speziellen Fragen des Strahlenschutzes in den Jahren 1974 – 1984“, Band 2 beschreibt „Wirkungen nach pränataler Bestrahlung“.

Es ist geplant, zukünftige Empfehlungen und Stellungnahmen in weiteren Bänden zu veröffentlichen. In seinem Geleitwort hat der Bundesminister des Innern, Dr. Friedrich Zimmermann, zu den Veröffentlichungen festgestellt:

„Die Fachwelt und die interessierte Öffentlichkeit haben mit dieser Reihe eine bessere Möglichkeit, die wissenschaftlichen Grundlagen der Entscheidungen zum Strahlenschutz nachzuvollziehen. Die Schriftenreihe wird dazu beitragen, Kritik bezüglich des Strahlenschutzes weiterhin zu versachlichen. Der Schutz des Einzelnen und der Bevölkerung vor ionisierenden Strahlen bleibt bei atomrechtlichen Entscheidungen wichtigste Verpflichtung.“

Aus der Vielzahl der Beratungsthemen des Jahres 1985 seien nachfolgende Schwerpunkte genannt.

- Zur Frage von Waldschäden durch die Emission radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken

Eine speziell für diesen Themenkomplex eingesetzte Arbeitsgruppe bereitet für die Bera-

Beratergremien	Zahl der Sitzungen (Zahl der Sitzungstage) 1985	
● Strahlenschutzkommission (SSK)	7	(14)
● Ausschüsse der SSK:		
„Strahlenschutztechnik“	2	(2)
„Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“	4	(5)
„Medizin und Strahlenschutz“	3	(5)
„Radioökologie“	6	(11)
„Strahlenschutz bei radioaktiven Abfällen und Reststoffen“	4	(6)
„Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“	9	(13)
● Arbeitsgruppen	42	(48)
● Gemeinsamer Ausschuß von RSK und SSK	2	(3)
● Ausschuß „Novellierung der Strahlenschutzverordnung“	5	(6)
Insgesamt:	84	(113)

Tabelle 7.3: Sitzungen der SSK, ihrer Ausschüsse und Arbeitsgruppen sowie weiterer Beratergremien des BMI, die von der SSK-Geschäftsstelle betreut werden

tungen in der SSK einen Empfehlungsentwurf vor. Die Arbeitsgruppe wird ihre Beratungen in Kürze abschließen; die SSK wird dann eine Empfehlung zum Thema Radioaktivität und Waldschäden vorlegen.

- Strahlenexposition und mögliches Lungenkrebsrisiko durch Inhalation von Radon-Zerfallsprodukten in Häusern

Die Strahlenschutzkommission befaßt sich seit einigen Jahren eingehend mit der Radon-Exposition der Bevölkerung; eine kurze Stellungnahme über die Höhe dieser Exposition und die sie beeinflussenden Faktoren hat die SSK bereits 1980 verabschiedet. Nach Vorlage der Ergebnisse der vom BMI geförderten Erhebungsmessungen zur Ermittlung der Schwankungsbreite der Radon-Konzentration in Häusern in der Bundesrepublik Deutschland konnte die SSK im Berichtsjahr zu diesem Fragenkomplex eine umfassende Empfehlung abgeben. Darin sind neben Ausführungen über

- Hauptquellen der Radon-Zufuhr in Häusern
- Bewertung der Strahlenexposition durch Inhalation von Radon-Zerfallsprodukten

hinsichtlich eines möglichen Lungenkrebsrisikos

Empfehlungen zur Entwicklung folgender Kriterien enthalten:

- Auffinden von Regionen, in denen hohe Radon-Konzentrationen auftreten können;
- Auffinden von Häusern und Bauplätzen, in denen hohe Radon-Konzentrationen auftreten können;
- Beurteilung von Maßnahmen zur Reduzierung der Radonbelastung.

Des weiteren wurde empfohlen, daß bauliche Empfehlungen zur Reduktion der Radon-Konzentration der Luft in Wohnräumen, speziell im Zusammenhang mit der Wohnraumbelüftung, erarbeitet werden. Durch die vorgenannten Maßnahmen soll aus Gründen der Vorsorge bei der Planung zukünftiger Häuser erreicht werden, daß im Wohnbereich keine Extremwerte der Radon-Konzentration auftreten.

Medizinische Maßnahmen bei Kernkraftwerksunfällen

Unter diesem Titel wurde im Berichtsjahr ein Leitfaden für ärztliche Berater der Katastrophenschutzleitung, Ärzte in Notfallstationen und Ärzte in der ambulanten Betreuung fertiggestellt. Er wurde durch eine eigens hierfür eingesetzte Arbeitsgruppe erarbeitet, von den Ausschüssen „Medizin und Strahlenschutz“ und „Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ eingehend beraten unter Beteiligung der für den Katastrophenschutz zuständigen Behörden der Bundesländer, bevor er von der SSK als Empfehlung verabschiedet wurde. Der Leitfaden enthält detaillierte Erläuterungen zu

- Vorsorgemaßnahmen,
- Aufgaben der Strahlenschutzärzte,
- Notfallstationen,
- Betreuung strahlenexponierter Personen außerhalb der Notfallstation.

Bei der Festlegung der erforderlichen medizinischen Maßnahmen fanden Ergebnisse der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ und Schlußfolgerungen aus der Auswertung einer großen Anzahl weiterer Veröffentlichungen zu diesem Problemkreis Berücksichtigung. Hieraus wurden die notwendigen medizinischen Maßnahmen und die sich daraus ableitenden Organisationsstrukturen entwickelt. Außerdem wurden die Erkenntnisse aus den zahlreichen bisher durchgeführten Katastrophenschutzübungen der Länder berücksichtigt. Es ist geplant, den Leitfaden in Kürze in der bereits erwähnten Reihe „Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission“ zu publizieren.

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

Nachdem entsprechende Arbeitsgruppen des Ausschusses „Strahlenschutztechnik“ die Berechnungsgrundlagen vorbereitend für die Kommission erstellt hatten, erfolgte im Berichtsjahr eine durch neue Veröffentlichungen – z. B. DIN 6814, Teil 3 – erforderliche Überarbeitung dieser Rechenanlei-

tungen. Die SSK hat die Berechnungsgrundlagen, denen zu entnehmen ist, auf welche Weise und mit welchen Daten die Körperdosen bei äußerer Bestrahlung ermittelt werden können, als Empfehlungen verabschiedet.

Die Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle (§§ 62 und 63 StrlSchV) behandelt nicht nur Kriterien für den Einsatz der verschiedenen Verfahren zur Gewinnung von Überwachungsdaten, sondern legt auch fest, in welchen Fällen aus den Überwachungsdaten Körperdosen zu berechnen sind. Ist danach die Erfordernis einer Körperdosismessung nach äußerer Exposition gegeben, können dazu folgende Methoden angewandt werden:

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

Die Berechnungsgrundlagen enthalten die erforderlichen Daten für die beiden erstgenannten Verfahren. Sie werden im Laufe des Jahres 1986 als Band 3 der SSK-Veröffentlichungsreihe erscheinen.

Systemstudie „Andere Entsorgungstechniken“

Der BMI hat die RSK und SSK beauftragt, ihn im Rahmen des systemanalytischen Vergleichs „Integrierte Entsorgung/Andere Entsorgungstechniken“ zu beraten. Dazu wurde von beiden Kommissionen ein gemeinsamer Ad-hoc-Ausschuß „Andere Entsorgungstechniken“ eingesetzt, der die strahlenschutztechnischen und sicherheitstechnischen Aspekte des Systemvergleichs zwischen Entsorgungsstrategien mit und ohne Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente aus Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor diskutieren und eine Bewertung abgeben sollte. Grundlage dieser Beratung war u. a. der vom „Projekt Andere Entsorgungstechniken“ (PAE) erstellte Entwurf des Hauptbandes der Systemstudie. Die RSK hat ihre Beratungen 1984 abgeschlossen.

Aufgrund der Ergebnisse der vorbereitenden Beratung des genannten Ad-hoc-Ausschus-

ses und der SSK-Klausurtagungen 1983 und 1984 mit den Themen

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

hat die SSK zu den Aussagen der Systemstudie „Andere Entsorgungstechniken“ eine Stellungnahme verabschiedet.

Sie stellte fest, daß die für die Umgebungsbevölkerung errechenbaren Individualdosen im allgemeinen um mehr als eine Größenordnung unterhalb der natürlichen Strahlenexposition liegen. Die Berechnung von Kollektivdosen als Vergleichsmaßstab ist deshalb hier nicht sinnvoll.

Hinsichtlich der Bewertung der beiden betrachteten Entsorgungswege kam sie zu folgendem Gesamturteil:

Bei der Beurteilung unterschiedlicher Entsorgungssysteme für Kernbrennstoffe haben sich im Hinblick auf die Strahlenexposition insgesamt keine Unterschiede ergeben, die einen sicherheitstechnischen Vorteil des einen Entsorgungsweges gegenüber dem anderen erkennen lassen. Für beide Systeme ist die Einhaltung der für die Bevölkerung und die Beschäftigten gültigen Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung mit Sicherheit zu erwarten.

Strahlenschutzaspekte bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle in geologischen Formationen

Die bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie entstehenden radioaktiven Abfälle sind gemäß Atomgesetz geordnet zu beseitigen. Von den verschiedenen möglichen Konzepten der Endlagerung hat sich die Bundesrepublik Deutschland für die Endlagerung in tiefen geologischen Formationen entschieden. Die Strahlenschutzkommission hat deshalb in ihrer Empfehlung, in der wesentliche Strahlenschutzaspekte für die Behandlung und Endlagerung radioaktiver Abfälle präzisiert und begründet werden, nur die vorgenannte Endlagerungstechnik betrachtet; sie macht darin Aussagen zur

- Einlagerung in die für die Endlagerung vorgesehene Formation (Betriebsphase),
- Nachbetriebsphase des Endlagers.

Für die Betriebsphase müssen die Forderungen der Strahlenschutzverordnung eingehalten werden. Für andere kerntechnische Einrichtungen geltende Richtlinien und Anforderungen sind, soweit diese übertragen werden können, zu erfüllen.

Hinsichtlich der Nachbetriebsphase wurde gefordert, daß der Schutz des Menschen und seiner Umwelt vor der Schädigung durch ionisierende Strahlung sowohl für die gegenwärtige als auch für alle künftigen Generationen gewährleistet ist.

Abschlußbericht des Ausschusses „Novellierung der Strahlenschutzverordnung“

Nachdem die SSK ihre mehrjährigen Beratungen über die Novellierung der Strahlenschutzverordnung abgeschlossen hatte, erarbeitete der BMI mit der Strahlenschutzkommission und den Bundesländern einen Entwurf für eine Änderungsverordnung der Strahlenschutzverordnung. Der BMI legte diesen Entwurf einem Expertengremium vor, das die Änderungsverordnung auf

- die Konsistenz der wissenschaftlichen Grundlagen,
- die Plausibilität der Begründungen sowie
- gegebenenfalls auch auf weiteren Regelungsbedarf

überprüfen sollte. Er hat dazu einen selbständigen Ausschuß „Novellierung der Strahlenschutzverordnung“ unter der Leitung des SSK-Vorsitzenden einberufen.

In die Beratungen dieses Ausschusses wurden einbezogen die EG-Richtlinien zur Änderung der Grundnormen für den Strahlenschutz und die Stellungnahme der SSK zur Festlegung der Dosisgrenzwerte im Rahmen der Anpassung der Strahlenschutzverordnung an die EG-Richtlinie. Weiterhin fanden Berücksichtigung die im Länderausschuß für Atomkernenergie vorgetragenen Argumente der Länder im Hinblick auf weitere, im vorgenannten Entwurf nicht enthaltene Punkte.

Der Ausschuß schloß seine Beratungen im Juni des Berichtsjahres mit einer Zusammenfassung seiner Beratungsergebnisse ab und konnte seine ausformulierten Änderungsvorschläge zur Strahlenschutzverordnung mit den zugehörigen Begründungen am 29. Juni Staatssekretär Kroppenstedt überreichen.

Beratungen zu laufenden Genehmigungsverfahren

Bei den Überprüfungen atomrechtlicher Genehmigungsverfahren holt der BMI u. a. auch die Stellungnahmen der SSK zu strahlenschutzrelevanten Fragestellungen ein. Dabei überprüft die Kommission die Erfüllung der entsprechenden Vorgaben der Strahlenschutzverordnung, wobei die Kommissionsberatungen vom Ausschuß „Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“ vorbereitet werden.

Im Berichtsjahr hat die SSK Stellungnahmen zu den Genehmigungsverfahren folgender kerntechnischer Anlagen verabschiedet:

- Urananreicherungsanlage Gronau (UAG)
 - Betriebsgenehmigung
- Brennelementfabrik der Reaktor-Brennelement Union (RBU), Werk 1, in Hanau
 - Genehmigung nach § 7 AtG
- Brennelementfabrik der Hochtemperaturreaktor-Brennelement Gesellschaft (HOBEG) in Hanau – Genehmigung nach § 7 AtG
- Prototypkernkraftwerk mit schnellem natriumgekühltem Reaktor in Kalkar (SNR-300) – Betriebsgenehmigung

Klausurtagung 1985

Das Thema der diesjährigen Klausurtagung war „Berufliche Strahlenexposition“. Dabei standen folgende Einzelthemen zur Diskussion:

- Berufliche Strahlenexposition in der Bundesrepublik Deutschland
- Methodische Fragen und praktische Erfahrungen bei der Ermittlung der beruflichen Strahlenexposition
- Epidemiologische Studien über Strahlenrisiken bei beruflich strahlenexponierten Personen
- Vergleichende Untersuchungen von Berufsrisiken

Die in der Klausurtagung aufgenommenen Beratungen werden 1986 fortgesetzt. Eine speziell hierfür eingesetzte Arbeitsgruppe wird die erzielten Beratungsergebnisse aufarbeiten und eine Stellungnahme zu den Dosismeßverfahren und zur Risikobewertung für die SSK vorbereiten.

Der KTA-Geschäftsstelle obliegt die Führung der Geschäfte des Kerntechnischen Ausschusses (KTA), der „die Aufgabe hat, auf Gebieten der Kerntechnik, bei denen sich aufgrund von Erfahrungen eine einheitliche Meinung von Fachleuten der Hersteller, Ersteller und Betreiber von Atomanlagen, der Gutachter und der Behörden abzeichnet, für die Aufstellung sicherheitstechnischer Regeln zu sorgen und deren Anwendung zu fördern“¹⁾. In Wahrnehmung dieser Aufgabe hat die Geschäftsstelle 3 Sitzungen des Kerntechnischen Ausschusses und 3 seines Präsidiums betreut.

Die vom KTA eingesetzten Unterausschüsse bereiten die Sitzungen vor. Es sind dies:

- 3 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 35 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. 114 Sitzungen von Arbeitsgremien haben im Jahr 1985 stattgefunden. In vielen Fällen erweist es sich als zweckmäßig, thematische Schwerpunkte in Arbeitsgruppen, die aus Mitgliedern des Arbeitsgremiums gebildet worden sind, zu erörtern und für die Textarbeit vorzubereiten. Auch in der Endphase einer Texterstellung wird die redaktionelle Bearbeitung zweckmäßig in solchen Arbeitsgruppen vorgenommen. Schließlich sind es Arbeitsgruppen, die häufig die Zusammenhänge mit und die Abgrenzung gegenüber anderen Regelvorhaben klarstellen. So sind diese Arbeitsgruppen ein wichtiges Element bei der Regelerstellung. 80 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 1985 umfaßte das KTA-Regelwerk:

- 56 Regeln²⁾,
- 14 Regelentwürfe²⁾,
- 35 Regelentwürfe in Vorbereitung,
- 8 Vorberichte.

Dieser Stand ergab sich durch die Aufstellung von 4 Regeln und der Verabschiedung von 6 Regelentwürfen (Tabelle 8.1).

Neben der weiteren Vervollständigung des KTA-Regelwerks ist auf seine ständige Überarbeitung hinzuweisen. Gegenwärtig steht im Vordergrund, die aufgestellten Regeln zu

ergänzen und Lücken aufzufüllen. Anlässlich solcher Überarbeitungen wird auch der bereits vorhandene Erfahrungsrückfluß aus der Regelanwendung in der Praxis berücksichtigt. Derartige Überarbeitungen werden als Änderungsverfahren durchgeführt, die in ihrer formalen Abwicklung denen der Regelerstellung entsprechen. Von den 56 Regeln sind 12 Regeln bereits geändert worden. Zu den 11 Regelentwürfen kommt 1 Entwurf zur Änderung von Regeln hinzu. Schließlich laufen 11 Änderungsverfahren. Alle Regeln sind entsprechend den Forderungen der Verfahrensordnung zur Erstellung sicherheitstechnischer Regeln bis spätestens fünf Jahre nach ihrer Aufstellung auf ihre Aktualität zu überprüfen. Bei drei Regeln wurde festgestellt, daß sie nicht geändert zu werden brauchen.

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

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

Sachgebiet	KTA-Nr.	Verabschiedete Regelentwürfe und aufgestellte Regeln (einschließlich geänderter Regeln)
Organisation, Arbeitsschutz und Qualitätssicherung	1201	Anforderungen an das Betriebshandbuch (geänderte Regel 12/85, frühere Fassung 3/81)
	1408.1	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitäts- führende Komponenten in Kernkraftwerken Teil 1: Eignungsprüfung (Regel 6/85)
	1408.2	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitäts- führende Komponenten in Kernkraftwerken Teil 2: Herstellung (Regel 6/85)
	1408.3	Qualitätssicherung von Schweißzusätzen und -hilfsstoffen für druck- und aktivitäts- führende Komponenten in Kernkraftwerken Teil 3: Verarbeitung (Regel 6/85)
Aktivitätskontrolle und -führung	1506	Messung von Ortsdosisleistungen in Sperrbereichen von Kernkraftwerken (Regelentwurf 6/85)
Gesamtanlage und bauliche Anlagen	2101.1	Brandschutz in Kernkraftwerken Teil 1: Grundsätze des Brandschutzes (Regel 12/85)
	2103	Explosionsschutz in Kernkraftwerken mit Leichtwasser- und Hochtemperaturreaktoren (Regelentwurf 6/85)
Reaktorkern	3102.5	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren Teil 5: Systematische und statistische Fehler bei der thermohydraulischen Kernausslegung des Kugelhaufenreaktors (Regelentwurf 12/85)
Sicherheitseinschluß	3401.2	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl Teil 2: Auslegung, Konstruktion und Berechnung (geänderte Regel 6/85, frühere Fassung 6/80)
	3407	Rohrdurchführungen durch den Reaktorsicherheitsbehälter (Regelentwurf 6/85)
	3413	Ermittlung der Belastungen für die Auslegung des Volldrucksicherheitsbehälters gegen Störfälle innerhalb der Anlage (Regelentwurf 12/85)
Instrumentierung und Reaktorschutz	3501	Reaktorschutzsystem und Überwachungseinrichtungen des Sicherheitssystems (geänderte Regel 6/85, frühere Fassung 3/77)
	3904	Warte, Notsteuerstelle und örtliche Leitstände in Kernkraftwerken (Regelentwurf 6/85)

Tabelle 8.1: Im Jahr 1985 beschlossene Regelentwürfe und aufgestellte Regeln (einschließlich geänderter Regeln)

- Stichproben anstellen, ob der Experte mit Fakten redlich umgegangen ist oder die Fakten im Interesse der Durchsetzung einer bestimmten Position manipuliert hat;
- nur Expertisen ernst nehmen, die die Sicherheit der eigenen Aussagen kritisch analysieren und begründete Fehlergrenzen angeben;
- Vertrauen eher dem Experten entgegenbringen, der niemandem nach dem Munde redet und dessen Gutachten für beide Seiten unbequeme Aussagen enthalten.

Prof. Wild schloß seinen Vortrag mit einem Appell an alle Experten, sich um Sachlichkeit, Redlichkeit und Aufrichtigkeit zu bemühen und selbstkritisch zu prüfen, ob die Aussagen durch Fakten fundiert sind und nicht aus Vorurteilen entspringen. Nur so könne Glaubwürdigkeit erreicht werden.

Mit einem kurzen Rückblick auf 30 Jahre Kernenergie in der Bundesrepublik eröffnete **Otto Kellermann** das Fachgespräch. Dabei ging er auch auf die veränderten Arbeitsschwerpunkte der GRS ein. Während in den ersten Jahren die Mitwirkung in den Genehmigungsverfahren breiten Raum einnahm, haben sich die Aktivitäten inzwischen auf die Auswertung von Betriebserfahrungen, die Verbesserung der Schadensvorsorge, die Optimierung von Sicherheitsanforderung und die Entsorgung verlagert. Darüber hinaus wird die GRS aufgrund einer Änderung des Gesellschaftsvertrages ihre Erkenntnisse und Erfahrungen auch für den Umweltschutz nutzen können. Kellermann hob besonders die Eigeninitiative der Betreiber um hohe Sicherheit und Verfügbarkeit ihrer Anlagen hervor. Sie hätten, im Gegensatz zu manchen amerikanischen Betreibern, Genehmigungsaufgaben freiwillig über Soll erfüllt. Er unterstrich die klare Haltung des Bundesinnenministers, mit der er dazu beitrage, daß die Arbeit für die Kerntechnik und der Nutzen der Kernenergie anerkannt werden.

In der Einführung zu den Fachvorträgen sprach **Prof. Adolf Birkhofer** von der zunehmenden Bedeutung der Kernenergie für die Stromversorgung und einer ständig wachsenden Zahl von solchen Anlagen, die bereits eine über 20jährige Betriebspraxis aufweisen. Der notwendige Sicherheitsstandard bei Altanlagen, so Prof. Birkhofer, könne ganz besonders durch moderne Diagnoseverfahren zur Betriebsüberwachung er-

reicht werden. Dabei gehe es nicht darum, die bereits hohe Anzahl der Meßfühler zu erweitern, sondern die umfangreichen Primärinformationen intensiver und „intelligenter“ weiterzuverarbeiten.



Konventionelle elektronische Baugruppe



Mikro-Chip

Es sei sichergestellt, daß die Einführung neuer Leittechnik in Kernkraftwerken keine sicherheitstechnischen Einbußen mit sich bringe, betonte **Stefan Goßner** in seinem Vortrag „Beurteilung und Qualifizierung neuer Leittechnik mit Sicherheitsverantwortung“. Er nannte dafür drei Voraussetzungen:

- Bewährung der neuen Technologien im allgemeinen industriellen Einsatz,
- Neuformulierung der kerntechnischen Regeln und Richtlinien im Hinblick auf mikroelektronische Einrichtungen und Rechner sowie
- die Ergänzung bzw. Modifizierung der vorhandenen Prüfmethoden.

Die beiden letztgenannten Voraussetzungen bezeichnete Goßner als noch nicht ausreichend erfüllt. Allerdings habe die GRS ein vielfältiges Instrumentarium zur Qualifizierung computergestützter Einrichtungen für Aufgaben mit Sicherheitsverantwortung maßgeblich mitentwickelt.

Manfred Kersken stellte die Untersuchungsergebnisse der GRS vor, die dazu beitragen, die Zuverlässigkeit der Hard- und Software von Rechnern zu überprüfen. Mit den Mikrorechnern und der neuen Software können nahezu beliebig komplexe Überwachungs- und Steuerungsaufgaben erfüllt werden. Allerdings erschwert die Komplexität der Hard- und Software den für sicherheitstechnisch relevante Anwendungen notwendigen Nachweis ihrer ausreichenden Fehlerfreiheit und Zuverlässigkeit. Hierzu führte Kersken insbesondere die Arbeiten der GRS auf dem Gebiet der Fehlererkennung durch Rechner selbstüberwachung an und stellte ein für die Softwareanalyse entwickeltes automatisches Analysewerkzeug vor.

Über die Leitsysteme für den Airbus, deren Aufbau und die Betriebserfahrungen berichtete **Peter-H. Heldt** von der Deutschen Luft Hansa. Er stellte die Leitsysteme, die Instrumentierung und die Cockpitauslegung des modernen Verkehrsflugzeugs A-310 vor. Letztere folgt international anerkannten Grundregeln, die in Bauvorschriften für Hersteller und Betreiber bindend festgelegt sind. Diese Grundregeln haben in vieler Hinsicht große Verwandtschaft mit den sicherheitstechnischen Auslegungsgrundsätzen für Kernkraftwerke. Die jüngste Generation von Verkehrsflugzeugen, so Heldt, sei durch



Das Cockpit der A-310

hochauflösende farbige Bildschirmanzeigergeräte sowie eine immer weiter fortschreitende Systemintegration gekennzeichnet. Dabei würden ein optimaler Automatisierungsgrad und transparente Mensch/Maschine-Schnittstellen angestrebt.

In den zukünftigen Kernkraftwerkswarten werden die Informationen für den Operateur – wie bereits verschiedentlich im nicht-nuklearen Bereich – durch Prozeßrechner und Bildschirmsysteme übermittelt. Diese Perspektive zeigte **Lothar Felkel** in seinem Vortrag auf. Er stellte das in der GRS entwickelte STAR-GENERIS-Softwarepaket zur Informationsaufbereitung vor. Damit wird erreicht, daß

- die Software zur Abspeicherung und Interpretation des Wissens anlagenunabhängig ist,
- der Projektierungsaufwand für die Resultate der Systemanalyse durch das Softwarepaket wesentlich vereinfacht sowie durch Hilfsmittel unterstützt wird und
- qualitätssichernde Maßnahmen durch eine entsprechende Auslegung der Software (z. B. Konsistenzprüfung) bereits bei der Projektierung in größerem Umfang möglich werden.

Felkel hob schließlich hervor, daß dieses Softwarepaket so variabel gehalten ist, daß es auch für nichtnukleare Prozesse (z. B. in der chemischen Industrie) angewendet werden kann.

Reinhold Sunder bezeichnete die frühzeitige Erkennung von Schadensentwicklungen an wichtigen mechanischen Komponenten in Kernkraftwerken sowohl aus sicherheitstechnischen wie aus ökonomischen Gründen als äußerst erstrebenswert. Die GRS hat in den 70er Jahren im Rahmen von Forschungs- und Entwicklungsarbeiten – zum Teil zusammen mit der Industrie – entsprechende Meßmethoden entwickelt und bei Inbetriebnahmetests von Reaktorprototypen verifiziert. Diese Überwachungs- und Diagnosesysteme zur Schadenfrüherkennung (Schwingungs- und Körperschallüberwachung) sind heute in nahezu allen deutschen Leichtwasserreaktoren installiert. Sunder betonte, sie hätten sich im Vorfeld ernster Schadensentwicklungen bewährt.

„Rechnergestützte Kernüberwachung“ hieß das Thema des letzten Vortrags von **David Beraha**. Die Kernüberwachung kann einen Beitrag zur Vorsorgesicherheit leisten, da das Wartpersonal jederzeit über die Vorgänge im Kern detailliert unterrichtet wird. Andererseits werden auf Regelungsebene lokale Begrenzungen unterhalb der Schutzzgrenzwerte eingeführt, womit sich die Ansprechhäufigkeit von Reaktorschutz und Schutzbegrenzungen reduziert. Ein interaktives Kommunikationssystem, das über Farbgrafik verfügt, ermöglicht die einfache Handhabung des Kernüberwachungssystems sowie die Darstellung des Kernzustands und wichtiger Kenngrößen. Die rechnergestützte Kernüberwachung hat den Entwicklungsstand eines Prototypsystems erreicht. Die erzielten Ergebnisse lassen einen wesentlichen Beitrag zur Sicherheit, Verfügbarkeit und Wirtschaftlichkeit erwarten.

Die Vorträge und Diskussionsbeiträge des 9. GRS-Fachgespräches „Entwicklungen zur Leittechnik in Kernkraftwerken“ sind im Tagungsbericht GRS-61 veröffentlicht. Das 10. GRS-Fachgespräch findet am 12./13. November 1986 im Kölner Gürzenich statt.

*H. May
Abt. Kommunikation*



10.1 Kontakte auf internationaler Ebene

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

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

10.2 Mitarbeit in internationalen Organisationen

Die GRS fühlte sich weiterhin verpflichtet, in Arbeits- und Entscheidungsgruppen folgender internationaler Organisationen mitzuarbeiten:

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

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

- zur IAEA in Wien mit dem Aufgabenschwerpunkt „Internationale Reaktorsicherheitsforschung“,
- zur AEE (Atomic Energy Establishment) in Ägypten mit dem Aufgabenschwerpunkt „Sicherheitsanalyse von Druckwasserreaktoren“,
- zum JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute) in Japan für das 2D/3D-Projekt,
- nach den USA zur Mitarbeit beim LOFT-Projekt und beim LANL (Los Alamos National Laboratory) sowie für das GRS-Verbindungsbüro in Washington.

10.3 Tätigkeiten für ausländische Stellen

Das seit Jahren stetig wachsende, doch insgesamt für die GRS nicht dominante Arbeitsvolumen für ausländische Stellen wurde im Berichtsjahr substantiell ausgeweitet. Als besonderer Erfolg kann gewertet werden, daß der GRS mit zwei Projekten eine Beteiligung an dem EG-Vorhaben ESPRIT gemeinsam mit britischen und französischen Partnern gelungen ist. Dies bedeutet für die GRS gleichzeitig einen Einstieg in den nichtnuklearen Markt. Parallel existieren noch mit spanischen und französischen Stellen Kontakte für einen Einstieg in das Großvorhaben der EG zu Basic Research in Industrial Technologies for Europe (BRITE). Die wesentlichen Einzelvorhaben sind nachfolgend aufgeführt:

- ESPRIT-PAQO: Mitarbeit bei der Entwicklung einer automatisierten Überwachung zur Fehlervorhersage an flexiblen Fertigungszellen
- ESPRIT-REQUEST: Entwicklung und Prüfung von Methoden zum Nachweis der Zuverlässigkeit komplexer Softwareprogramme
- Entwicklung von Methoden und Erheben von Zuverlässigkeitskenngrößen für eine Chemieanlage in Spanien
- Durchführung von Transientenanalysen für die neue DWR-Baulinie in England
- Durchführung von Notkühlanalysen für ein 500-MWe-Kernkraftwerk russischer Bauart in Finnland
- Beginn der sicherheitstechnischen Bewertung des Heizreaktors PIUS der ASEA in Schweden
- Beginn einer Bewertung der ergonomischen Aspekte der Warte des Kernkraftwerkes Leibstadt in der Schweiz
- Beginn einer probabilistischen Sicherheitsanalyse für das chinesische Kernkraftwerk QINSHAN gemeinsam mit chinesischen Experten
- Abschluß der Bewertung des 1000-MWe-3-Loop-DWR-Konzeptes der KWU, das in der Türkei, in Ägypten und China angeboten wird, einschließlich einer Präsentation der Bewertung in einem IAEA-Expertenkreis
- Durchführung spezieller sicherheits- und radiologischer Analysen für die EG

- Abschluß von Vereinbarungen mit ANS (England), TRILLO und TECNATOM (Spanien) über Nutzung von GRS-Analysecodes
- Unterstützung bei der Inbetriebnahme des Kernkraftwerkes Krsko in Jugoslawien

10.4 Veranstaltungen

Im Berichtsjahr hat die GRS folgende wichtige internationale und nationale Veranstaltungen ausgerichtet bzw. sich substantiell daran beteiligt:

● Kolloquium „Recht und Technik“

Das Kolloquium stand unter dem Thema „Normalisierung der friedlichen Nutzung der Kernenergie – Konsequenzen für die rechtliche Regelung“ und wurde im Auftrag des BMI von der GRS veranstaltet. Die wissenschaftliche Leitung des Kolloquiums, das vom 13. bis 15. März 1985 auf Schloß Ringberg, der Tagungsstätte der Max-Planck-Gesellschaft zur Förderung der Wissenschaften e.V., stattfand, hatten Professor R. Lukes, Universität Münster, und Professor A. Birkhofer.

Im Kreise sachkundiger Juristen und Techniker galten die Vorträge und Diskussionen u. a. den Überlegungen, ob und wie im Hinblick auf eine über 25jährige Praxis auf dem Gebiet der friedlichen Nutzung der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland konkretere rechtliche Regelungen angebracht sind. Die Tagung vermittelte den Eindruck, daß die Kernenergie sich nicht nur in ihrer Rolle als Energieträger, sondern auch im Bereich der Sicherheitstechnik und im rechtlichen Bereich zunehmend auf dem Weg in die Normalität befindet.

● „International Symposium on Advances in Nuclear Power Plant Availability, Maintainability and Operation“ der IAEA

Auf Einladung der IAEA trafen sich vom 20. bis 24. Mai 1985 in München 128 Teilnehmer aus 34 Staaten zu einem Gedankenaustausch zum Thema „Wartung und Verfügbarkeit von Kernkraftwerken“. Im Auftrag des BMFT hatte sich die GRS bei der wissenschaftlichen Vorbereitung und Durchführung dieser Veranstaltung beteiligt sowie deren Organisation übernommen. Das Symposium fand eine beachtliche Resonanz in der Presse, wobei ein Interview des bayerischen

Rundfunks mit Vertretern aus der UdSSR und den USA über die unterschiedlichen Auffassungen bezüglich der Bewertung der Verfügbarkeit von Kernkraftanlagen besonders hervorzuheben ist.

● „Seminar on Modifications Acquired for a Safety of Nuclear Facilities“ der IAEA

Rund 100 Teilnehmer aus 28 Ländern nahmen die Gelegenheit wahr, anlässlich des von der IAEA vom 11. bis 15. November 1985 in München veranstalteten Seminars über Backfitting kerntechnischer Einrichtungen zu diskutieren. Da Sicherheit weder unter technischen noch unter politischen Gesichtspunkten eine Konstante ist, stellt sich im Laufe der Zeit die Frage der Sicherheit erneut. Die hierbei angewandten nationalen Entscheidungskriterien und die Erfahrung mit Anlagenmodifikationen wurden bei dieser Veranstaltung auf internationaler Ebene besprochen.

Mit der wissenschaftlichen Betreuung sowie der Organisation des Seminars hatte der BMFT die GRS beauftragt.

● IAEA Training Course on Safety Analysis

In diesem Seminar, das vom 15. 4. bis 20. 5. 1985 in China stattfand, wurden die Sicherheitstechnik und die Ausführungskonzepte der Kernkraftwerke aus den Herstellerländern USA, Frankreich und Bundesrepublik Deutschland dargestellt. Über die Sicherheitstechnik der deutschen Baulinien referierte im wesentlichen die GRS. Gleichzeitig fanden vertiefende Diskussionen zur Risikobewertung statt.

● ICONTT III „Technologietransfer Kerntechnik“

Veranstalter für die 3. Internationale Konferenz zum Thema „Technologietransfer Kerntechnik“ (ICONTT III) vom 14. bis 18. Oktober 1985 in Madrid war die Spanische Gesellschaft für Kernenergie in Zusammenarbeit mit der American Nuclear Society und der Europäischen Kernenergie-Gesellschaft. Politiker und Experten aus insgesamt 34 Staaten berichteten über den gegenwärtigen Stand der Kernenergieentwicklung in ihren Ländern und zeigten Ansatzpunkte zur Intensivierung des Technologietransfers auf. Hauptthema der Podiumsdiskussion, an der Professor A. Birkhofer als Vertreter der Bundesrepublik Deutschland teilgenommen hatte, war die Übermittlung des einschlägigen Know-hows in Genehmigungsfragen.

Mitarbeit in nationalen und internationalen Gremien

GRS-Mitarbeiter wirken 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 4 SSK-Ausschüssen ist die GRS mit 3 Mitarbeitern vertreten.

● Beratungsgremium des BMI/BMFT

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

● Kerntechnischer Ausschuß (KTA)

Für den Kerntechnischen Ausschuß als regelgebendes Gremium stellt die GRS 2 Mitglieder und 2 Ersatzmitglieder. Ferner waren 12 GRS-Sachverständige an den Arbeiten in 14 KTA-Unterausschüssen beteiligt. An den 37 laufenden Regelvorhaben in den beauftragten Arbeitsgremien arbeiteten 29 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 4 GRS-Mitarbeiter waren in den folgenden ständigen IAEA-Gremien tätig:

- International Safety Advisory Group (INSAG)
- Senior Advisory Group (SAG)
- Technical Committee on Reactor Safety Research
- International Working Group on Control and Instrumentation

Außerdem ist die GRS häufig in Ad-hoc-Gruppen, die nur einmal oder wenige Male zusammenkommen, um eine bestimmte Aufgabe zu erfüllen, vertreten (Advisory Groups, Working Groups, Technical Committees).

● Commission of the European Communities (CEC)

Insgesamt arbeiteten 2 GRS-Sachverständige bei folgenden CEC-Gremien mit:

- Ausschuß für Wissenschaft und Technik (AWT) der Kommission der Europäischen Gemeinschaften
- Working Group No. 1 „Safety of Light Water Reactors Methodology, Criteria, Codes and Standards“

● Organization for Economic Cooperation and Development (OECD)

Die GRS stellte ein Mitglied des „Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)“. 11 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“
- Senior Group of Experts on Severe Accidents
- Fuel Cycle Group

● Sonstige internationale Tätigkeiten

Ein GRS-Mitarbeiter ist Mitglied 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 1985 folgende Berichtsreihen, Informationsdienste und sonstige Schriften erarbeitet und veröffentlicht:

GRS-Berichtsreihen

- Jahresbericht
- GRS-Berichte

GRS-Informationsdienste

- Translations – Safety Codes and Guides
- Faltblätter

Sonstige Veröffentlichungen

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

Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften

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

Vorträge

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



GRS-Berichtsreihen

● Jahresbericht

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

● GRS-Berichte

GRS-Berichte erscheinen seit dem 1. 1. 1977. Sie enthalten Darstellungen allgemein interessierender Themen der Reaktorsicherheit, RSK-Empfehlungen oder Niederschriften von Tagungen, die die GRS veranstaltet bzw. organisatorisch betreut. Darüber hinaus sind in dieser Reihe auch Berichte zu ausgewählten wissenschaftlich-technischen Themen enthalten, die vor allem den Fachmann ansprechen, der sich eingehender über bestimmte Spezialgebiete informieren will.

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

Sicherheitstechnik bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle

Tagungsbericht, 8. GRS-Fachgespräch, Köln, 12. – 13. 11. 1984

GRS-58 (April 1985)

Hauptmanns, U., P. Hömke, J. Huber, G. Reichart und H.-G. Riolte:

Ermittlung der Kriterien für die Anwendung systemanalytischer Methoden zur Durchführung von Sicherheitsanalysen für Chemieanlagen
GRS-59 (Dezember 1985)

Grillenberger, T.:

Simulation von Druckwellen im Kühlsystem von Druckwasserreaktoren mit einem Netzwerk eindimensionaler Strömungskanäle unter Berücksichtigung der Strukturflexibilität
GRS-60 (November 1985)



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 9 dieser Translations.

● Faltblätter

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

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

Sonstige Veröffentlichungen

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

Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz
Hrsg. Der Bundesminister des Innern
9. Ergänzung, Januar 1985

Im Auftrag des BMI erarbeitete die GRS den Bericht:

Übersicht über besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland für das Jahr 1984
Hrsg. Der Bundesminister des Innern
Pressedienst des BMI, Bonn, August 1985

Im Berichtsjahr sind die ersten beiden Bände der „Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission“ erschienen:

Band 1: Empfehlungen der Strahlenschutzkommission zu speziellen Fragen des Strahlenschutzes in den Jahren 1974 – 1984
Band 2: Wirkungen nach pränataler Bestrahlung
 Hrsg. Der Bundesminister des Innern
 Gustav Fischer Verlag, Stuttgart, New York, 1985



Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften

Von GRS-Sachverständigen, zum Teil auch in Zusammenarbeit mit Autoren anderer Institutionen sind nachfolgende Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften erschienen, die dem jeweiligen Presseorgan zu entnehmen sind:

Adomat, B.:
Bewertungen und Ergebnisse aus Untersuchungen und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit für die Ausführung des Atomgesetzes (Band 1)
 Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1985-091

Baltes, B., und G. M. Mohiuddin:
Untersuchungen zum Verhalten einer offenen Strecke unter Druck- und Temperaturbelastung mit dem Rechenprogramm STEALTH
 Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1985-084

Bastl, W., R. Sunder und D. Wach:
The Influence of Noise Diagnostic Techniques on the Safety and Availability of Nuclear Power Plants
Progress in Nuclear Energy, Vol. 15 (1985), pp. 513 – 524

Bauernfeind, V., B. Olma, R. Sunder und D. Wach:
Schwingungsüberwachung von Maschinen – Messung, Diagnose, zustandsorientierte Wartung
 VDI-Berichte 568 (1985), S. 1 – 18

Beliczey, S., A. Höfler und G. Sievers:
Calculations to Experimental Results of Crack Growth
Transactions of the 8th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology
Fracture Mechanics and NDE, Vol. G (1985), pp. 107 – 112

Birkhofer, A., und K. Köberlein:
Normalisierung der friedlichen Nutzung der Kernenergie – Konsequenzen für die rechtliche Regelung
 Schriftenreihe „Recht, Technik, Wirtschaft“, Bd. 40 (1985), S. 55 – 66

Birkhofer, A.:
Vorrang für Sicherheit und Umwelt
 Junioren Spiegel, Heft 6 (1985), S. 11 – 12

Birkhofer, A.(GRS), H. R. Denton (USNRC), K. Sato (Marubeni Corp.) und P. Y. Tanguy (EdF):
The Approaches to Reactor Safety and Their Rationale
Proceedings of the NEA-Seminar „Interface Questions in Nuclear Health and Safety“, NEA-OECD, Paris, 1985, pp. 44 – 69

Birkhofer, A.:
Developments in Nuclear Safety Research
Proceedings of a Seminar on the Results of the European Communities' Indirect Action Research Programme on the Safety of Thermal Water Reactors, Graham & Trotman Ltd., London, 1985, EUR 9903

Bracht, K.:
Zusammenfassende Bewertung des Konzeptes der Kernrückhaltevorrichtung aus SR 209 auf der Basis vorliegender Stellungnahmen und Analyseergebnisse
 Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1985-094

Butz, H.-P.:
The Aims, Objectives and Activities of GRS
Industrial Equipment and Materials, Vol. VI, No. 4 (1985), S. 166

Butz, H.-P., F. W. Heuser und H. May:
Reaktorsicherheit
Handbuch der Sicherheitstechnik, Bd. 1 „Sicherheit technischer Anlagen, Komponenten und Systeme“, Carl Hanser Verlag, München, 1985, S. 157 – 238

Chakraborty, A. K., J. G. Keusenhoff und J. D. Schubert:
A Model for Asymmetric Ballooning and Analyses of Ballooning
Behaviour of Single Rods with Probabilistic Methods
Res Mechanica 15 (1985), pp. 235 – 246

Fechner, J. B. (BMI), U. Erven und W. Viefers (GRS):
Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken
atw, Heft 1 (1985), S. 37 – 40

Felkel, L., W. Güldner, E. Kersting, D. Risse, J. Schweigert, H. R. Seel, H. Spindler und J. Wiesemes:
Konzept für rechnergestützte Orientierungs- und Prognosehilfen zur Erfüllung der Informationspflicht des Betreibers in kerntechnischen Notfällen
 Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1985-096

Goßner, S.:
Qualitätssicherung der Leittechnik von Kernkraftwerken (Statusbericht mit Verbesserungsvorschlägen für kerntechnische Regeln)
 Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1985-078

Gruner, P., W. M. Kuntze (GRS), J. Jansky (MPA) und H. Hunger (KfK):
Stresses and Strains in the Steel Containment Resulting from Transient Pressure and Temperature Loading During Loss of Coolant Accident
Nuclear Engineering and Design, No. 87 (1985), pp. 329 – 338

Hesse, U., U. Holzhauer und B. Gmal:
Anfall und Entsorgung schwachradioaktiver Abfälle in der Bundesrepublik Deutschland – Hochrechnung bis 2000
 Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1985-072

Hicken, E. F.:
Impact of SBLOCA Research on Licensing and Safety
Proceedings of the „Specialists' Meeting on Small Break LOCA“, Vol. 1, 1985, pp. 57 – 68

Hicken, E. F.:
Assessment of Thermal-Hydraulics Aspects for Source Term Evaluation
Proceedings of the „International Symposium on Source Term Evaluation for Accident Conditions“, 1985

Höfler, A., J. Sievers und S. Beliczey:
Erfahrungen bei der Beschreibung des stabilen Rißwachstums mit dem Finite-Elemente-Programm ADINA

Berichte der 17. Sitzung des Arbeitskreises Bruchvorgänge, Deutscher Verband für Materialprüfung, DVM 1985/200, S. 279 – 296

Jahn, H., V. T. Pham und G. Weber:
Nachrechnung des HDR-Versuchs V 44 mit dem Rechenprogramm RALOC-MOD 1/83
 Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1985-089

Kirmse, R., und G. Lerchl:
Multi-Channel Core Representation for Analysis of Medium-Sized Leaks in PWR's
Proceedings Vol. 2 of Specialist's Meeting on Small Break LOCA-Analyses in LWR's, Pisa, 23. – 27. 6. 1985, pp. 283 – 297

Lange, F., und W. Wurtinger:
Vorgehen bei den Störfallanalysen für die Schachtanlage Konrad
Technische Mitteilungen 3 (1985), S. 144 – 151

Meier, S., D. Müller-Ecker und P. Gruner:
Kurzzeit-Belastung der RDB-Einbauten und der Primärkreisläufe eines Druckwasserreaktors durch einen Blowdown-Störfall. DAISY-Rechnungen für das 0,1F-Leck im kalten Strang
 Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1985-067

Mielke, H.:
Vergleich internationaler Kriterien zur Endlagerung radioaktiver Abfälle
 Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1985-090

Mohiuddin, G.:
Rückhaltung radioaktiver Abfälle – Eine Literaturstudie
 Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1985-088

Olma, B.:
Konzept einer Datenbank für Signalmuster
 Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1985-082

Olma, B.:
Source Location and Mass Estimation in Loose Parts Monitoring of LWR's
Progress in Nuclear Energy 15 (1985), pp. 583 – 594

Philip, G., und W. Schwarzer:
KTA Safety Standards: The Nuclear Safety Standards in the Federal Republic of Germany
Proceedings of an International Symposium on Safety Codes and Guides, IAEA-SM-275/9

Quast, U., und K. H. Martens:
Berechnung lokaler Temperaturverteilungen und ihrer Unsicherheiten in Brennelementen schneller Brutreaktoren (SNR-300)
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1985-095

Rittig, D., und H. Uhlenbruck:
Endlagerung im internationalen Vergleich
Technische Mitteilungen 3 (1985), S. 128 – 135

Saedtler, E.:
A Multi-Processor System for Vibration Monitoring of Nuclear Reactor Components
Preprints of 7th IFAC/IFORS Symposium on Identification and System Parameter Estimation, Vol. 2, Pergamon Press, Oxford, 1985, pp. 1865 – 1870

Sievers, J., und A. Höfler:
Experiences with Fracture Mechanical Models in ADINA Describing, Initiation, Stable Growth and Instability of Cracks in Compact Tension Specimens and Pressure Vessels
Computers & Structures, Vol. 21, No. 1/2 (1985), pp. 89 – 94

Sievers, J.:
Influence of Residual Stresses on Stable Crack Growth
Materials Science and Technologies, Vol. 1 (1985), pp. 904 – 914

Simon, M. (GRS), Büttner, Vallana (KWS), Reppmann, Emmerich (KWU):
Anforderungskonzept für einen Simulator der neuen Kernkraftwerksgeneration (Vorkonvoi-/Konvoi-Anlagen)
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1985-093

Sunder, R.:
Baseline Interpretation for PWR Vibration Monitoring
Proceedings of IAEA Specialists' Meeting on „New Instrumentation of Water Cooled Reactors“, Dresden, April 1985

Sunder, R., und D. Wach:
Operational Experience with Vibration Monitoring and Loose Parts Detection in German LWR's
Proceedings of CSNI Specialists' Meeting on Continuous Monitoring for Assuring Coolant Integrity, London, August 1985

Thinnes, W. D., und A. Jahns:
Postulated Breaks and Leak Cross Sections in Pipes and in Steam Generator Heating Tubes of German PWR's
Nuclear Engineering and Design 87 (1985), pp. 281 – 286

Thomas, W.:
Sicherheitstechnik in Wiederaufarbeitungsanlagen und Betriebserfahrungen
Technische Mitteilungen 3 (1985), S. 118 – 126

Tiltmann, M.:
Untersuchungen zur transienten Ausbreitung von Wasserstoff und Dampf in Einzelräume des Sicherheitsbehälters beim Hochdruckversagen des Reaktordruckbehälters im Verlauf von Kernschmelzunfällen
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1985-073

Weber, G., und H. Jahn:
Rechnungen mit dem Programm FIPLOC MOD 1/83 zur Methyljodid- und Aerosolverteilung der Versuche A-5 und A-11 des Containment Systems Experiments
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1985-069

Weber, J., und W. Denk:
Weiterentwicklung und Verifikation des Rechenprogramms FELIX zur Simulation von Kritikalitätsexkursionen
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1985-081

Weber, W.:
Kritikalitätsparameter für Uranyl- und Plutoniumnitratsysteme in Tributylphosphat/Kerosin und Wasser
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg. Der Bundesminister des Innern, BMI-1985-083



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.

Azodi, D., A. Höfler und J. Sievers:
Analytical Investigations of the Stable and Large Crack Extension for Stainless Steel Material
The 3rd German-Japanese Joint Seminar on Research of Structural Strength and NDE Problems in Nuclear Engineering, Stuttgart, 29. – 30. 8. 1985

Azodi, D., H. Schulz und J. Sievers:
– Finite Element Round-Robin Calculations Results of CT-Problem
– Finite Element Round-Robin Calculations Results of Pipe Problem
Pressure Vessels and Piping Conference, New Orleans, 23. – 26. 6. 1985

Bartalszky, H. K.:
Determination of Two-Dimensional Steady State Conditions in LWR-Loops
8th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT), Brüssel, 19. – 23. 8. 1985

Bauernfeind, V., B. Olma, R. Sunder und D. Wach:
Schwingungs- und Schallüberwachung an Primärkreis-komponenten von Kernkraftwerken
VDI-Tagung „Schwingungsüberwachung von Maschinen“, Hamburg, 7. – 8. 11. 1985

Beliczey, S., A. Höfler und J. Sievers:
Calculations to Experimental Results of Crack Growth
8th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT), Brüssel, 19. – 23. 8. 1985

Beraha, D.:
Rechnergestützte Kernüberwachung
9. GRS-Fachgespräch „Entwicklungen zur Leittechnik in Kernkraftwerken“, München, 7. – 8. 11. 1985

Bieniussa, K. W.:
– Dynamics Effects Associated with Postulated Rupture of Piping
– Structural Design of Containment
– Missile Protection Including Aircraft
IAEA/PRC Training Course „Safety Analysis Review of Nuclear Power Plants“, Beijing, 1. 4. – 18. 5. 1985

- Bieniussa, K. W.: German Codes and Standards Concerning Metallic Nuclear Power Plant Components SMIRT, 1st International Seminar on Construction Codes and Engineering Mechanics, Paris, 26. – 27. 8. 1985
- Bieniussa, K. W., und H.-J. Olligschläger: Festigkeitsbeurteilung einer FBR-Komponente, basierend auf inelastischen Berechnungen Arbeitsgruppe Stoffgesetze, Kassel, 8. 10. 1985
- Bieniussa, K. W., E. Bodmann (HRB), G. Breitbach (KFA), M. Hofmann (MPA), M. Lüdeke (RWTÜV), H. H. Over (KFA) und H.-J. Seehafer (Interatom): Komponentenauslegung und Bauteilanalysen BMFT-Statusseminar „Auslegungskriterien für Hochtemperatur-Reaktoranlagen“, KFA Jülich, 29. 11. 1985
- Birkhofer, A.: Report from Europe International ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Safety Methods and Applications, San Francisco, 24. 2. – 1. 3. 1985
- Birkhofer, A.: Störfall-Leitlinien als Beitrag zur Normalisierung aus der Sicht der Technik Kolloquium „Recht und Technik“, Ringberg, 13. – 15. 3. 1985
- Blickle, D. K. (MWMV), K. Gast (BMI) und A. Jahns (GRS): Bases for Backfitting of Nuclear Facilities in the Federal Republic of Germany: Legal and Technical Aspects IAEA-Seminar on Modifications Required for Safety of Nuclear Facilities (Backfitting), München, 11. – 14. 11. 1985
- Cappiello, M. und R. Nelson (LANL), B. Riegel und I. Vojtek (GRS): Sensitivity of TRAC-PF1/Mod 1 to the Maximum Allowable Time Step During Condensing Flow 2D/3D Coordination Meeting, Bethesda, 28. – 31. 10. 1985
- Felkel, L.: STAR GENERIS Softwarepaket zur Informationsaufbereitung – Konzept und Anwendung 9. GRS-Fachgespräch „Entwicklungen zur Leittechnik in Kernkraftwerken“, München, 7. – 8. 11. 1985
- Firnhaber, M., und W. Erdmann: A German Containment Standard Problem: Steam Blowdown in the HDR-Containment 8th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT), Brüssel, 19. – 23. 8. 1985
- Firnhaber, M., und W. Erdmann: Steam Blowdown in the HDR-Containment Results and Final Evaluation of the Open and Blind Containment Standard Problem 3rd International Topical Meeting on Reactor Thermal Hydraulics, Newport, Rhode Island, 15. – 18. 10. 1985
- Friederichs, H.: Neuere Entwicklungen radioaktiver Quellterme bei schweren Reaktorunfällen Seminar über neuere Arbeiten auf dem Gebiet der Reaktortechnik, RWTH Aachen, 12. 12. 1985
- Frisch, W., und R. Meißner: Störfallgruppen und Abläufe – Überblick – Transienten 9. Kurs „Sicherheit von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren“, Karlsruhe, 23. 5. 1985
- Frisch, W.: Analysis of Transients in Light Water Reactors Safety Seminar at Tsinghua University Beijing, Juni 1985
- Frisch, W.: Some Thoughts on the Relationship between Safety Analysis and Plant Operation (Operating Procedures) Specialists Meeting on Small Break LOCA Analyses in LWRs, Pisa, 23. – 27. 6. 1985
- Frisch, W.: Design for Events, Transients with Intact Cooling System Boundary IAEA Interregional Training Course on Instrumentation and Control of Nuclear Power Plants, Karlsruhe, 19. 9. 1985
- Glaeser, H. G.: Status of Karlsruhe Test Calculations 2D/3D Analysis Meeting, Garching, 14. 2. 1985
- Glaeser, H. G.: LP-FP-1 Posttest Calculation with TRAC PF1/Mod 1 (12. 2) OECD LOFT Program Review Group Meeting, Paris, 26. – 27. 9. 1985
- Glaeser, H. G.: – Karlsruhe Test Calculations with TRAC-PF1 (11. 1) – PKL Calculations with TRAC-PF1 (11. 1) Exchange of Experiences with TRAC-PF1, Winfrith, 3. – 4. 12. 1985
- Gottschalk, P. A., E. Hofer, A. Jahns und W. Werner: Tentative Quantitative Safety Goal and Examples of its Possible Application for the Assessment of Incident and Accident Sequences International ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Safety Methods and Applications, San Francisco, 24. 2. – 1. 3. 1985
- Goßner, S., und D. Wach: Bewertung und Qualifizierung neuer Leittechnik mit Sicherheitsverantwortung 9. GRS-Fachgespräch „Entwicklungen zur Leittechnik in Kernkraftwerken“, München, 7. – 8. 11. 1985
- Gründler, D.: Accidental Release of Radioactivity from Waste Packages in a Final Waste Disposal Waste Management 85, Tucson, Arizona, 24. – 28. 3. 1985
- Hauptmanns, U.: Ausgewählte Ergebnisse des Vorhabens Prüfung der Verwertbarkeit des Forschungsberichts 77-10403552 „Analyse möglicher Störfälle in industriellen Anlagen im Hinblick auf die Luftreinhaltung – Durchführung am Beispiel einer Schwefelsäureanlage“ Umweltbundesamt, Berlin, 16. 9. 1985
- Hauptmanns, U.: Erfahrungen mit der Anwendung der Fehlerbaumanalyse bei der Untersuchung von Teilen einer Anlage zur Herstellung des Sprengstoffs Hexogen Umweltbundesamt, Berlin, 16. 9. 1985
- Hauptmanns, U.: Probleme beim Vergleich von Risikountersuchungen bei Chemieanlagen und Kernreaktoren „Kernenergie im Risikovergleich heute“, Universität Basel, 20. 9. 1985
- Herbold, G., und E. J. Kersting: Analysis of an Operator Initiated Primary Depressurization in Case of total Loss of Feedwater Supply Specialists Meeting on Small Break LOCA Analyses in LWRs, Pisa, 23. – 27. 6. 1985
- Hicken, E. F.: Impact of Small Break LOCA Research on Licensing and Safety Specialists Meeting on Small Break LOCA Analyses in LWRs, Pisa, 23. – 27. 6. 1985
- Hicken, E. F.: Assessment of Thermal-Hydraulics Aspects for Source Term Evaluation International Symposium on Source Term Evaluation for Accident Conditions, Columbus, Ohio, USA, 28. 10. – 1. 11. 1985
- Höfler, A., J. Sievers und S. Beliczey: Erfahrungen bei der Beschreibung des stabilen Rißwachstums mit dem Finite-Elemente-Programm ADINA 17. Sitzung des DVM-Arbeitskreises Bruchvorgänge, Basel, 12. – 13. 2. 1985
- Höfler, A., und J. Sievers: Experiences with Fracture Mechanical Models in ADINA Describing Initiation, Stable Growth and Instability of Cracks in Compact Tension Specimens and Pressure Vessels ADINA-Conference 1985, Cambridge, Mass., 12. – 14. 6. 1985
- Höfler, A., und P. Eisert: Finite Element Failure Analysis of Steel Containment GRS-Meeting: US-NRC-Research on Containment Integrity, Köln, 28. 8. 1985
- Höfler, A., und J. Sievers: Anwendung des J-Integralkonzepts bei Thermoschockbeanspruchungen 11. MPA-Seminar, Stuttgart, 10. – 11. 10. 1985
- Höfler, A., und P. Eisert: Containmentversagen in der LWR-Risikostudie, Phase B Seminar über Reaktortechnik, IRE, Karlsruhe, 5. 12. 1985
- Höfler, A., und H. Schulz: Finite Element Analysis of Ductile Tearing in Pressurized Components 3rd Conference on Mechanical Design and Production, Kairo, 28. – 30. 12. 1985
- Hoeld, A.: Transient Models for ATWS-Studies 4-day Lecture Series, Institute Jozef Stepan, Ljubljana, 14. – 27. 4. 1985
- Hoeld, A., O. Lupas und D. Beraha: PWR and BWR Real-Time Simulation for Core Surveillance and Digital Control ANS Int. Topical Meeting on „Computer Application for Nuclear Power Plant Operation and Control“, Pasco, 8. – 12. 9. 1985
- Hoeld, A.: The Nonlinear U-tube Steam Generator Code UTSG-2 for Transient and ATWS Studies BNES 3rd International Conference on „Boiler Dynamics and Control in Nuclear Power Stations“, Harrogate, 21. – 25. 10. 1985
- Hörtner, H., W. Frey, J. von Linden und G. Reichart: The German Precursor Study – Methods and Results International ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Safety Methods and Applications, San Francisco, 24. 2. – 1. 3. 1985
- Hofer, E., B. Krzykacz (GRS) und J. Erhardt (KfK): Uncertainty and Sensitivity Analysis of Accident Consequence Submodels International ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Safety Methods and Applications, San Francisco, 24. 2. – 1. 3. 1985

- Hofmann, K.:
Status of the German UPTF Program
13. Water Reactor Safety Information Meeting,
Gaithersburg, 25. 10. 1985
- Holtschmidt, H. (GRS), und H. Bonka (RWTH Aachen):
Abschätzung der Emission bisher nicht identifizierter
Radionuklide in der Fortluft bei Kernkraftwerken mit
Druck- und Siedewasserreaktor
Europäische Konferenz: Behandlung der Abluft in
kerntechnischen Anlagen, Luxemburg, 14. – 18. 10.
1985
- Jahn, H., und G. Weber:
Calculations on DEMONA-Experiments with the Inte-
grated Multicompartment Containment and Aerosol-
code FIPLOC
IAEA Symposium on Source Term Evaluation for Acci-
dent Conditions, Columbus, 28. 10. – 1. 11. 1985
- Jonczyk, J.:
Deterministic and Stochastic Vibration Study of Piping
Systems with Closely Spaced Modes
8th International Conference on Structural Mechanics
in Reactor Technology (SMIRT), Brüssel, 19. – 23. 8.
1985
- Kellermann, O.:
Increase of Availability by Testing and Inspection
Power Plant Aging, San Diego, 8. – 12. 7. 1985
- Kersken, M., und H. Schüller:
Zuverlässigkeit der Hard- und Software von Rechnern
9. GRS-Fachgespräch „Entwicklungen zur Leittechnik
in Kernkraftwerken“, München, 7. – 8. 11. 1985
- Kersting, E.:
Operating Procedure for Abnormal Situations
IAEA Course on „Quality Assurance during Nuclear
Power Plant Operation“, Karlsruhe, 27. 11. 1985
- Kirmse, R.:
Kleines Leck im DWR
KfK, Schule für Kerntechnik, 2. Kurs: Sicherheit von
Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren, Karls-
ruhe, 23. 5. 1985
- Kirmse, R.:
– German Licensing Rules and Guidelines Regarding
LOCA
– Systemcode DRUFAN
– Assessment of DRUFAN Code
– Small Break Phenomena, Experiments and Analy-
ses
Indo-German Workshop on Transient Analyses and
Emergency Core Cooling, Bombay BARC, 21. 1. – 2. 2.
1985
- Kirmse, R.:
– Overview on Engineered Safety Features in KWU
PWR's
– Analyses and Experiments for LOCA in PWR's,
Part II: Small Leaks
Kolloquium am Indian Institute of Technology, Madras,
7. 2. 1985
- Kirmse, R.:
Code-System of GRS, Part III: DRUFAN Code for LB-
Blowdown and SBLOCA
LOCA-Symposium with Delegates from PR of China,
Garching, 13. 6. 1985
- Kirmse, R.:
– Systemcode DRUFAN
– Refill and Reflood Code FLUT
Technical Cooperation Meeting between SNERDI and
GRS, Shanghai, Dezember 1985
- Kraut, A.:
– General Design Criteria, Codes, Standards and
Guides in the FRG
– The Safety Analysis Reports in FRG
IAEA/PRC Safety Analysis Review of Nuclear Power
Plants, Peking, 1. 4. – 18. 5. 1985
- Kuntze, W. M., P. Gruner und B. Hüttermann:
Deformations of a Steel-Containment Loaded by Pres-
sure and Temperature (Postcalculations of Blowdown-
Test HDR V62.2)
8th International Conference on Structural Mechanics
in Reactor Technology (SMIRT), Brüssel, 19. – 23. 8.
1985
- Langenbuch, S.:
– Application of QUABOX/CUBBOX-HYCA in Safety
Analysis
– The 3D Core Model QUABOX/BUBBOX-HYCA
Indo-German Workshop on Transient Analysis and En-
gineering Core Cooling Systems, Bombay, 21. 1. – 2.
2. 1985
- Langenbuch, S.:
Safety Related Core Design I/II
IAEA/PRC-Safety Analysis Review of Nuclear Power
Plants, Peking, 1. 4. – 18. 5. 1985
- Leven, D.:
Survey of German Core Melt Research Activities
USNRC/BMFT Information Exchange Meeting on Core
Melt-down Research, New York, Shelter Island,
16. – 18. 10. 1985
- Liesch, K.:
FRG Report for TRAC Code Improvements
2D/3D Coordination Meeting, Mannheim, 18. – 21. 6.
1985
- Liesch, K.:
SCTF-III Test Matrix
FRG Proposal UPTF-Test Matrix Meeting, Erlangen,
19. – 20. 9. 1985
- Liesch, K.:
Calculational Results for UPTF Test Planning
2D/3D Coordination Meeting, Washington DC,
21. – 25. 10. 1985
- Liesch, K., und B. Riegel:
GPWR 200%, 5/8 ECC. Selected Results for Determi-
nation of I/B Conditions of SCTF-UPTF Coupling Tests
SCTF/UPTF Coupling Meeting, Erlangen, 9. – 11. 12.
1985
- Liesch, K., P. Schally (GRS), R. Hertlein und P. Weiss
(KWU):
SCTF/UPTF Coupling Specification of Initial and Boun-
dary Conditions for SCTF-III Test No. 12
SCTF/UPTF Coupling Meeting, Erlangen, 9. – 11. 12.
1985
- Meißner, R., und W. Frisch:
Störfallgruppen, Störfallabläufe – Transienten
17., 18. und 19. Lehrgang für Schichtpersonal in Kern-
kraftwerken, Karlsruhe, 19. 3., 11. 4. und 4. 12. 1985
- Miró, J. E., und W. Frisch:
Desarrollo y aplicación de programas de cálculo ter-
mohidráulico en GRS en el campo de la seguridad nu-
clear
XI Reunion Anual de la Seguridad Nuclear Espanola,
Barcelona, 28. – 30. 5. 1985
- Müller-Ecker, D., S. E. Meier und P. Gruner:
Analysis of a PWR-Primary-System under Blowdown
Loading with the Fluid-Structure Interaction Code
DAISY
8th International Conference on Structural Mechanics
in Reactor Technology (SMIRT), Brüssel, 19. – 23. 8.
1985
- Nickel, H. (KFA), K. Bieniussa (GRS), H. H. Over und
F. Schubert (KFA):
Metallische Komponenten für Hochtemperaturreaktor-
anlagen – Auslegungsphilosophie und Integritätskon-
zept
Jahrestagung Kerntechnik, München, 21. – 22. 5.
1985
- Olma, B.:
Acoustic Surveillance and Source Location in Reactor
Primary Systems
XIVth Meeting of the European Working Group on
Acoustic Emission, Lyon, 9. – 11. 10. 1985
- Olma, B.:
Shape Parameter Studies of Bursts for Loose Parts
Monitoring
18th Informal Meeting on Reactor Noise, Prag,
10. – 12. 4. 1985
- Over, H. H., H. J. Penkalla, G. Breitbach (KFA) und
K. Bieniussa (GRS):
Phenomenological Considerations on Creep and Fati-
gue at High Temperature-Application on the Life Time
Calculation of a HTR Component
SMIRT, 5th International Seminar on: Inelastic Analy-
sis and Life Prediction in High Temperature Environ-
ment, Paris, 26. – 27. 8. 1985
- Quast, U., und G. Bönigke:
Simulation of the SNR-300 Plant Behaviour with and
without Failure of the Required Safety Systems
2nd Specialists' Meeting on Decay Heat Removal and
Natural Convection in LMFBR's, Upton, New York,
17. – 19. 4. 1985
- Riegel, B.:
– Selected Results of the TRAC Calculation of the
GPWR, Cold leg Break, 7/8 Ecc
– UPTF Single Loop Study
– UPTF Conditioning Study for the 7/8 Base Case at
LANL
2D/3D Analysis Meeting, Garching, 14. 2. 1985
- Riegel, B.:
GPWR 200% CLB, 5/8 ECC (Ausgewählte Ergebnisse)
Mannheim, 11. 11. 1985
- Riegel, B.:
Erste Vorausrechnung des UPTF Versuchs Nr. 9
Mannheim, 14. 11. 1985
- Riegel, B.:
GPWR 200% CLB, 5/8 ECC
TRAC User's Information Exchange, Winfrith, 3. – 5.
12. 1985
- Rohde, J.:
Anforderungen bei der Auslegung des Sicherheitsge-
bäudes (Containment) von Leichtwasserreaktoren
IKE Kolloquium „Sicherheit kerntechnischer Anlagen“,
Stuttgart, 11. 1. 1985
- Rohde, J.:
Containment Thermal Hydraulics during Severe Acci-
dents
USNRC/BMFT Information Exchange Meeting on Core
Melt-down Research, New York, Shelter Island,
16. – 18. 10. 1985
- Saedtler, E.:
A Multi-Processor System for Vibration Monitoring of
Nuclear Reactor Components
7th IFAC/IFORS Symposium on Identification and Sys-
tem Parameter Estimation, York, 3. – 7. 7. 1985

- Schaefer, A., J. E. Miró und T. Voggenberger:
Methods for Simulation of Small Breaks faster than Real Time
Specialists' Meeting on Small Break LOCA Analyses in LWR's, Pisa, 23. – 27. 6. 1985
- Schulz, H.:
Containment Behaviour under Static Overpressure Loading USNRC/BMFT Information Exchange Meeting on Core Melt-down Research, New York, Shelter Island, 10. – 18. 10. 1985
- Simon, M.:
Development of the Reliability of On-Site Power Supply in German Nuclear Power Plants
CSNI Specialists' Meeting on Operating Experience Relating to On-Site Electric Power Sources, London, 16. – 18. 10. 1985
- Simon, M.:
Presentation of Selected Incidents in FRG Nuclear Power Plants NEA/IAEA Meeting for the Exchange of Information on Incidents in Nuclear Power Plants, Wien, 18. – 20. 9. 1985
- Speis, T. P. (NRC), und A. Jahns (GRS):
Risk Assessments for Nuclear Safety
OECD-Seminar on Interface Questions in Nuclear Health and Safety, Paris, 16. – 18. 4. 1985
- Sunder, R., und D. Wach:
Operational Experience with Vibration Monitoring and Loose Parts Detection in German LWRs
CSNI Specialists' Meeting on Continuous Monitoring for Assuring Coolant Integrity, London, 12. – 14. 8. 1985
- Sunder, R.:
Baseline Interpretation for PWR Vibration Monitoring IAEA Specialists' Meeting on New Instrumentation of Water Cooled Reactors, Dresden, 20. – 25. 4. 1985
- Sunder, R., und D. Wach:
Überwachungs- und Diagnosesystem zur Schadenfrüherkennung
GRS-Fachgespräch „Entwicklungen zur Leittechnik in Kernkraftwerken“, München, 7. – 8. 11. 1985
- Teschendorff, V.:
Code System of GRS, Part II: FLUT Code for Refill and Reflood LOCA-Symposium with Delegates from PR of China, Garching, 13. 6. 1985
- Teschendorff, V.:
– Experimental and Analytical Research Activities on LOCA's and Transients in the FRG
– Large Break Phenomena, Experiments and Analysis
– The FLUT Code (Models, Methods, and Assessment)
– Fuel Behaviour under LOCA Conditions
Indo-German Workshop on Transient Analysis and Emergency Core Cooling, Bombay, 21. 1. – 2. 2. 1985
- Teschendorff, V.:
Analysis and Experiments for LOCA in PWR's, Part 1: Large Breaks Colloquium am Indian Institute of Technology, Madras, Indien, 5. 2. 1985
- Teschendorff, V.:
Analysis of JAERI Experiments
2D/3D Coordination Meeting, Mannheim, 18. – 21. 6. 1985
- Ullrich, W., und H.-G. Friederichs:
Die Bedeutung der Filter- und Abgasreinigungssysteme in kerntechnischen Anlagen
Europäische Konferenz „Behandlung der Abluft in kerntechnischen Anlagen“, Luxemburg, 14. – 18. 10. 1985
- Verstegen, C., und K. Kotthoff:
Reliability of the Emergency Diesel Generator
CSNI Specialists' Meeting on Operating Experience Relating to On-Site Electric Power Sources, London, 16. – 18. 10. 1985
- Vojtek, I.:
Conditioning Calculations for the UPTF Base Case Test
2D/3D Coordination Meeting, Mannheim, 18. – 21. 6. 1985
- Vojtek, J.:
Results of Conditioning Calculations of UPTF-Integral Tests
Los Alamos, 14. 8. 1985
- Wahba, A. B. (GRS), und J. Birchley (UKAEA):
LP-FP-1 Comparison of Experimental Results with Thermal Hydraulic Code Predictions
LOFT Review Group Meeting, Idaho Falls, 30. 1. 1985
- Wahba, A. B.:
Estimation of Thermal Hydraulic Processes during the Initial 500 sec. of LP-FP-1
Ad Hoc Group of LP-FP-1, Erlangen, 7. – 8. 5. 1985
- Wahba, A. B.:
Thermohydraulik der OECD-LOFT Experimente LP-FP-1 und LP-FP-2
41. Sitzung des RSK-Ausschusses Spaltproduktückhaltung, Bonn, 9. 10. 1985
- Wahba, A. B.:
Ablauf des LOFT-Experiments LP-FP-1
Kolloquium über I-131-Freisetzung aus defekten Brennstäben, Jülich, 10. 9. 1985
- Wahba, A. B.:
Thermal Hydraulic Processes during LP-FP-1
LOFT Review Group Meeting, Paris, 28. 9. 1985
- Wahba, A. B.:
Thermohydraulik der Spaltproduktfreisetzung, Freisetzungsversuch LP-FP-1
Informationsveranstaltung LP-FP-1, Garching, 14. 6. 1985
- Weber, J.:
Thermodynamic Calculations of DEMONA Experiments
USNRC/BMFT Information Exchange Meeting on Core Melt-down Research, New York, Shelter Islands, 16. – 18. 10. 1985
- Weingarten, H., und B. Olma:
Akustische Überwachung des Ent- und Beladens von Brennelementen
VGB-Kongreß „Kraftwerke 1985“, Essen, 22. – 26. 10. 1985
- Wiesemes, J.:
Zum Notfallschutz bei Kernkraftwerken
Seminar „Ausgewählte aktuelle Probleme der Nuklearsicherheit unter besonderer Berücksichtigung des Notfallschutzes“, Gesamthochschule Wuppertal, 4. 10. 1985
- Wurtinger, W., D. Gründler, H. Mielke und L. Sütterlin:
Accidental Release out of Hazardous Waste
Conference on Recent Advances in Hazardous Materials: An International Exchange, Lake Buena Vista, Florida, 10. – 13. 11. 1985

Verabschiedung von Otto Kellermann

Zum Vortrag „Wege zu einer zukünftigen Energieversorgung“ von Professor Dr. Klaus Knizia am 16. 12. 1985 auf der Godesburg in Bonn kamen über 200 Gäste. Sie folgten damit einer Einladung der GRS, die im Rahmen dieser Vortragsveranstaltung ihren langjährigen Geschäftsführer, Herrn Dipl.-Ing. Otto Kellermann, in den Ruhestand verabschiedet und seinen Nachfolger, Herrn Dr. Walter Hohlefeld, in sein neues Amt eingeführt hat.



Prof. Dr. Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer
Geschäftsführer der GRS

Sehr geehrte Herren Abgeordnete,
sehr verehrte Damen, meine Herren,

wir haben einen dreifachen Anlaß, Sie heute begrüßen zu dürfen.

Herr Kellermann hat beschlossen, trotz seines jugendlichen Alters von 60 Jahren in den Ruhestand zu treten.

Herrn Professor Knizia sind wir für sein Kommen und vor allem für seine Bereitschaft dankbar, durch seinen Vortrag unserer Veranstaltung eine besondere Attraktivität zu bieten. Er wird zu uns über „Wege zu einer zukünftigen Energieversorgung“ sprechen.

Schließlich wollen wir Ihnen Herrn Dr. Hohlefeld vorstellen, der ab 1. 1. 1986 als Geschäftsführer die Geschicke der GRS mitgestalten wird.

Lieber Herr Kellermann, ich bedanke mich bei Ihnen für den gemeinsamen Weg und vor allem für die vertrauensvolle Zusammenarbeit.

Als Sie mir vor einiger Zeit Ihre Absicht mitteilten, Ruhestandler werden zu wollen, habe ich dies als Ausdruck eines momentan nicht optimalen Gesundheitszustandes gehalten und es damit bewenden lassen. Der tiefere

Grund war einfach der, ich konnte mir nicht vorstellen, ohne Sie auskommen zu müssen.

Obwohl beide Institutionen, das IRS in Köln und das LRA in Garching, mit unterschiedlichen Schwerpunkten aufgebaut wurden – in Köln hauptsächlich Sachverständigentätigkeit, in Garching Forschungstätigkeit –, haben wir uns doch immer wieder als Konkurrenten gesehen. Wenn aus dem Nebeneinander der Vorläufer ein Miteinander in der GRS geworden ist, haben wir dies vor allem auch Ihnen zu verdanken. Als Kollege haben Sie mir viel geholfen, in die Aufgaben als Geschäftsführer einer GmbH hineinzuwachsen zu können.

Bezeichnend für unsere enge Kooperation war auch, wie wir uns um einen Nachfolger für Sie, Herr Kellermann, bemüht haben. Gemeinsam hatten wir schon recht früh Herrn Hohlefeld im Auge. Wir sind unserem Aufsichtsrat sehr dankbar, daß er es uns ermöglichte, bei der Auswahl eines Nachfolgers mehr als üblich mitzuwirken. So haben wir beide dem Aufsichtsrat vorgeschlagen, Herrn Hohlefeld in die Geschäftsführung der GRS zu berufen.

Bald wird die GRS 10 Jahre alt. Wenngleich unsere Haupttätigkeiten nach wie vor auf dem Gebiet der Sicherheit kerntechnischer Anlagen liegen, konnten wir den Gesellschaftszweck etwas ausdehnen und es der GRS ermöglichen, neben der allgemeinen Sicherheitsforschung auch im Umweltschutz tätig zu werden. Die Methoden zur Sicherheitsbeurteilung kerntechnischer Anlagen können und werden in sinnvollem Umfang auch im nichtnuklearen Bereich verwendet (Beispiele: probabilistische Analysen für chemische Anlagen, Untersuchung des Ausbreitungsverhaltens nichtradioaktiver Schadstoffe).

Weiterhin wollen wir unsere Erfahrung auf dem Gebiet der Störungs- und Diagnosesysteme im Rahmen von Verbundprojekten für die Prozeßindustrie nutzbar machen.

Aber auch innerhalb unseres angestammten Tätigkeitsfeldes haben sich Verschiebungen ergeben. Der Anteil der Begutachtung im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken ging in den letzten Jahren laufend zurück. Durch den frühen Einstieg in Sicherheitsfragen zur Versorgung und Entsorgung konnten wir uns den tatsächlichen Gegebenheiten gut anpassen. Hier erledigen wir Aufgaben für den

BMI, die PTB sowie für die Länder Niedersachsen und Bayern, letzteres im Zusammenhang mit der Genehmigung der Wiederaufarbeitungsanlage bei Wackersdorf.

Der Strahlenschutz, auch ein traditionelles Arbeitsgebiet der GRS, hat nach wie vor seine Bedeutung. Wir folgen gerne der Aufforderung des Herrn Bundesministers Zimmermann, unsere Tätigkeit für den BMI auf diesem Gebiet zu intensivieren.

In der Bundesrepublik Deutschland sind derzeit 18 Kernkraftwerke am Netz. Die betrieblichen Erfahrungen im In- und Ausland nehmen laufend zu. Sie stellen einen großen Erfahrungsschatz für die Bewertung der getroffenen Sicherheitsmaßnahmen dar. Ergeben sich aus der Auswertung der Betriebserfahrungen Hinweise auf Optimierungen oder Verbesserungen, so können diese vernünftigerweise nur im Konsens mit den Betreibern getroffen und implementiert werden. Durch Auswertung in- und ausländischer Betriebserfahrungen wollen wir uns diesen Aufgaben verstärkt widmen.

Die Kerntechnik ist zwar eine reife, aber keine erstarrte Technik. Sie wird sich weiterentwickeln. Die GRS wird daher auch künftig bei der Beurteilung neuer Reaktorkonzepte und bei der Bewertung neuer Entwicklungen innerhalb bewährter Reaktorkonzepte mitwirken. Vielfach wird zu prüfen sein, ob unter Berücksichtigung moderner Techniken auch mit geringerem Aufwand das gleiche Sicherheitsziel erreicht werden kann.

Ein Beispiel dafür ist die Verwendung frei programmierbarer Logiksysteme im Reaktorschutz, die im Vergleich zu fest verdrahteten Systemen bei geringerem Hardwareeinsatz eine verbesserte Anlagenüberwachung oder die Entwicklung moderner Informations- und Leitechnikssysteme ermöglichen.

Vor allem in den USA zeichnet sich der Trend zu einer von europäischen Entwicklungen unterschiedlichen Standort- und Sicherheitsphilosophie ab. Damit hierzulande auch weiterhin der eingeschlagene Weg verfolgt werden kann, muß durch eine angemessene Sicherheitsforschung die Grundlage für eine eigenständige Sicherheitskonzeption erweitert werden.

Eine praxisbezogene Sicherheitsforschung, die wir im Auftrag des BMFT durchführen, liefert nicht nur die dafür notwendige Voraussetzung, sondern sie ist unabdingbar, um Si-

cherheitsbewertungen sach- und fachgerecht vornehmen zu können.

Wir haben uns bemüht, unsere Auftraggeber durch eine gute Qualität unserer Ergebnisse zufriedenzustellen. Wir wollen noch besser werden.

Geben Sie uns weiterhin eine Chance, unsere Leistungsfähigkeit zu beweisen.



Senator E.h. Dipl.-Ing. Herbert Löhle
Vorsitzender des Aufsichtsrates der GRS und Mitglied
des Vorstandes der Neckarwerke Elektrizitätsversorgungs-AG

Meine sehr verehrten Damen und Herren, heute sind in der Bundesrepublik Deutschland 18 kommerzielle Kernkraftwerke mit einer Nettoleistung von insgesamt 16 400 MW in Betrieb. Weitere 6 Kernkraftwerke mit einer Nettoleistung von 6600 MW befinden sich in der Inbetriebnahme bzw. in fortgeschrittenem Errichtungsstadium. Die deutschen Kernkraftwerke haben bis heute insgesamt rd. 630 Mrd. Kilowattstunden Strom erzeugt. Sie werden in diesem Jahr einen Anteil an der öffentlichen Stromversorgung von über 33% erreichen. Zu dieser beeindruckenden Bilanz gehört, daß es in den rund 180 Reaktorbetriebsjahren – die Versuchsreaktoren mit eingeschlossen – keinen gravierenden Störfall gegeben hat. Die friedliche Nutzung der Kernenergie hat sich somit glänzend bewährt. Kernkraftwerke haben eine hohe Verfügbarkeit und Sicherheit nachgewiesen. Wenn auch derzeit versucht wird, mit nicht wissenschaftlich fundierten Gutachten die Kernenergie für die aufgetretenen Waldschäden mit verantwortlich zu machen, so steht dennoch fest, daß Kernkraftwerke zu den umweltfreundlichsten Stromerzeugungsanlagen gehören. Die GRS hat zu dieser Entwicklung den ihr zugeschriebenen Part beigetragen.

Lassen Sie mich zunächst einiges zur Entwicklung der GRS bemerken:

Die deutschen Technischen Überwachungs-Vereine wurden in der 2. Hälfte des vorigen Jahrhunderts von Industriekreisen gegründet, um die Gefahren der Dampfkesselanlagen zu studieren und abzuwehren. In der Folgezeit haben ihnen die staatlichen Organe auch die Prüfungen und Überwachungen anderer gefährlicher Anlagen übertragen. Die Technischen Überwachungs-Vereine haben daneben stets größten Wert auf ausgiebige Beratung ihrer Mitglieder und der im staatlichen Auftrag überwachten Werke gelegt. Sie haben deshalb auf dem Gebiet der Wärme- und Energiewirtschaft, der Speisewassertechnik, der Reinhaltung der Luft sowie der Werkstoffe und Schweißtechnik beachtliche Aktivitäten entwickelt.

Frühzeitig wurden von den Technischen Überwachungs-Vereinen Aufgaben in Angriff genommen, die mit der Entwicklung der friedlichen Nutzung der Kernenergie verbunden waren. So vereinbarten im Laufe des Jahres 1960 die Technischen Überwachungs-Vereine und der VdTÜV die Bildung einer „Arbeitsgruppe für Reaktorsicherheit“. Neben der Vorprüfung von Sicherheitsberichten befaßte sich die Arbeitsgruppe mit Berechnungen nuklearer Vorgänge sowie der Kontrolle der Bewährung von Sicherheitsmaßnahmen kerntechnischer Anlagen im Betrieb. Die Arbeitsgruppe war nicht zuständig für die örtliche Überwachung von kerntechnischen Anlagen.

Schwierigkeiten in der Koordinierung, Kompetenzfragen und die räumliche Entfernung der Mitarbeiter stempelten die Arbeitsgruppe zu einer Übergangslösung. Die Vielfalt der angesprochenen Disziplinen bedingte einen permanenten intensiven Erfahrungsaustausch, wie er nur in einer selbständigen Organisation zu verwirklichen war. Dies führte im Dezember 1964 zur Gründung des Instituts für Reaktorsicherheit (IRS) durch die 11 Technischen Überwachungs-Vereine gemeinsam mit dem Germanischen Lloyd. Der Geschäftsbetrieb des IRS wurde am 1. 1. 1965 mit 5 Mitarbeitern aufgenommen. Die zentralen Aufgaben des IRS lagen auf den Gebieten

- Beratung und Gutachtertätigkeit in kerntechnischen Fragen für Behörden des Bundes und der Länder,

- Unterstützung und Beherbergung der Geschäftsstellen von RSK, SSK und KTA,
- Betreuung von Forschungsvorhaben des Bundes zur Reaktorsicherheit,
- Erstellung von Regeln und Richtlinien.

Weiterhin gehörte in die Zuständigkeit des IRS die zentrale Erfassung und systematische Auswertung von Betriebserfahrungen.

Ende 1969 waren bereits 66 technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter und 33 Verwaltungsangestellte beim IRS beschäftigt. In den Folgejahren wurden im IRS die Formen der Zusammenarbeit mit Mitgliedern und Behörden neu durchdacht. Insbesondere waren Überlegungen zur weiteren Intensivierung der Zusammenarbeit mit den zuständigen Bundesbehörden notwendig.

Darüber hinaus wurde mit dem Bund die Möglichkeit der Bildung einer gemeinsamen Gesellschaft durch Zusammenlegung des IRS mit dem Laboratorium für Reaktorregulierung und Anlagensicherung an der Technischen Universität München (LRA) erörtert. Hinzu kam die Konstituierung der TÜV-Leitstelle Kerntechnik. Dies führte am 1. 1. 1977 zur Gründung unserer heutigen GRS, der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH. Die Zusammenführung von etwa 400 Mitarbeitern in eine geschlossene Organisation bot gute Möglichkeiten zur weiteren Steigerung der Leistungsfähigkeit einerseits, andererseits war ein breites Spektrum an Sachverstand zur Bearbeitung der Aufgaben auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit vorzuweisen.

Heute umfassen die Aufgaben der GRS schwerpunktmäßig:

- Gutachten für deutsche und ausländische Behörden im Rahmen von Genehmigungsverfahren kerntechnischer Anlagen aller Art, wie Leichtwasserreaktoren, Brutreaktoren, Hochtemperaturreaktoren, Wiederaufarbeitungsanlagen, Konditionierungsanlagen und Lager für radioaktive Stoffe;
- Forschung und Entwicklung auf dem Gebiet der Kerntechnik und des gesamten Kernbrennstoffkreislaufs;
- Beratung und Unterstützung des Bundesministers des Innern beim Vollzug des Atomgesetzes sowie Unterstützung der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder;

- Planung und Überwachung von Forschungsprojekten für den BMFT;
- Betreuung der Geschäftsstellen des KTA, der RSK und SSK.

Die Tätigkeiten in den Aufgabenschwerpunkten haben sich gemäß den Zielvorgaben des Unternehmens und in Anpassung an den allgemeinen Trend der Kerntechnik und der Sicherheit deutlich verändert:

- Der Aufgabenschwerpunkt „Reaktorsicherheit“ wurde bis auf etwa 45% im Jahr 1984 zurückgenommen.
- Der Aufgabenschwerpunkt „Betriebssicherheit“ wurde nochmals ausgeweitet.
- Der Aufgabenschwerpunkt „Brennstoffkreislauf/Entsorgung“ wurde weiter verstärkt.

Da die GRS den sicheren Betrieb der Kernkraftwerke von Anfang an untersuchte, möchte ich auf einige spezielle Tätigkeiten der GRS eingehen, die mit dem Betrieb der Kernkraftwerke eng verknüpft sind.

Fragen der Betriebssicherheit sind insbesondere nach dem TMI-Störfall in Harrisburg wieder in den Mittelpunkt der Diskussion gerückt. Sofortmaßnahmen waren bei in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerken aufgrund der Ereignisse in Harrisburg nicht erforderlich. Es wurden jedoch verstärkt Maßnahmen diskutiert, die langfristig zu einer Verbesserung der Reaktorsicherheit und damit zu einer weiteren Verminderung des verbleibenden, bereits sehr geringen Restrisikos führen könnten. Nach wie vor sind Maßnahmen zur Störfallverhinderung als vorrangig anzusehen, während Maßnahmen zur Schadeneindämmung erst sekundär in Betracht kommen. Diese Sicherheitsphilosophie hat sich bisher bewährt.

Der TMI-Störfall und die deutsche Risikostudie haben gezeigt, daß sich Störungen im Normalbetrieb unter sehr ungünstigen Umständen bis hin zu Störfällen ausweiten können. Deshalb muß diesen betrieblichen Störungen verstärkt Aufmerksamkeit gewidmet werden. Die GRS hat sich mit diesem Problemkreis in verschiedenen Vorhaben ausführlich befaßt:

Mensch/Maschine-Wechselwirkung

Der Bedeutung des Faktors Mensch für die Sicherheit und Verfügbarkeit der Kernkraftwerke wurde von jeher große Aufmerksamkeit gewidmet. Bisher lag der Schwerpunkt von Maßnahmen zur Verringerung des Restrisikos vor allem darin, die technischen Einrichtungen zu optimieren. Zunehmend hat sich dabei die Erkenntnis durchgesetzt, daß das Restrisiko mit technischen Mitteln allein nicht reduziert werden kann. Der ergonomisch optimalen Gestaltung des Mensch/Maschine-Systems Kernkraftwerk kommt deshalb eine wesentliche Rolle zu.

Die für den Betrieb der Anlage wichtigste Schnittstelle wird durch die Warte repräsentiert. Ihrer optimalen Gestaltung, auch aus ergonomischer Sicht, gilt ein besonderer Schwerpunkt laufender und künftiger Forschungstätigkeiten. Menschliche Zuverlässigkeit und Ergonomie zu bewerten, gehört zur Lösung der aufgezeigten Fragestellungen. Dabei stellt die Ergonomie zur Problemlösung geeignete Methoden zur Verfügung:

- ergonomisch optimale Gestaltung unter Einbeziehung fortschrittlicher leittechnischer Systeme,
- ergonomisch optimale Gestaltung der Arbeitshilfsmittel,
- ergonomisch optimale Gestaltung der Instandhaltungsvorgänge,
- Erweiterung von Störfallanalysen unter dem Aspekt „Nutzung vorhandener Betriebssysteme nach Störfällen durch gezielte Handmaßnahmen“.

Durch diese Aktivitäten wird es möglich sein, den bereits hohen Stand der Sicherheit der Kernkraftwerke weiter zu verbessern.

Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen in deutschen und ausländischen Kernkraftwerken

Die GRS wertet im Auftrag des BMI kontinuierlich die Betriebserfahrungen mit sicherheitstechnisch relevanten Systemen in Kernkraftwerken aus (meldepflichtige Vorkommnisse). Aufgabe der GRS ist es hierbei, in erster Linie dem BMI bzw. den Genehmigungsbehörden den Sachverhalt darzustel-

len und sicherheitstechnisch zu bewerten, um dessen Relevanz für andere Anlagen beurteilen zu können. Soweit möglich, werden Empfehlungen für weitergehende Maßnahmen vorgeschlagen. Die GRS veranlaßt keine konkreten Abhilfemaßnahmen, sondern dies liegt in der Verantwortung des jeweiligen Betreibers der Anlage.

Beispielhaft sei die Untersuchung von Störungen gleicher Ursache an eigenmedium-gesteuerten Sicherheits- und Entlastungsventilen erwähnt. Für die untersuchten Druckabsicherungssysteme wurde beispielsweise geprüft, inwieweit die Zuverlässigkeit im Hinblick auf gemeinsame Ausfallursachen verbessert werden könnte. Als günstig erwies sich dabei, einzelne Steuerstränge mit einer andersartigen Vorsteuerarmatur auszurüsten. Es wurde empfohlen, die Praktikabilität einer solchen Maßnahme in den einzelnen Anlagen zu prüfen bzw. in Neuanlagen zu realisieren.

Betriebserfahrungen werden in erheblichem Umfang auch im Rahmen von Forschungsvorhaben, d. h. ohne Bezug zum behördlichen Aufsichtsverfahren ausgewertet. An erster Stelle sind hier die Arbeiten im Rahmen der deutschen Risikostudie zu nennen. Dabei wurden in den Anlagen Biblis und Stade Betriebsunterlagen ausgewertet. Die Sichtung der Prüfprotokolle der wiederkehrenden Prüfungen erlaubte es, Ausfallraten einzelner Komponenten abzuleiten. In Phase B der Risikostudie wurden in Zusammenarbeit mit dem RWE weitere Zuverlässigkeitskenngrößen ermittelt.

Wiederkehrende Prüfungen in Kernkraftwerken

Wiederkehrende Prüfungen tragen wesentlich zur Beurteilung und Erhaltung des auslegungsgemäßen Zustandes aller Systeme und Komponenten des Sicherheitssystems von Kernkraftwerken bei. Im Auftrag des BMI führte die GRS in praktisch allen Druck- und Siedewasserreaktoren eine Bestandsaufnahme durch und leitete daraus anlagenübergreifende Empfehlungen ab. Zusammenfassend hat die GRS festgestellt, daß wiederkehrende Prüfungen ein erprobtes und leistungsfähiges Instrument der Sicherheitsvorsorge sind. Wenn man bedenkt, daß die Hälfte aller bei der GRS gemeldeten Vorkommnisse bei wiederkehrenden Prüfungen

auftreten, wird die Wirkung regelmäßiger, aussagefähiger Prüfungen im Hinblick auf die Zuverlässigkeit des Sicherheitssystems offensichtlich. Die Verifikation der Aussagefähigkeit von wiederkehrenden Prüfungen – insbesondere von Funktionsprüfungen – ist somit ein wesentlicher Beitrag zum gesicherten Betrieb von Kernkraftwerken.

Schadenfrüherkennung und Fehlerdiagnose in Kernkraftwerken

Ausgelöst durch verschiedene Schäden an Reaktoreinbauten in Leichtwasserreaktoren, wurde Anfang der 70er Jahre in der Bundesrepublik Deutschland damit begonnen, Meßverfahren und Systeme mit dem Ziel zu entwickeln, ohne Störung des Betriebs den jeweiligen mechanischen Zustand wichtiger Komponenten beurteilen und Veränderungen frühzeitig anzeigen zu können. Im Vordergrund standen dabei zunächst die Reaktoreinbauten und Primärkreis Komponenten, da der Zugang zu diesen Systemen während des Betriebs praktisch nicht möglich ist. Zusammen mit der Industrie und den Betreibern wurden in den Anlagen Stade, Biblis-A und Gemeinschaftskraftwerk Neckar (GKN) die grundlegenden Kenntnisse zum betrieblichen Normalverhalten der Schwingungen von Primärkreisstrukturen durch gezielte Analysen von Inbetriebnahmemeasurements während des Kalt- und Warmprobetriebs erarbeitet. Aufgrund positiver Erfahrungen mit indirekten Meßverfahren zur Erfassung von Einbautenschwingungen wurde 1976 im GKN ein Prototyp-Schwingungsüberwachungssystem installiert. Damit konnten umfangreiche Erfahrungen zum Langzeit-schwingungsverhalten von Reaktoreinbauten und Primärkreis Komponenten im Leistungsbetrieb gesammelt werden. Schwingungsüberwachungssysteme werden seitdem in allen Druckwasserreaktoren eingebaut.

In den Anlagen Stade und Brunsbüttel wurde erstmalig die Körperschall-Meßtechnik lokaler und abgelöster Teile getestet.

Die GRS wurde für verschiedene Kernkraftwerke mit der Analyse von Körperschallsignalen beauftragt. Zur Signaldiagnose erstellte sie ein rechnergestütztes Meßdaten- und Analysesystem. Dessen On-line-Einsatz steht vor der Anwendung.

Der Nutzen der dargestellten Überwachungs- und Diagnosetechniken für die Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlagen ist vielfältig:

- Erkennung von Schäden bereits vor Erreichen kritischer Situationen,
- Erkennung von Schäden infolge Materialermüdungen an Komponenten, insbesondere gegen Ende der vorgesehenen Betriebszeit,
- Reduzierung der Strahlenbelastung des Personals durch gezielte Inspektionen,
- Integritätsnachweis für Einbauten und Primärkomponenten nach außergewöhnlichen Belastungen.

Fachkunde in Kernkraftwerken

Für die Betriebssicherheit der Kernkraftwerke ist neben der Qualität und Zuverlässigkeit der technischen Einrichtungen auch die Qualifikation des Betriebspersonals von entscheidender Bedeutung. Neben einer ausreichenden fachlichen Ausbildung und praktischer Erfahrung muß das verantwortliche Schichtpersonal in der Anlage seine Fachkunde durch eine schriftliche und mündliche Prüfung nachweisen. Die GRS war in fast allen Abschlußprüfungen als Beisitzer beteiligt und besitzt daher eine hinreichende Erfahrung.

Die Vorhaben der GRS bezüglich der Betriebssicherheit lassen sich noch beliebig erweitern. Hinzuweisen ist noch auf die Weiterentwicklung des Störungsanalysesystems STAR für den Einsatz in den Kernkraftwerken Biblis-B und Philippsburg-2 gemeinsam mit den Betreibern und der KWU.

Ich glaube, die angeführten Beispiele zeigen, daß die Arbeiten der GRS einen wesentlichen Beitrag zum sicheren Betrieb der Kernkraftwerke geleistet haben. Eine entsprechende Kooperation ist für beide Seiten von großem Nutzen.

Lieber Herr Kellermann,

seit der Gründung des Instituts für Reaktorsicherheit waren Sie dessen Leiter. Aus kleinstem Kreis haben Sie bis 1976 ein Institut mit 220 Mitarbeitern aufgebaut, das sich auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit internationale Anerkennung erworben hat.

Seit Januar 1977 sind Sie einer der beiden Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH. Ihr fachlicher Rat war in vielen Gremien der Reaktorsicherheit und in der Kerntechnik gefragt. Mit Umsicht und Tatkraft, aber auch mit Ausgeglichenheit und Toleranz nahmen Sie Ihre Führungsaufgabe wahr. Sie haben wesentlich zum Erfolg der Gesellschaft und zur Entwicklung der Kernenergie beigetragen. Ich möchte Ihnen dafür im Namen der GRS, der Gesellschafter, aber auch im Namen der Betreiber von Kernkraftwerken herzlich danken.

Für Ihre Verdienste um die Reaktorsicherheit wurde Ihnen schon 1981 das Bundesverdienstkreuz am Bande verliehen.

Nach nunmehr 35jähriger Dienstzeit als Ingenieur – davon 20jährige Tätigkeit als Leiter des IRS und später als Geschäftsführer der GRS – scheiden Sie Ende des Jahres aus der Gesellschaft aus.

Ich und wir alle wünschen Ihnen im Ruhestand weiterhin gute Gesundheit und Freude an neuen Aufgaben, die Sie sich selbst vorgeben können.

Herr Dr. Hohlefeldt wird ab 1. Januar 1986 die Nachfolge von Herrn Kellermann antreten. Ich wünsche ihm für seine Arbeit viel Erfolg.



Dr. Hans-Peter Bochmann †
stellvertretender Vorsitzender des Aufsichtsrates der GRS und Ministerialdirektor im Bundesministerium des Innern

Sehr geehrte Herren Abgeordnete, meine sehr geehrten Damen und Herren, innerhalb weniger Wochen macht die Gesellschaft für Reaktorsicherheit ein zweites Mal in der Öffentlichkeit auf sich aufmerksam. Nach dem Fachgespräch in München am 7. November 1985 haben wir uns heute zu dieser festlichen Veranstaltung eingefunden, weil ein Wechsel in der Geschäftsführung bevorsteht. Herr Kellermann tritt in den Ruhestand, Herr Dr. Hohlefeldt wird sein Nachfolger. Dies ist gleichermaßen Anlaß zur Rückbesinnung und zum Nachdenken über die weitere Entwicklung der Gesellschaft.

Wachsamkeit, Engagement und Standhaftigkeit müssen eine Organisation auszeichnen, die sich bei einem überzeugten Ja zum technologischen Fortschritt der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen und dem Schutz des Betriebspersonals und der Mitbürger verpflichtet fühlt. Nicht die subjektive Überzeugung, sondern das erworbene gesicherte Fachwissen ist Grundlage für die Verantwortbarkeit der friedlichen Nutzung der Kernenergie. Ohne diese innere Einstellung aller Mitarbeiter wäre es kaum möglich gewesen, ein Jahrzehnt lang unverdrossen, sachverständig und emotionsfrei durch die

tägliche Arbeit dazu beizutragen, daß kern-technische Einrichtungen sicher und umweltfreundlich betrieben werden.

Dies ist nicht allein eine schwierige und verantwortungsvolle wissenschaftlich-technische Aufgabenstellung. Ihre Erfüllung war besonders in den 70er Jahren zusätzlich belastet durch die öffentliche Kontroverse um die Kernenergie, bei der durch Verteufelung und sachfremde Agitation auch die Glaubwürdigkeit der Experten ins Gerede gebracht wurde. Wer erinnert sich bei solcher Gelegenheit nicht an die spektakulären Bauplatzbesetzungen oder Großdemonstrationen, an die Politisierung vieler atomrechtlicher Entscheidungsprozesse oder auch an die ungezählten Diskussionen um das Für und Wider der Kernenergie, die sich bei vielen bis in den privaten Lebensbereich erstreckten.

Aber allen Unkenrufen zum Trotz: Der Betrieb unserer Kernkraftwerke ist gekennzeichnet durch hohe Verfügbarkeit, sehr geringe radiologische Auswirkungen auf die Umgebung und zuverlässige Gewährleistung der Sicherheit. Nach den Jahresberichten der Unfallberufsgenossenschaften stellt die Kerntechnik die mit Abstand ungefährlichsten Arbeitsplätze.

Daran, lieber Herr Kellermann, haben Sie gemeinsam mit Herrn Prof. Birkhofer als Geschäftsführer der GRS-Sachverständigenorganisation wesentlichen Anteil. Ihre fachliche Kompetenz, Ihr leidenschaftliches Engagement in Sachen Sicherheit hat nicht nur die Gesellschaft geprägt, sie hat auch in hohem Maße zur Glaubwürdigkeit des kerntechnischen Sachverständigen und damit zur Versachlichung der Diskussion um die friedliche Nutzung der Kernenergie beigetragen. Sie waren dabei, als im Jahr 1976 die GRS gemeinsam von der öffentlichen Hand und den Technischen Überwachungs-Vereinen gegründet wurde mit dem Ziel, eine Konzentration von sachverständigem Know-how auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit, insbesondere in konzeptioneller und methodischer Hinsicht zu schaffen und dauerhaft verfügbar zu halten. Diese Zielsetzung wurde erreicht, sie gilt nach wie vor. Die GRS hat einen leistungsfähigen, alle Gebiete der Reaktorsicherheit und des Strahlenschutzes abdeckenden Sachverständigenkörper und eine reibungslos funktionierende Organisation aufgebaut. Sie hat sich vorausschauend neuen Fragestellungen, auch im Bereich des allgemeinen Umweltschutzes geöffnet.

Ein Hochschulinstitut und ein Institut der Technischen Überwachungs-Vereine waren die Wurzeln der GRS. Dies hat dazu geführt, daß die Arbeiten der GRS von Wissenschaftlichkeit und hoher ingenieur-technischer Qualität zugleich geprägt sind. Diese Verbindung ist angesichts der Tatsache von besonderer Bedeutung, daß die erforderliche Schadensvorsorge nach dem Atomgesetz am Stande von Wissenschaft und Technik zu orientieren ist. Sie, Herr Kellermann, haben dazu Ihre langjährigen Erfahrungen als Gutachter beim TÜV Rheinland und als Leiter des Instituts für Reaktorsicherheit der Technischen Überwachungs-Vereine in die GRS eingebracht. Sie haben sich hier, aber auch in Ihren zahlreichen Ehrenämtern — ich nenne beispielhaft die Reaktor-Sicherheitskommission und die TÜV-Leitstelle Kerntechnik — unermüdlich dafür eingesetzt, daß die Beurteilung der kerntechnischen Sicherheit und des Strahlenschutzes auf solides Fachwissen und naturwissenschaftliche Methodik gegründet und nicht durch unsachliche oder politische Erwägungen beeinträchtigt wird. Dafür schulden wir Ihnen Dank und Anerkennung. Anfügen möchte ich bei dieser Gelegenheit auch meinen persönlichen Dank für die stets angenehme Zusammenarbeit, den ich mit allen guten Wünschen für den neuen Lebensabschnitt verbinde.

Fachkenntnis, Unabhängigkeit und Objektivität, meine Damen und Herren, sind unabdingbare Voraussetzungen für die Sachverständigentätigkeit. Wie aber soll der Nichtfachmann beurteilen, ob diese Voraussetzungen gegeben sind oder nicht?

Gerade im Nuklearbereich wird die Glaubwürdigkeit der Experten immer wieder in Zweifel gezogen — eine zwangsläufige Folge der Tatsache, daß die friedliche Nutzung der Kernenergie für einige immer noch Symbol für die Gefahren des technischen Fortschritts ist. Und Symbole wecken nun einmal eher Emotionen als kühle Rationalität, die allein eine zutreffende Beurteilung der Technik erlaubt.

So wird gerade von Gegnern der Kernenergie häufig Voreingenommenheit mit Kritikfähigkeit verwechselt, beim heftigen Bestreiten der Unabhängigkeit des Sachverständigen der Balken im eigenen Auge übersehen. Der Laie steht dem Schlagabtausch wissenschaftlicher und pseudowissenschaftlicher Argumente hilflos und verunsichert gegenüber. Kann er mangels eigenen Sachver-

standes schon nicht die Frage beurteilen „Wer hat recht?“, bleibt ihm nur die Frage „Wem soll ich Glauben schenken?“

In einem bemerkenswerten Vortrag im Rahmen des diesjährigen Fachgesprächs der GRS hat der Präsident der Technischen Überwachung München zur Frage der Glaubwürdigkeit von Expertenaussagen Stellung genommen. Unter seinen Ratschlägen haben mich die folgenden besonders beeindruckt:

„Prüfe, ob die Aussage eines Wissenschaftlers das Fachgebiet betrifft, auf dem er Kompetenz besitzt.“

und

„Mißtraue jedem Experten, der — statt Fakten leidenschaftslos zu analysieren — versucht, Dich mit rhetorischem Einsatz zu einer bestimmten Überzeugung zu verleiten.“

Dem ließe sich noch hinzufügen:

„Mißtraue jedem, der die vorzeitige, spekulative Veröffentlichung in den Medien der Veröffentlichung in der Fachwelt vorzieht.“

Ich meine, bei Anwendung dieser Ratschläge auf die GRS wird deutlich, was der Bundesminister des Innern bei der Eröffnung des Fachgesprächs am 3. November in München erklärte:

„Die GRS tritt den Beweis für ihre Qualifikation und ihre Kompetenz auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit ebenso an wie für ihre an rein naturwissenschaftlichen Kriterien orientierte Arbeitsweise.“

Die GRS kann sich in der Tat dem Urteil der Fachwelt getrost stellen. Ihre Qualifikation ist national und international anerkannt. Ihre Mitarbeiter sind in ihrer Sachverständigenfunktion unabhängig und nicht an ergebnisorientierte, fachliche Weisungen gebunden. Die GRS wird sowohl vom Vertrauen der Behörden als auch der Hersteller und Betreiber getragen. Sie besitzt umfassende Anlagenkenntnisse über alle deutschen Kernkraftwerke, und sie ist aufgrund ihrer weltweiten Zusammenarbeit auch über den Sicherheitszustand ausländischer kerntechnischer Anlagen unterrichtet.

Auf solche Weise gerüstet, kann sich die GRS mit dem notwendigen Selbstvertrauen auch in Zukunft ihren Aufgaben bei der Gewährleistung technischer Sicherheit stellen. Sie, Herr Dr. Hohlefeld, treffen von daher eine günstige Ausgangslage an, wenn Sie

Anfang 1986 die Verantwortung als Geschäftsführer übernehmen. Das gilt auch deshalb, weil die öffentliche Diskussion um die Sicherheit unserer Leichtwasserreaktoren den Kulminationspunkt überschritten hat. Je länger kerntechnische Anlagen ohne das Eintreten der oft beschworenen Horrorszenarien betrieben werden, um so mehr wird deutlich, für welch hohen Sicherheitsstandard unsere Naturwissenschaftler und Ingenieure stets gesorgt haben. Kernkraftwerke gehören allmählich auch in unserem Lande zur Normalität, und mehr und mehr setzt sich auch allgemein die Erkenntnis durch, daß der umweltpolitische Nutzen groß, aber auch der Kostenfaktor nicht zu verachten ist: Der heutige Anteil der Kernenergie an der Energieversorgung führt jährlich zu Ersparnissen von mehr als 5 Mrd. DM für unsere Volkswirtschaft.

Trotzdem ist die Diskussion um die Kernenergie noch immer nicht beendet. Der Streit entbrennt heute im wesentlichen in zwei Punkten, nämlich bei der Entsorgungsfrage und bei der Plutoniumverwendung. Während sich durch das besonnene, streng sachorientierte Vorgehen bei der Erkundung des Salzstocks in Gorleben und bei der Planfeststellung der Eisenerzgrube Konrad offenbar zunehmend die Einsicht durchsetzt, daß wir in der Bundesrepublik Deutschland – insbesondere im internationalen Vergleich – eine gute Situation erreicht haben, schlagen die Wogen bei der Plutoniumfrage höher denn je. Angst wird geschürt im Zusammenhang mit der Herstellung von Brennelementen aus Uran-Plutonium-Mischoxiden, bei der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente und bei der Nutzung der Brütertechnologie, deren Gegner sogar glauben machen wollen, wir säßen dort buchstäblich auf einer Atombombe, die jeden Augenblick hochgehen kann.

Mit dieser veränderten Diskussion werden Sie, Herr Dr. Hohlefeld, auch andere Probleme zu bewältigen haben als Ihr Vorgänger. Wir alle wünschen Ihnen eine glückliche Hand für die Wahrnehmung Ihrer Aufgabe.

In den kommenden Jahren wird zusätzlich zu den wissenschaftlich-technischen Aufgaben auch verstärkt sachliche Aufklärungsarbeit geleistet werden müssen. Es ist relativ leicht, Ängste und damit Antistimmungen zu erzeugen. Dazu reichen schlichte Behauptungen aus, die nicht weiter bewiesen werden müssen. Anders bei der Gegendarstellung, die in

aller Regel nur sehr differenziert und in einer für die öffentliche Darstellung meist zu komplizierten Weise erfolgen kann. Trotzdem müssen wir uns auch dieser Aufgabe stellen und der Versuchung widerstehen, uns mit den Gegnern der Kernenergie auf deren Weise auseinanderzusetzen. Wir werden uns deshalb auch mit der durch nichts bewiesenen These über Baum- und Waldschäden durch Radioaktivität aus Kernkraftwerken sachlich auseinandersetzen. Nur die nüchterne, streng wissenschaftliche und leidenschaftslose Analyse der auftretenden Fragen durch unsere Sachverständigen wird auf Dauer die Mitbürger überzeugen, daß auch und gerade bei der Nutzung moderner Technologien niemand leichtfertig mit Leben und Gesundheit anderer umgeht, sondern daß moderne Technologien zum Nutzen der Menschheit eingesetzt werden.

In diesem Sinne dürfen wir jetzt gespannt sein auf die Ausführungen von Professor Knizia über „Wege zu einer zukünftigen Energieversorgung“.



Prof. Dr. Dr.-Ing. E.h. Klaus Knizia
Vorsitzender des Vorstands der Vereinigten Elektrizitätswerke Westfalen AG (VEW)

Wege zu einer zukünftigen Energieversorgung

Utopie und Wirklichkeit sind die beiden Pole eines Spannungsfeldes, in dem das gesellschaftliche, wirtschaftliche, aber auch das technische Planen und Entscheiden abläuft. Die Ziele der Utopien wie die Handlungsmöglichkeiten in der Wirklichkeit sind jedoch veränderlich. Bei den Utopien prägen Wünsche, Hoffnungen, Sorgen und Furcht das Bemühen, sich einem Ideal zu nähern. In der Wirklichkeit bestimmen in der uns umgebenden Welt Fakten und Erkenntnisse den Rahmen und die Grenzen, innerhalb derer wir uns wünschbaren Zielen nähern können. Die Ziele der Utopien und die Handlungsräume in der Wirklichkeit verändern sich aber auch durch wechselseitiges Aufeinandereinfließen; die Geschichte der Industrialisierung bietet viele Beispiele dafür.

Suchen wir Wege nach einer zukünftigen Energieversorgung, dann werden darunter sicher auch solche sein, deren Ziel zunächst utopisch erscheint, wie auch solche, die uns unmittelbar plausibel ein Stück weiter in einer veränderten Wirklichkeit voranbringen.

Nach Karl Popper ist die Methode der Wissenschaft die Methode der kühnen Vermutungen und der sinnreichen Versuche, sie zu widerlegen. Lassen Sie mich also zu dem Thema einige Vermutungen anstellen. Einige Fakten, die die Vermutungen beeinflussen können, lassen sich bereits heute erkennen:

- Die Explosion der Weltbevölkerung droht nicht erst, sie ist bereits im Gange. Von 1750 bis 1810 wuchs die Anzahl der Menschen auf unserer Erde um eine Milliarde; von 1910 bis Mitte der 50er Jahre nahm sie um eine weitere Milliarde zu. Sie wird vermutlich innerhalb der vor uns liegenden Dekade wiederum um eine weitere Milliarde anwachsen und so fort. Größenordnungsmäßig leben bei heutigen Zuwachsraten zur Zeit soviel Menschen auf der Erde wie insgesamt bisher überhaupt gelebt haben, und die Weltbevölkerung wird ohne große kriegerische Auseinandersetzungen nicht vor einer Bevölkerungszahl von 12 Milliarden Menschen zahlenmäßig zu stabilisieren sein. Diese 12 Milliarden Menschen werden höhere Ansprüche stellen als die Menschen der Dritten Welt heute – die weltweite Kommunikation wird schon dafür sorgen –, und sie werden mit geringeren Reserven an Rohstoffen auskommen müssen.
- Die Verstärkung der Weltbevölkerung nimmt weiter zu mit einem allein daraus resultierenden überproportionalen Energieverbrauch.
- Rohstoffe und Nahrungsmittel werden knapper und daher zukünftig mit einem größeren Aufwand an Energie als heute gewonnen werden müssen.
- Die Erschöpfung der Umwelt verlangt energieintensivere Hilfsmaßnahmen.

Eine Betrachtung der möglichen zukünftigen technischen Entwicklung wird darüber hinaus den engen Zeitrahmen zu berücksichtigen haben, in dem eine ausreichende Energieversorgung bereitgestellt werden muß. Diese Energieversorgung bezieht sich nicht nur auf die Veränderung der Technik bei der Energiegewinnung und -umwandlung. Sie hat vor allem ins Auge zu fassen, daß sich auch Art und Umfang der uns zur Verfügung stehenden einzelnen Energierohstoffe grundsätzlich ändern und mit ihren relativen Anteilen gegeneinander verschieben mit großen Einflüssen auf die Wirtschaftsstruktur der Energie exportierenden wie auch der Energie importierenden Länder.

Bis zur Mitte des 18. Jahrhunderts bedeutete über Jahrhunderte hinweg Energieversorgung, den Einsatz erneuerbarer Energiequellen, wie Wind, Wasser und Holz, wahrzunehmen, aber auch den Boden zu roden, um ausreichend Nahrungsmittel erzeugen zu können. Abholzung der Wälder und Verödung des Landes veränderten das Bild unserer Erde völlig.

Etwa 200 Jahre lang, nämlich von der Mitte des 18. Jahrhunderts bis in die 60er Jahre dieses Jahrhunderts, war die Kohle in den industrialisierten Teilen Europas der wichtigste Primärenergieträger.

Friedrich der Große hat beispielsweise den Einsatz heimischer, damals in erster Linie schlesischer Kohle durch Beihilfen wie auch durch technische Entwicklungen gefördert. Er hat aber auch durch den Anstoß zur Einführung der Dampfmaschine bei uns die Möglichkeit geschaffen, Kohle aus größeren Teufen zu gewinnen und über die Dampfmaschine die Arbeitsfähigkeit verfügbar zu machen, die Ausgangspunkt der Industrialisierung war. Wir folgten damit einer Entwicklung, um die uns England eine Generation voraus war. Ausreichende Verfügung über Kohle und Arbeitsfähigkeit war beispielsweise wiederum der Ausgang für den Aufbau einer Stahlindustrie.

Mitte der 60er Jahre dieses Jahrhunderts – also nach fast 200 Jahren – begann bei uns die Ablösung der Kohle als Primärenergieträger Nummer 1 durch das in großen Mengen und billig auf den Markt drängende Erdöl, dem kurze Zeit später auch noch das Erdgas als weiterer Wettbewerber folgen sollte.

Viele von uns entsinnen sich noch, wie damals die Raffinerien auch bei uns förmlich aus dem Boden schossen; holländisches Erdgas wurde in großen Mengen mit langfristigen Verträgen zu Festpreisen angeboten. Die Wirtschaft und in erheblichem Maß auch die Stromerzeuger stiegen in kürzester Zeit auf diese neuen, einfach hantierbaren Primärenergieträger um. Das sollte sich nicht nur für die heimische Kohle ungünstig auswirken; es hat vermutlich auch die Einführung der Kernenergie, die ja ebenfalls erst seit den 50er Jahren technisch verfügbar wurde, wesentlich gebremst. Die beiden Ölkrisen haben uns dann in den 70er Jahren gelehrt, daß bei einer plötzlichen Verknappung des Öls die gesamte Weltwirtschaft in schwere Störungen gerät; sie haben uns gelehrt, daß politische Verwicklungen in den Öl-

förderländern Konsequenzen für die Weltpolitik insgesamt haben. Auch die langfristigen holländischen Erdgasverträge mußten unter starkem politischen Druck neu verhandelt werden. Sie haben schließlich aber auch deutlich gemacht, daß mit Öl und Erdgas Energieträger eingesetzt werden, die – gemessen an dem bisherigen Zeitraum der Industrialisierung – insgesamt über eine relativ kurze Zeitspanne für nur wenige Generationen zur Verfügung stehen. Dennoch kommt die Kernenergie, die durch ihre Eigenarten – wie hoher Investitionskostenanteil an den Stromerzeugungskosten und leichtmögliche langfristige Brennstoffbevorratung – als heimische Energiequelle zu werten ist, nicht so in Schwung, wie es von ihrer Bedeutung her erforderlich wäre.

Seit der Erfindung der Dampfmaschine vor etwa 300 Jahren bis heute haben wir weltweit insgesamt weniger Primärenergie verbraucht als innerhalb der nächsten 30 Jahre verbraucht werden wird; und das ist nach Ansicht der Weltenergiekonferenz größenordnungsmäßig die Hälfte der nach heutigen Erkenntnissen gewinnbaren fossilen Energien insgesamt, bei denen Kohle zudem den weitaus größten Anteil ausmacht.

Wir haben in den für die Energieversorgung turbulenten Jahren des vergangenen Jahrzehnts gelernt, wie schwierig es ist, Prognosen für den Energieverbrauch in wirtschaftlich unsicheren Zeiten zu machen, und die früher oder später ins Haus stehenden Verknappungserscheinungen bei Mineralöl werden über die in ihrem Gefolge eintretenden wirtschaftlichen Turbulenzen auch zukünftige Prognosen außerordentlich erschweren. Je größer diese Turbulenzen aber sein werden, desto größer werden auch die Anstrengungen in den Industrieländern sein müssen, durch technische Innovationen vorausschauend Engpässe zu vermeiden. Man sollte niemals aus den Augen verlieren, daß die langfristige Sicherung der Energieversorgung bei Industriestaaten ohne ausreichende eigene Energiequellen eine vorrangige strategische Aufgabe ist, durchaus mit der der Verteidigung vergleichbar. Langfristigkeit, hoher Kapitalbedarf und wirtschaftliches Risiko machen aber die Ausrichtung durch die Politik auf ein gemeinsam anzustrebendes Ziel erforderlich. Das ist keine Absage an die Marktwirtschaft. Wir wissen alle, wie hilflos und unflexibel Planwirtschaften auf veränderte Anforderungen reagieren.

Das ist aber die Warnung vor dem ausufernden Partikularismus eines föderativen Systems; Raumfahrt, Fernschnellverkehrssysteme u. a. sind schließlich ebensowenig Ländersache oder die Angelegenheit von nur einer oder zwei Firmen.

Lassen Sie mich trotz der unbestreitbaren Schwierigkeiten der Prognostizierung dennoch versuchen, anhand einiger Trends hier einige Aussagen zu machen; ein plausibler Trend ist immer noch mehr als das Herumstochern im Nebel oder in Mode gekommene ideologische Phantombilder.

Über die zukünftigen Aspekte der Entwicklung der Energieversorgung möchte ich deshalb drei Diagramme zeigen, die anhand der zur Weltenergiekonferenz 1983 in Neu-Delhi angefertigten Studie „Energie 2000 – 2020: World prospects and regional stresses“ angefertigt wurden.

Bild 1 zeigt eine Darstellung der für die Welt insgesamt gemachten Aussage, die neben den statistischen Werten für 1960 und 1978 Prognosen für das Jahr 2000 und 2020 enthält. Auf der Ordinate sind die jährlich in Milliarden Tonnen Steinkohleeinheiten (SKE) und weltweit eingesetzten Primärenergie-mengen für die einzelnen Energieträger abzulesen, während die Abszisse den gesamten Primärenergieeinsatz in den einzelnen Jahren angibt. Der Übersichtlichkeit halber wurden in diesem Diagramm nur die wesentlichen Energieträger Kohle, Öl, Erdgas und Kernenergie eingetragen und die erneuerbaren Energien additiv zusammengefaßt; sie umfassen Wasserkraft, Holz, pflanzliche Abfälle und zu einem geringeren Anteil auch das, was heute mit alternativen Energien gemeint ist.

Interessant an diesem Bild ist, daß die Kohle in den 60er Jahren ihren Platz als Primärenergieträger Nummer 1 an das Öl abgeben mußte, daß das Öl aber weltweit gesehen etwa um die Jahrhundertwende diese Position wieder an die Kohle verlieren wird. Beide werden dann mit einem Anteil von je knapp 30%, also jeweils mehr als 4 Mrd. t SKE/a an der Energieversorgung der Welt beteiligt sein, wobei in absoluten Beträgen das Öl noch innerhalb der nächsten Generation mit gleichbleibender Menge verfügbar ist. Die Kernenergie kommt weltweit langsamer voran als das wünschenswert wäre und wird um die Jahrtausendwende nicht einmal 10% erreichen. Noch bei der Studie, die für die Weltenergiekonferenz 1980 in München an-

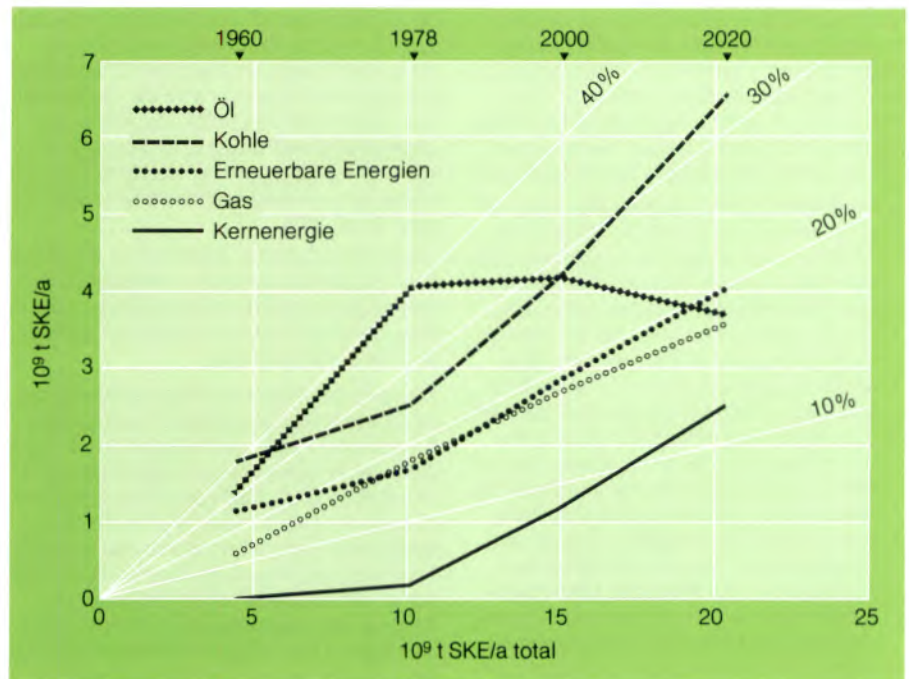


Bild 1: Welt insgesamt – Entwicklung der Energieversorgung

gefertigt worden ist, war der Anteil der Kernenergie wesentlich höher eingeschätzt worden.

Dieses Bild stellt sich in der Aufteilung auf die einzelnen Energiearten erheblich anders dar, wenn man es auf Regionen bezieht und beispielsweise die Entwicklung in Nordamerika (Bild 2) betrachtet. Dort war Öl schon weit früher, gefolgt von Erdgas, Primärenergieträger Nummer 1, und die Kohle rangierte erst an dritter Stelle. Nach den Vorausschätzungen durch die Weltenergiekonferenz soll sich das zukünftig so ändern, daß bei den großen Vorräten an preisgünstig gewinnbarer Kohle in Nordamerika dieser Primärenergieträger noch vor der Jahrhundertwende an die erste Stelle rücken wird. Die Kernenergie wird auch in Nordamerika lange nicht die Rolle übernehmen, die man ihr ursprünglich zugedacht hatte. Sie wird nach der Jahrhundertwende etwa gleichrangig neben Gas und den erneuerbaren Energien stehen. Verzögerungen in den Genehmigungsverfahren und damit lange Bauzeiten, hohe Zinsen, aber auch der Wettbewerbsdruck der billigen amerikanischen Steinkohle sind die Gründe.

Wiederum ein anderes Bild ergibt sich, zeigt man die Verhältnisse der Energieversorgung in Westeuropa auf (Bild 3). Zunächst einmal sollte des Verständnisses halber erläutert werden, daß die Maßstäbe hier weit anders sind als die eben für Nordamerika gezeigten, da der Energiebedarf in Westeuropa wesentlich geringer ist als der Nordamerikas.

In Westeuropa war die Kohle bis Mitte der 60er Jahre Primärenergieträger Nummer 1, und sie wird es kurz nach der Jahrhundertwende auch wieder werden. Der Zeitraum, in dem das Öl den Ton angab, hat danach nur etwa eine Generation gedauert. Allerdings wird in der nächsten Generation die Rolle, die Kohle, Öl und Kernenergie spielen, größenordnungsmäßig etwa gleichrangig sein.

Wenn es nur einigermaßen zutrifft, was die bisher gezeigten Bilder dargestellt haben, dann werden wir in Westeuropa stärker als in Nordamerika die Einführung der Kernenergie vorantreiben müssen. Das hat nicht zuletzt seinen Grund darin, daß Westeuropa neben Japan der Hauptimporteur von Primärenergie bleiben wird, während Amerika

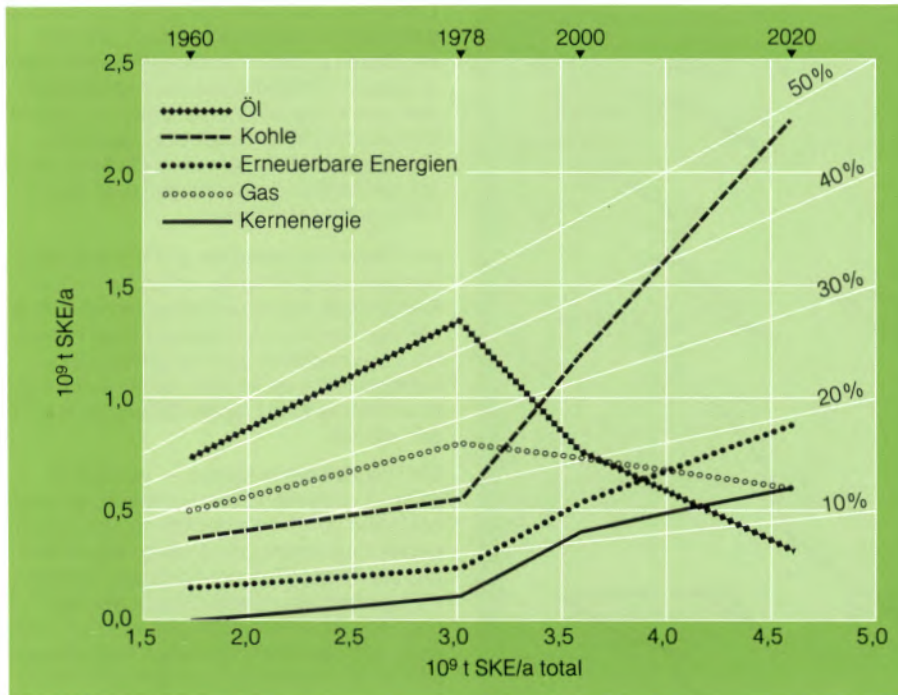


Bild 2: Nordamerika – Entwicklung der Energieversorgung

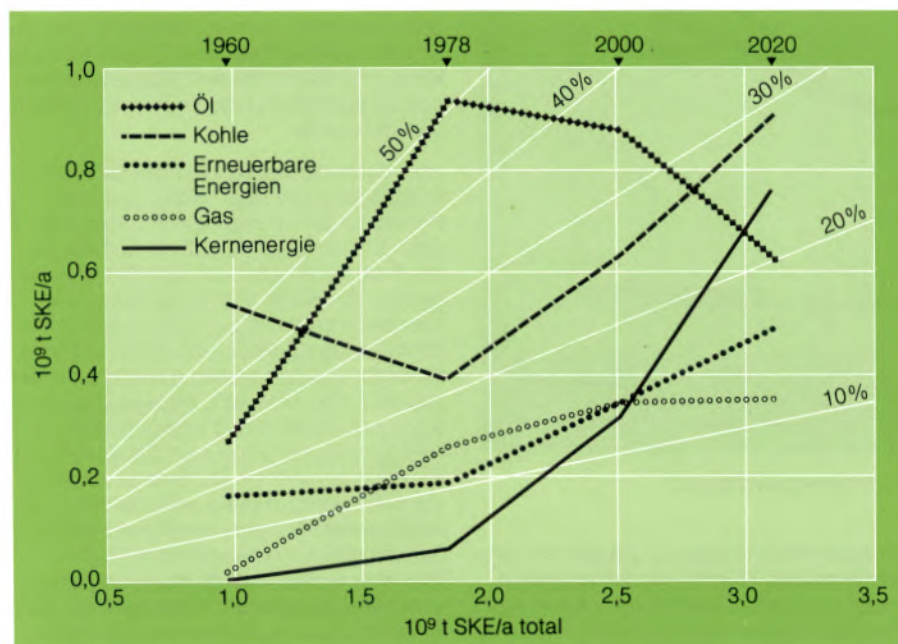


Bild 3: Westeuropa – Entwicklung der Energieversorgung

auf große eigene Kohlevorräte zurückgreifen kann, die außerdem noch mit geringen Kosten zu fördern sind. Der Einsatz der Kernenergie in Westeuropa wird demzufolge entscheidenden Einfluß auf die Nachfrage nach fossilen Energien auf dem Weltmarkt und damit auf die Preise fossiler Energien haben und darüber zu einer Existenzfrage für jene Länder der Dritten Welt werden, die selbst nicht über ausreichende Primärenergien verfügen. Westeuropa wird nach Ansicht der Weltenergiekonferenz auch in der nächsten Generation der größte Importeur von Energie bleiben und etwa die Hälfte des Volumens des Weltenergiemarktes auf sich ziehen, selbst wenn die Energieabhängigkeit durch verstärkten Einsatz der Kernenergie auf einen Importanteil erheblich unter 50% absinkt. Möglicherweise wird sich der Nord-Süd-Konflikt aus diesem Grund in Westeuropa stärker abzeichnen.

Tendenziell wird man annehmen müssen, daß bei einem absoluten Gleichbleiben oder relativen Absinken des Öls in Amerika vorrangig der Kohle und in Westeuropa der Kohle und der Kernenergie Aufgaben zufallen werden, die zur Streckung des Erdöls und des Erdgases beitragen müssen.

In beiden Szenarien wird dargestellt, daß die Rolle des Erdgases in der Primärenergiebilanz sowohl in Nordamerika als auch in Westeuropa in der kommenden Generation bei 10 oder 12% des Gesamtverbrauchs festzuschreiben ist. Die Aussage täuscht jedoch, da das Erdgas praktisch keiner weiteren Verarbeitungsstufe bedarf, wie beispielsweise die Kohle zur Stromerzeugung, und sowohl zur Wärme- als auch als Rohstoff für die Chemie unmittelbar als Endenergie zur Verfügung steht. Deshalb wird in den dargestellten Primärenergiebilanzen die Rolle des Erdgases unterbewertet; in bezug auf ihren Anteil am Endenergieverbrauch ist sie erheblich größer.

Dies zeigt Bild 4, in dem der Anteil der leitungsgebundenen Energien am **Endenergieverbrauch** für die Bundesrepublik Deutschland aufgetragen worden ist. Man erkennt, daß größenordnungsmäßig um 1970 das Erdgas die Bedeutung des Stroms als Endenergie überholt hat und daß seitdem der Vorsprung vor dem Strom anwächst. Dieser Vorsprung wird in den nächsten Jahren vermutlich noch erheblich größer, weil das Erdgas auch weiterhin das Öl im Wärmemarkt verdrängen wird. Interessant an diesem Bild

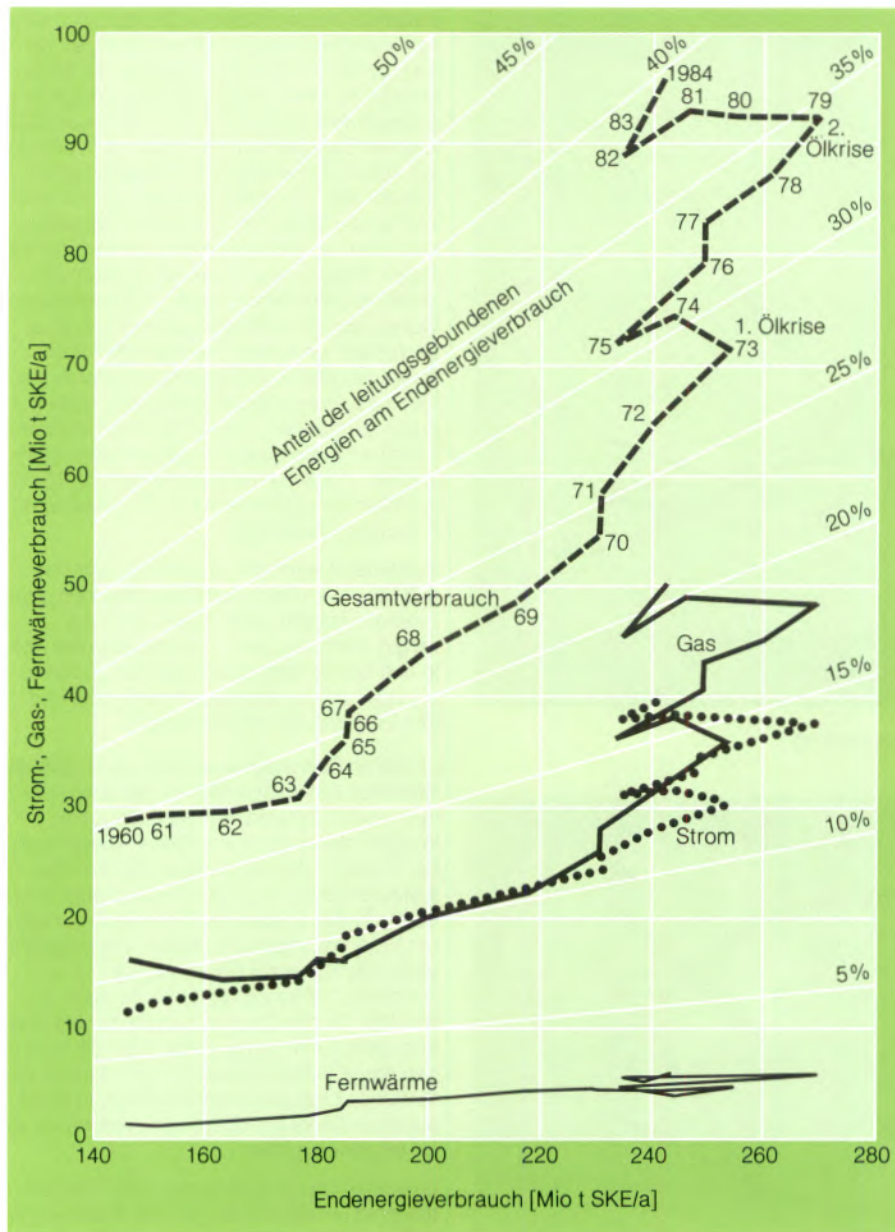


Bild 4: Anteil der leitungsgebundenen Energien am Endenergieverbrauch

ist übrigens auch, daß der Endenergieverbrauch bei den leitungsgebundenen Energien während der beiden Ölkrisen praktisch konstant geblieben ist, der Endenergieverbrauch insgesamt jedoch sank, was bedeutet, daß ihr relativer Anteil jeweils anstieg.

Um nicht mißverstanden zu werden: Ich will nicht in heutige Marktstrukturen eingreifen, sondern aufzeigen, welche zukünftigen Aufgaben der Energietechnik zufallen, und da ist über den Einfluß, den das Erdgas auf den Endenergiemarkt hat, und angesichts des

Umstandes, daß sein Preis an den des Erdöls gebunden ist, zweifelsohne auch die Notwendigkeit gegeben, andere Wege der Gas-erzeugung, beispielsweise aus Kohle allein oder aus Kohle und Kernenergie, zu entwickeln und für den Ernstfall auch großtechnisch erprobt zu haben, um nicht bei erneuten zukünftigen Preissprüngen dem Markt hilflos ausgesetzt zu sein.

Auch wenn die Reserven an Öl und Erdgas mengenmäßig hinter denen an Kohle und Kernenergie weit zurücktreten, so wird an ihnen oder an aus ihnen gewonnenen Produkten voraussichtlich auch langfristig kein Mangel entstehen können, da sie durch Kohle und Kernenergie langfristig gestreckt werden können.

Die Produktpalette könnte — wie Bild 5 zeigt —, ausgehend vom Synthesegas, zu einer Reihe von Produkten führen, von denen die Methanisierung, die Methanol-Synthese und die Fischer-Tropsch-Synthese mengenmäßig erheblich zu einer Streckung von Öl- und Erdgasvorräten beitragen könnten. Man kann sich aber auch vorstellen, daß Wasserstoff für die Hydrierung der schweren Fraktionen des Öls oder Synthesegases — dem Erdgas beigemischt — die gleiche Funktion erfüllt. In dem Bild sind andere Produkte, wie beispielsweise die Düngemittelproduktion über Ammoniak, gar nicht dargestellt. Sie geschieht heute weltweit über Öl oder Gas und könnte ebenfalls über eine Wasserstoffproduktion aus Kohle und/oder Kernenergie abgedeckt werden.

Ich möchte diese Möglichkeiten an einem Energiegesamtkonzept „Kohle und Kernenergie für die Erzeugung von Strom und Gas“ erläutern, wie es sich anhand des Bildes 6 darstellen läßt. Aus dem Bild ist zu erkennen, daß Kohle und Kernenergie, und zwar beide getrennt, zunächst einmal zur Stromerzeugung eingesetzt werden können, entsprechend dem mittleren Kästchen in der zweiten Reihe. Über eine preisgünstige Stromerzeugung ist auch eine preisgünstige Luftzerlegung mit den Produkten Sauerstoff und Stickstoff zu erhalten. Die Stromerzeugung aus Kohle wird zukünftig wirtschaftlicher gestaltet werden können beim Einsatz von Gas/Dampfturbinen-Kraftwerken (GDK). Das setzt aber voraus, daß die Kohlevergasung weiter entwickelt wird. Erfahrungen mit der Kohlevergasung in großtechnischem Maßstab sind dann gleichzeitig wieder Ausgang für die Produktion von Synthesegas — als

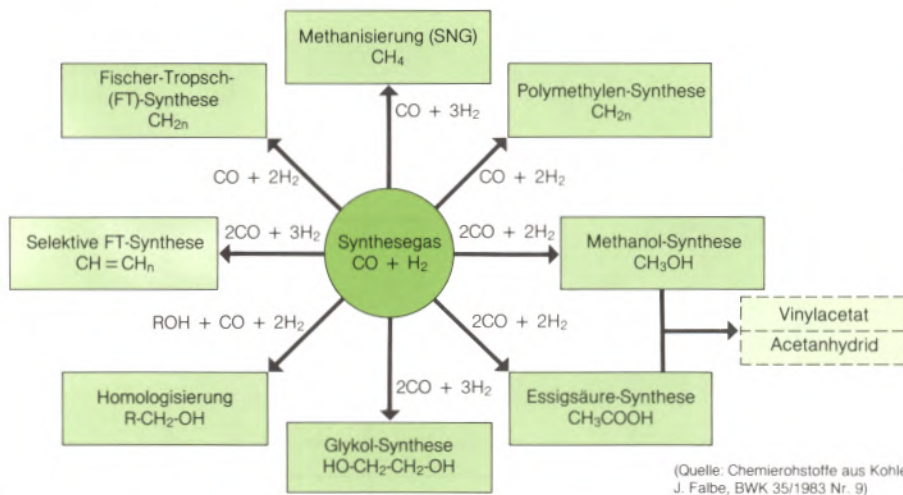


Bild 5: Produkte der Synthesegaschemie

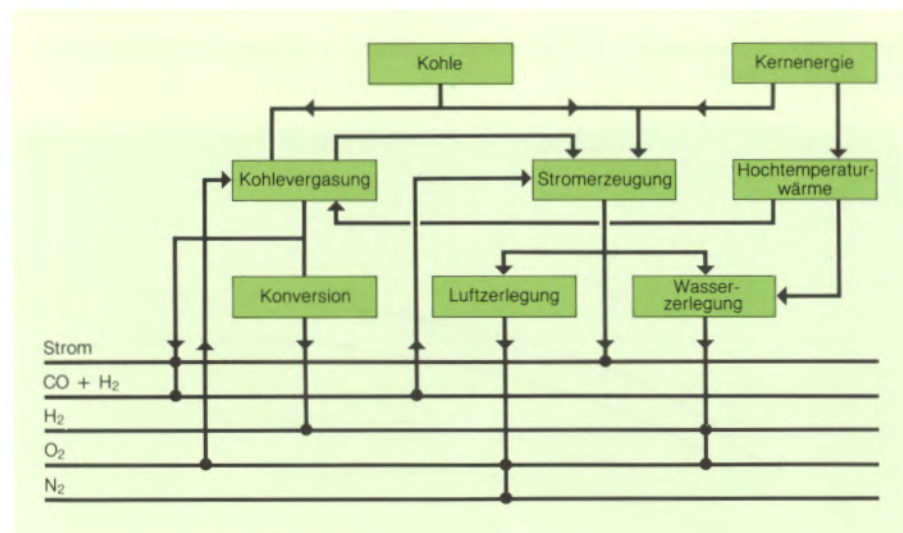


Bild 6: Kohle- und Kernenergieverbund zur Strom- und Gaserzeugung

CO und H₂ in der Schiene dargestellt. Über die bekannten Verfahren der Konversion läßt sich dieses Synthesegas auch in Wasserstoff umwandeln oder bei einer Teilkonversion jedes beliebige CO:H₂-Verhältnis einstellen. Es ist aber auch eine gekoppelte Strom- und Synthesegaserzeugung, wobei das Synthesegas dem Erdgas zugemischt wird und in den Wärmemarkt geht, mit ho-

hem Brennstoff-Nutzungsgrad denkbar. Ein solches Vorgehen hätte viele Vorteile gegenüber der heute überbewerteten Wärme/Kraft-Kopplung. Die heutigen hohen Entwicklungskosten für die Vergasung der Kohle zur Stromerzeugung in die GDK-Prozesse sind somit auch eine technologische Absicherung für die Streckung von Öl und Erdgas.

Die Kohlevergasung für die Gaserzeugung wird als Wasserdampfvergasung unter Einsatz von Sauerstoff und Kohle geschehen. So wird ein Gas mit hohem Heizwert und ohne Stickstoffballast gewonnen. Wärme aus dem Hochtemperaturreaktor könnte die Kohlevergasung unterstützen; Wärme aus dem Hochtemperaturreaktor könnte aber auch eingesetzt werden, um thermochemische Verfahren oder die Hochtemperatur-Elektrolyse zur Wasserzerlegung zu betreiben. Selbstverständlich hätte sie zu konkurrieren mit der Wasserzerlegung nach den herkömmlichen Elektrolyseverfahren unter Einsatz preisgünstiger Kernenergie aus Leichtwasserreaktoren oder aus Brutreaktoren.

Die Aufgabe der Kernenergie, im Bild nur mit einem Kästchen dargestellt, ist in einem solchen System nur unter Ausschöpfung der heute gebotenen Möglichkeiten darzustellen. Leichtwasserreaktoren, Brutreaktoren und damit selbstverständlich auch die Schließung des Brennstoffkreislaufs gehören genauso dazu wie der Einsatz des Hochtemperaturreaktors.

Wichtig an Bild 6 ist auch, daß es einen Eindruck davon vermittelt, wie Kohle und Kernenergie in stärkerer Verzahnung zukünftig weitergehend gemeinsam eingesetzt werden müssen, als nur bei der Aufteilung des Strommarktes in Mittellast und Grundlast. Voraussetzung zur Erfüllung dieser Aufgabe ist

- die Einführung der fortgeschrittenen Reaktoren,
- die großtechnische Erprobung der Kohlevergasung und
- die Entwicklung von Verfahren, Wärme auf hohem Temperaturniveau über die in Großanlagen auftretenden Entfernungen transportieren zu können.

Während die ersten beiden Aufgabengruppen auch heute schon großtechnisch angegangen werden, ist die dritte noch im Vorstadium.

Wir meinen, daß ein Verfahren zum Wärmetransport auf hohem Temperaturniveau sich durch die Anwendung und Ausweitung der für den Brüter entwickelten Natriumtechnologie aufbauen ließe. Natrium hat die Eigenschaft, bis zu hohen Temperaturen bei geringen Drücken flüssig zu sein, hohe Wärmestromdichten zu ermöglichen und gute Wärmeleitfähigkeit zu besitzen.

Bild 7 stellt die Schritte zur Einführung eines Energiegesamtsystems dar, wie sie von den Vereinigten Elektrizitätswerken Westfalen AG (VEW) zur Zeit unternommen oder zukünftig vorgesehen sind.

Die obere Reihe im Bild wird von Anlagen und Techniken gebildet, die erprobt oder in der Erprobungsphase sind. So ging der THTR 300 erstmals im November dieses Jahres ans Netz. Der Natriumkreislauf ist in wesentlichen Komponenten für den Schnellen Brüter entwickelt und erprobt, wenngleich die dort auftretenden Temperaturen erheblich unter den für das Hochtemperatur-Wärmetransportsystem (HTW) erforderlichen Werten liegen. Entwicklungsarbeit hätte sich also vorrangig auf den Hochtemperaturbereich zu konzentrieren.

Ein Kohlevergasungsverfahren (VEW-KUV) wird zur Zeit für einen maximalen Kohledurchsatz von 10 t/h erprobt. Kohlekraftwerke und Erdgas-Kombi-Blöcke als Gas/Dampfturbinen-Kraftwerke (GDK) werden seit Jahren betrieben.

Bleiben wir auf der rechten Seite des Bildes. In der zweiten Kästchenreihe erscheint mit dem Erdgas/Kohle-Kombi-Block (GDK) des Blocks K im Gersteinwerk der VEW ein Steinkohleblock von 750 MW.

In weiteren Schritten könnte dieser Block zum Kohle-Kombi-Block mit integrierter Kohlevergasung und Natriumkreislauf führen. Mit der Kohlevergasungstechnik stünde dann auch ein Instrument für die Kohlevergasung zu anderen Zwecken als der Kohleerstromung zur Verfügung.

Bei den Hochtemperaturreaktoren könnte die Linie über den HTR 500 zum HTR 500 mit hoher Heliumtemperatur, z. B. 1000°C, weitergeführt werden. Die Auskopplung der Wärme auf hohem Temperaturniveau könnte aus diesem Reaktor dann ebenfalls mit dem HTW auf der Grundlage von Natrium geschehen.

Insgesamt ergäbe sich so die Möglichkeit, aus Kohle und Kernenergie die angegebene breite Produktpalette in der Verzahnung nach Bild 5 herzustellen.

Die Einführung des Hochtemperatur-Wärmetransportsystems mit einem Natriumkreislauf bei den Kombi-Prozessen mit integrierter Kohlevergasung (GDK) brächte auch den Vorteil, über Natrium Wärme auf hohem Temperaturniveau aus der Feuerung eines

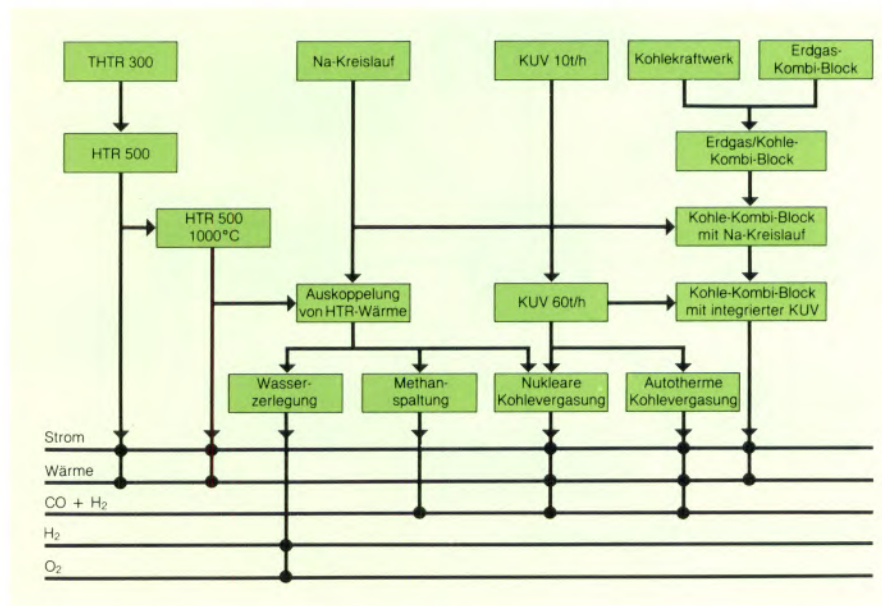


Bild 7: Einführungsstrategie für Hochtemperaturreaktoren, Kohleumwandlungsverfahren und Natriumkreislauf

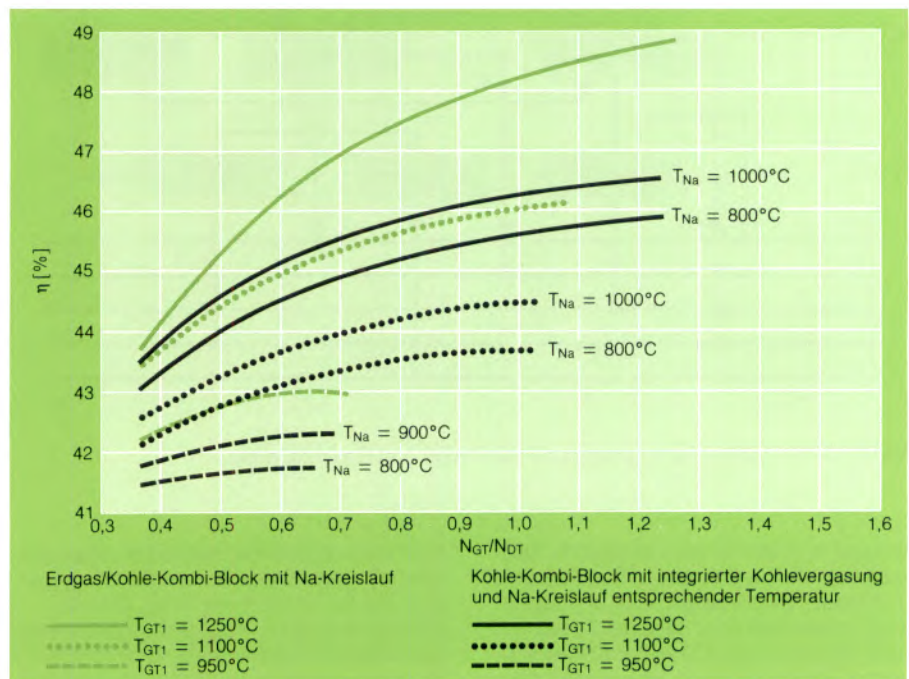


Bild 8: Wirkungsgrade η in Abhängigkeit des Leistungsverhältnisses N_{GT}/N_{DT} mit 2. Druckstufe für unterschiedliche Gasturbineneintritts- und Natriumtemperaturen

nachgeschalteten Dampferzeugers vor die Gasturbine zu bringen und so die Größe der andernfalls umfangreichen Vergasungsanlage stark zu reduzieren. Bild 8 zeigt die für einen GDK-Prozeß auf diese Weise erreichbaren Wirkungsgrade. So ließen sich bei der Natriumtemperatur von 800°C vor der Gasturbine, einer Gasturbineneintrittstemperatur von 1250°C und einem Gasturbinen-/Dampfturbinen-Leistungsverhältnis (N_{GT}/N_{DT}) von 1 Wirkungsgrade von 46% einschließlich der Verluste der Rauchgasreinigung erzielen. Die Größe der Kohlevergasungsanlage würde sich auf 60% der ohne HTW erforderlichen Anlagengröße reduzieren. Bei weiter steigender Natriumtemperatur würde sie noch weiter abnehmen. Brennstoffersparnisse von 20% gegenüber heutigen Kohlekraftwerken, günstige Teillastverhältnisse und gesteigerte Wirtschaftlichkeit und Umweltfreundlichkeit scheinen erreichbar.

Bild 9 zeigt schließlich andeutungsweise Energie- und Stoffströme bei der Verzahnung in einem Energiegesamtsystem unter Ein-schluß des Schnellen Brüters; es zeigt aber auch die Verknüpfung der einzelnen Techniken zueinander auf, und die dienen eben nicht nur der Stromerzeugung, sondern der Wasser- und Methanspaltung, aber auch der Kohlevergasung allgemein.

Wege zu einer zukünftigen Energieversorgung müssen als einen wesentlichen Bestandteil eine technisch machbare Strategie aufweisen.

Nun deutete ich eingangs bereits an, daß sich eine solche Strategie auch politisch und wirtschaftlich durchsetzen lassen muß. Sicherlich sind die Zwänge fortgeschrittener Energietechnologien in den einzelnen Industrieregionen je nach dem Vorhandensein eigener Energiereserven oder den Zugriffsmöglichkeiten zum Weltmarkt unterschiedlich. Ohne Zweifel wird bei dem Vordringen von Kohle weltweit langfristig ein großer Markt für zugehörige Anlagentechnik bestehen. Er wird sich vermutlich in Nordamerika wegen der dort vorhandenen eigenen Kohle und in Japan wegen des dort zukünftig wachsenden Anteils von im pazifischen Raum gut verfügbarer Kohle schneller aufbauen als bei uns. Aus der hohen Flexibilität der Japaner, sich Weltmarkterfordernissen anzupassen, und wegen des großen Marktes entsprechender Anlagentechnik, den China als eine der Hauptförderregionen für Kohle darstellt,

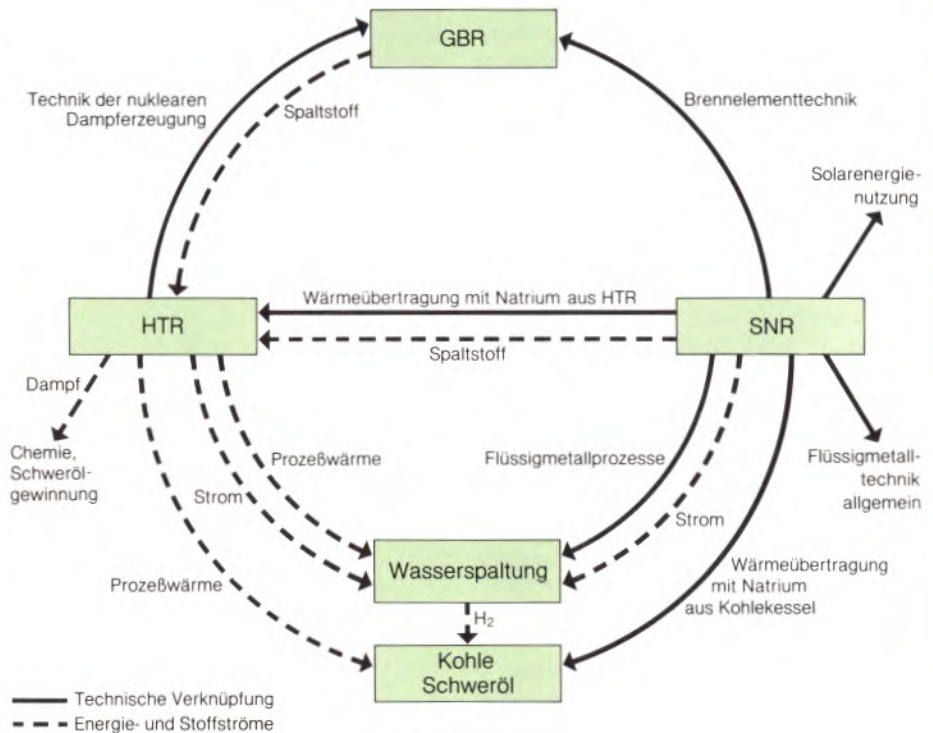


Bild 9: Verknüpfung von HTR, SNR und Kohle

wird vermutlich Japan die technologische Initiative ergreifen.

Westeuropa hat über das Nordseeöl und eine weitläufige Einbindung in das europäische Gasnetz trotz seiner hohen Energieimportquote möglicherweise zunächst geringeres Interesse an der Kohleveredelung, gleichwohl jedoch an einer Verbesserung der Kohleverstromung. Da, wie ich erläutert habe, diese Verbesserung nur über Vergasungsprozesse möglich wird, werden technische Elemente eines Systems für die Stromerzeugung mit denen eines Systems für die Gaserzeugung oder die Kopplung beider austauschbar sein.

Bei uns kommt mit dem Auslaufen des sogenannten Jahrhundertvertrages für die Kohleverstromung 1995 eine wichtige Zeitschranke hinzu. Einerseits kann die heimische Kohle ihre Aufgabe, die Energieversorgung der Bundesrepublik sichern zu helfen, nur erfüllen, wenn sie gerüstet ist, Sekundärenergien

in den Bereichen anbieten zu können, in denen Engpässe zumindest denkbar sind. Bei Strom sind Engpässe wegen der „heimischen“ Kernenergie — die VDEW hat unlängst veröffentlicht, daß der Anteil an heimischer Produktion bei der Kernenergiestromerzeugung, rechnet man den Arbeitsaufwand für die Errichtung der Anlagen hinzu, bei Kernenergie etwa gleich groß ist wie bei Kohlekraftwerken — und wegen der Struktur des Weltkohlemarktes wohl am wenigsten zu befürchten. Bei der Erzeugung von Produkten zur Öl- und Gasstreckung scheinen, zumindest bei heimischer Kohle, die Produktkosten heute noch zu hoch, wenngleich hier eine technologisch vorbereitete Absicherung gegen eine dritte Ölkrise ratsam wäre. Die reine Synthesegaserzeugung auf der Basis von Importkohle wird dagegen wirtschaftlich möglich sein. Würde sie eingeführt, besäßen wir Exportchancen für diese Technik und eine erprobte und vorhandene Absicherung gegenüber zukünftigen Preissprüngen bei Öl und Erdgas.

Brauchen wir die Gaserzeugung aus Kohle für den GDK-Prozeß, dann kann diese Technik aus dem Kraftwerkssektor zur Verfügung stehen — vorausgesetzt, sie wird eingeführt, d. h. sie erhöht die Wirtschaftlichkeit der Stromerzeugung so weit, daß es der Kohle gelingt, den Mittellastbereich gegenüber der Kernenergie wirtschaftlich zu verteidigen. Die zukünftige Koppelproduktion von Strom und Gas würde einen gleich hohen Brennstoffnutzungsgrad wie die Wärme/Kraft-Kopplung ergeben; sie würde darüber hinaus den langfristigen systematischen Übergang zu einer Öl- und Gassubstitution darstellen können.

Nur eines darf man nicht übersehen: Bei den augenblicklichen geringen Zuwachsraten im Stromverbrauch wird in den nächsten Jahren nur eine geringe zusätzliche Leistung zugebaut werden müssen. Wollen wir Wettbewerbsfähigkeit in der Anlagentechnik gegenüber dem Ausland bei den hier eingesetzten Energien erhalten, werden wir die wenigen Neubauten zur Erprobung eines solchen neuen Konzeptes zu nutzen haben.

Analog verhält es sich mit dem Schnellen Brüter. Es besteht für mich kein Zweifel, daß wir ihn aus Gründen einer weltweit mengenmäßig ausreichenden Energieversorgung brauchen. Die Diskussion geht wohl auch mehr um den richtigen Zeitpunkt seiner Einführung. Laufen wir schnell in den Zustand weltweit stark steigender Nachfrage nach Kernenergie, die ja nicht nur unter dem pessimistischen Aspekt einer Störung des Weltölmarktes, sondern durchaus auch unter dem positiven und wünschenswerten einer besseren Versorgung der Dritten Welt eintreten könnte, dann werden wiederum die im Vorteil sein, die einer stetigen Entwicklung den Vorzug gegeben haben.

Man kann sich bei zu langsamer Einführung der Brüter durchaus auch Szenarien vorstellen, bei denen eine Streckung der Uranvorräte nicht nur durch die beiden Brütertypen, nämlich den natrium- und den heliumgekühlten Brüter, sondern beispielsweise durch Aufbereiten von Uran-238 über die Spallation oder die Hybridfusion erforderlich wäre, um auftretende Brennstoffengpässe zu überspielen. Doch das greift sicher weit in die Zukunft.

Verfolgen wir jedoch die für die Versorgung der Bundesrepublik hier angedeuteten technischen Möglichkeiten über die Kohleveredelung, die Fortführung der fortgeschritte-

nen Reaktorlinien und die Einführung von Hochtemperatur-Wärmetransportsystemen und ihrer sinnvollen gemeinsamen Verzahnung, dann brauchte uns um unsere Energieversorgung wie um unsere Rolle, auf dem Weltmarkt durch neue Techniken zur Energieversorgung beizutragen, nicht bange zu sein.



Dipl.-Ing. Otto Kellermann
Geschäftsführer der GRS

Herzlichen Dank, Herr Prof. Knizia, für Ihren Vortrag, für die Vorstellung eines Konzeptes, das den Fachleuten eine Fülle von Anregungen vermittelt und wie man hört, sogar verantwortliche Politiker in Nordrhein-Westfalen verhalten positiv auf die Kernenergie einstimmt.

Sie sind verantwortlich für 1 Milliarde DM Aktienkapital Ihrer Gesellschaft, für ein Drittel des THTR und für fast ein Viertel der Ruhrkohle AG, verkörpern also ein wirtschaftliches Potential, das in unserem Lande seinesgleichen sucht. Wenn Sie fachkundig, detailliert und engagiert ein neues Energiekonzept vertreten, dann ist die Chance groß, daß Sie auch in einem kritischen Umfeld überzeugen.

Sie investieren in Kernkraftwerke derzeit hauptsächlich ante portas, d. h. außerhalb der Grenzen Ihres Sitzlandes. Dabei haben Sie einen Erfolg zu verbuchen, den es in der Kernenergiegeschichte noch nicht gegeben hat: Emsland wird schneller und billiger als geplant in Betrieb gehen.

Gleichzeitig sind Ihre Modelle zur künftigen Energieversorgung so attraktiv, daß die Düsseldorfer Landesregierung sogar einem Natriumkreislauf positive Seiten abgewinnen kann.

Vielen Dank noch einmal auch für die Hoffnung auf eine gesicherte und stabile Zukunft, die Sie uns vermitteln.

Verehrte Herren Abgeordnete,
meine Damen und Herren,

ich stehe heute am Abschluß meines beruflichen Weges, da sei es mir gestattet, in den nächsten Minuten über meine Gefühle zu reden und nicht über technische Fakten, wie wir das sonst gewohnt sind. Mich bewegt heute vor allem das Gefühl des Dankes.

Vielen der heute Anwesenden bin ich zu Dank verpflichtet. Ich danke für Toleranz und Verständnis. Ich danke für Anregungen und Hilfen, die ich erfahren habe.

Einige Persönlichkeiten, die heute unter uns weilen, möchte ich besonders erwähnen.

Herr Dr. Horn, Sie haben von seiten der TÜV-Gesellschafter den Weg zur GRS bereitet, wie das von den Behörden die Herren Dr. Lehr und Pfaffelhuber getan haben.

Herr Löhle, als Aufsichtsratsvorsitzender haben Sie immer einen Ausgleich zwischen den manchmal widerstrebenden Interessen im Aufsichtsrat gefunden und die Erweiterung unserer Satzung zum Nutzen aller Gesellschafter durchgesetzt.

Herr Dr. Bochmann, als Kunde und im Aufsichtsrat habe ich mit Ihnen dreieinhalb Jahre zusammenarbeiten können. Sie waren anspruchsvoll, aber positiv und gerecht. Sie haben Stabilität und Berechenbarkeit gebracht, nicht nur in der GRS, sondern in Ihrem gesamten Verantwortungsbereich.

Schließlich möchte ich Herrn Prof. Birkhofer auch an dieser Stelle herzlichen Dank sagen für ausgezeichnete Kollegialität und Loyalität, die nach der langjährigen Konkurrenz zwischen uns nicht selbstverständlich war. Vertrauen und Zuneigung sind in einem Maße entstanden, wie ich das nicht für möglich gehalten hätte.

Die Mitarbeiter, insbesondere die leitenden Herren, die heute auch gekommen sind, haben die Hauptlast getragen. Sie haben sich mit den Zielen der GRS identifiziert und sie haben das angenehme Klima bestimmt, in dem so leicht gute Ergebnisse wachsen.

Neben dem Dank, den ich empfinde, darf ich hier auch Stolz und Genugtuung äußern: Die GRS steht heute als eine im Ausland und im

Inland anerkannte Gesellschaft da, deren Rat und Expertise, deren analytische und experimentelle Arbeiten gefragt sind.

Aus dem Stolz wächst Zuversicht für die Zukunft. Die Zuversicht gründet sich aber auf einige Voraussetzungen, von denen ich hier drei ansprechen möchte.

- Die Zusammenarbeit zwischen der GRS und ihren Gesellschaftern muß enger werden. Gemeinsam mit den Gutachterorganisationen bilden wir ein einzigartiges Potential neutraler Fachkunde.
- Dem alten Grundsatz, daß staatliches Handeln und Interessen der Wirtschaft keine Gegensätze sind, muß wieder mehr Geltung verschafft werden. Die GRS braucht die Nähe zur Praxis, die Erfahrungen aus der Herstellung und dem Betrieb der großtechnischen Anlagen, um auch ihre behördlichen Auftraggeber fundiert zu beraten.
- An Qualität und Flexibilität der Arbeit jedes einzelnen und der Gruppen müssen hohe Anforderungen gestellt werden, damit die GRS in einem sich wandelnden technischen Umfeld bestehen kann. Daher ist eine weitere Annäherung der sozialen Bedingungen an die Grundsätze der öffentlichen Hand nicht wünschenswert. Die Sorge um Anschlußaufträge, um die Sicherheit der Arbeitsplätze spornt mehr zur Leistung an als die Gewißheit der Fürsorgepflicht des Staates.

So habe ich die Zuversicht, daß unsere Gesellschaft auch in Zukunft als angesehener Partner der Behörden und der Wirtschaft ihren festen Platz hat zum Nutzen aller.

Die Zuversicht ist aber auch begründet durch das Vertrauen, daß mein Nachfolger Herr Dr. Hohlefeldler zusammen mit Herrn Prof. Birkhofer die Geschicke der Gesellschaft gut steuert.

Wir sind dem Aufsichtsrat der GRS dankbar, daß er unserer Anregung, Herrn Dr. Hohlefeldler zu bestellen, gefolgt ist. Die fachliche Kompetenz und die Persönlichkeitsstruktur der künftigen Geschäftsführer gibt die Gewähr, daß sie gemeinsam synchron und effizient arbeiten werden.

So sage ich der GRS ein herzliches Glückauf und Ihnen allen vielen Dank.

In memoriam

Am 16. Januar 1985 verstarb nach einer schweren Krankheit im Alter von 63 Jahren

Herr Werner Behrend

Herr Behrend war seit 1979 wissenschaftlicher Mitarbeiter der GRS. Seine Fachkompetenz fand Anerkennung innerhalb wie außerhalb der GRS. Durch seine kooperative, freundliche Art und seine Hilfsbereitschaft genoß er bei Vorgesetzten und Kollegen große Wertschätzung.

Die GRS wird ihm stets ein ehrendes Gedenken bewahren.

Am 7. März 1986 starb im Alter von 51 Jahren völlig unerwartet Herr

Dr. Hans-Peter Bochmann Ministerialdirektor

Herr Dr. Bochmann war vom 1. 6. 1982 Mitglied unseres Aufsichtsrates, zunächst bis zum 31. 12. 1982 als stellvertretender Vorsitzender, 1983 und 1984 als Vorsitzender sowie ab 1. 1. 1985 bis zu seinem Tode wiederum als stellvertretender Vorsitzender. Er hat sich während dieser Zeit um unsere Gesellschaft verdient gemacht.

Stets hat er die Notwendigkeit hervorgehoben, in der GRS wissenschaftlich fundierten, gutachtlichen Sachverstand im Nuklearbereich zu stärken. Zugleich hat er sich auch engagiert für die Übertragung dieses Wissens auf nichtnukleare Tätigkeitsfelder eingesetzt. Die zu diesem Zweck vorgenommene Änderung des Gesellschaftsvertrages wäre ohne sein Zutun nicht zustande gekommen; sie ist seiner konstruktiven und zupackenden Art, nicht nur über Probleme zu reden, sondern sie auch zu lösen, mitzuverdanken. Durch seine Geradlinigkeit und Offenheit hat er nicht nur Anerkennung, sondern auch viele Freunde gewonnen.

Wir schulden ihm Dank. Die GRS wird Herrn Dr. Bochmann stets ein ehrendes Andenken bewahren.

