

Jahresbericht 1989/90 Gesellschaft
für Reaktorsicherheit
(GRS) mbH



Jahresbericht 1989/90

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



Im Oktober 1989 wurde der zweite GRS-eigene Neubau auf dem Forschungsgelände Garching fertiggestellt. Im Vordergrund der achteckige Turm, der den ersten Neubau von 1981 und Neubau II verbindet.



In Neubau II ist — neben der Testwarte — in erster Linie das GRS-Rechenzentrum untergebracht.

Nachdruck, auch auszugsweise,
nur mit Genehmigung der Gesellschaft
für Reaktorsicherheit (GRS) mbH,
Schwertnergasse 1, 5000 Köln 1

1 Einführung	9
2 Übersicht über GRS-Vorhaben	10
3 Forschungsergebnisse aus den Fachbereichen	20
3.1 Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B	20
3.2 Probabilistische Sicherheitsanalyse für einen Siedewasserreaktor	22
3.3 Analysen zur Wasserstoffbespeisung des Drittstufentriebwerkes der Europarakete ARIANE mit dem Programm THESEUS	27
3.4 Analyse von Reaktivitätsstörfällen für den Druckwasserreaktor Sizewell-B	29
3.5 Verbesserte Berechnung von Abschaltvorrichtungen in schnellen natriumgekühlten Reaktoren	31
3.6 Methoden und Werkzeuge zur Qualifizierung rechnergestützter Leittechnik	34
3.7 Testwarte	37
3.8 Analysen zu Unfallabläufen innerhalb des Containments natriumgekühlter Reaktoranlagen	39
3.9 Auswertung von Betriebserfahrung für eine SWR Sicherheitsanalyse	44
3.10 Internationale Standardprobleme bei der Berechnung der Strahlenverhältnisse an Transportbehältern für abgebrannte Brennelemente	45
3.11 Untersuchungen zur Gefährdung durch nukleare Energiequellen im Weltraum	48
3.12 Abfall-, Verfolgungs- und Produkt-Kontrollsystem (AVK)	52
3.13 Veröffentlichungen, Vorträge	55
4 Forschungsbetreuung	60
5 Geschäftsstellen	62
5.1 RSK-Geschäftsstelle	62
5.2 SSK-Geschäftsstelle	67
6 KTA-Geschäftsstelle	71
7 Die GRS: Ein Kurzportrait	73
7.1 Organisation und wirtschaftliche Grundlage	73
7.2 Leistungsprofil	76
7.3 Internationale Zusammenarbeit	79
7.4 Deutsch-französische Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Sicherheitstechnik	80
7.5 Deutsch-deutsche Zusammenarbeit	80
7.6 Informationsarbeit	81

Bericht der Geschäftsführung

Wichtigstes Ereignis der GRS im vergangenen Jahr war der Abschluß der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke Phase B“. Mit dieser Studie werden aktuellste F + E-Ergebnisse zur Reaktorsicherheit, umfassende Auswertungen von Betriebserfahrungen von Kernkraftwerken, neueste Untersuchungen zum anlageninternen Notfallschutz für eine integrale Sicherheitsbewertung gebündelt. Ziel dieser Studie war es, die Ausgewogenheit des Anlagenkonzeptes zu bewerten, d. h. Störfall- und Unfallabläufe vergleichend zu beurteilen, sowohl Schwachstellen wie auch sicherheitstechnische Verbesserungsmöglichkeiten zu identifizieren und Sicherheitsreserven zu ermitteln. Diese Aufgabe war nur im interdisziplinären wissenschaftlichen Verbund sowohl unter Mitwirkung vieler Abteilungen unseres Hauses als auch durch Beteiligung externer Fachleute zu lösen. Die Bündelung und Darstellung der Ergebnisse dieser mehrjährigen Forschungsarbeiten beanspruchte über Monate alle Kräfte. Die vielen Einzelanalysen und -ergebnisse mußten gegeneinander abgestimmt und zu einem ganzheitlichen Bild zusammengeführt werden.

Angesichts der konkreten Maßnahmen, die als Folge der Studie zur Erhöhung der Sicherheit in der untersuchten Anlage Biblis B bereits umgesetzt bzw. geplant sind, hat sich die Studie als nützliche Aufgabe erwiesen. Gleichzeitig hat sie sich auch als ein zusätzliches Instrumentarium für die Sicherheitsbeurteilung bewährt.

Die wesentlichen Aussagen der Studie hat der Bundesminister für Forschung und Technologie, Dr. Heinz Riesenhuber, in dessen Auftrag die Studie erstellt wurde, anläßlich einer Pressekonferenz in Mannheim am 30. 6. 1989 der Öffentlichkeit vorgestellt.

Zur Information der interessierten Öffentlichkeit wurde bereits im Juni 1989 eine zusammenfassende Darstellung der Studie als GRS-Bericht veröffentlicht, von dem bisher schon über 5000 Exemplare verteilt worden sind. Im April 1990 konnte dann die Gesamtstudie als Buch fertiggestellt werden.

Die abschließenden Arbeiten an der Risikostudie haben so viel Kapazität gebun-

den, daß nicht alle Aufträge wie geplant abgewickelt werden konnten. Dies zeigt sich besonders darin, daß die vorgesehenen Rechenleistungen nur zum Teil erbracht wurden. Infolge ihrer Kostenintensität führte die damit verbundene Minder-einnahme zu einem negativen wirtschaftlichen Jahresergebnis 1989. Wir sind jedoch zuversichtlich, für das laufende Jahr 1990 wieder eine positive Bilanz vorlegen zu können, denn die augenblickliche Situation weist eine volle Auslastung durch vertragsgebundene Aufgaben aus.

Im Zusammenhang mit den Arbeiten zur Risikostudie bildeten die Untersuchungen zu anlageninternen Notfallmaßnahmen einen besonderen Schwerpunkt. Obwohl diese noch weitergeführt werden, läßt sich bereits feststellen, daß sie zu einer neuen Sicherheitsqualität bei Kernkraftwerken führen können. Unsere zu diesem Thema angebotenen Seminare stoßen auf ein breites Interesse in der nationalen und internationalen Fachwelt. Auch das Fachgespräch 1989 hat sich hauptsächlich mit unseren Ergebnissen und Vorschlägen zum anlageninternen Notfallschutz auseinandergesetzt. Es hat auch deutlich gemacht, daß die GRS mit dieser Traditionsveranstaltung wiederum ein gefragtes Forum für die Fachöffentlichkeit zur Verfügung stellt.

Risikountersuchungen als probabilistische Sicherheitsanalysen bleiben ein Schwerpunkt unserer Tätigkeit. Als weitere Hauptaufgabe ist aufzuführen die Entwicklung und Verifikation von Rechenprogrammen zur Beschreibung der komplexen Vorgänge in den verschiedenen Reaktortypen bei Betrieb, bei Störfällen und auslegungsüberschreitenden Ereignissen. Die hieraus resultierenden Anforderungen an die experimentelle Forschung sind beträchtlich und werden daher weitgehend im internationalen Verbund umgesetzt.

Die internationale Zusammenarbeit hatte, wie stets, einen hervorragenden Stellenwert. Sie fördert über Ländergrenzen hinweg den wichtigen Informations- und Erfahrungsaustausch. Sie hat sich in den letzten Jahren auch mit den östlichen Ländern in erfreulichem Maße entwickelt. Vor allem mit der UdSSR und der DDR wurden

im Rahmen der Abkommen über wissenschaftlich-Technische Zusammenarbeit konkrete F + E-Projekte begonnen oder fortgeführt. Sie beziehen sich auf

- den Transfer von F + E-Arbeiten zur Sicherheitsbewertung kerntechnischer Anlagen,
- die Weiterentwicklung von Anlagenkonzepten und
- die Klärung von Einzelaspekten.

In wechselseitigen gemeinsamen Fachseminaren sowie Abstimmungen von Fachpersonal beim jeweiligen Partner und wechselseitiger Beteiligung und Mitwirkung an Experimenten wurden die Projekte umgesetzt. Wir werden diese positive Entwicklung nachhaltig durch aktive Mitwirkung unterstützen.

Auch die mit den westlichen Ländern bestehende Zusammenarbeit wurde weiter intensiv fortgesetzt. Konkretes Beispiel ist die Einrichtung eines GRS-Sekretariats für die am 6. 6. 1989 auf Regierungsebene geschaffene deutsch-französische Expertenkommission, das die gemeinsamen Arbeiten zur Wiederaufarbeitung, Endlagerung und Brennelementfertigung koordiniert.

Zur reibungslosen Abwicklung der Zusammenarbeit mit unseren ausländischen Partnern haben wir nun auch ein Büro in Paris eingerichtet und – im Hinblick auf das sich öffnende Osteuropa – eines in Berlin. Dies zeigt auch, daß die GRS ihren Beitrag leistet, den Know-how-Transfer über Ländergrenzen hinweg zu fördern,

um eine internationale Sicherheitspartnerschaft zu entwickeln.

Zur Jahreswende sah sich die GRS vor eine ungeheure personelle und fachliche Herausforderung gestellt: die Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald. Sie bedeutete den Einstieg in die bis dahin nahezu unbekannte russische Reaktortechnik.

Aber nicht nur die Technik als solche, sondern auch der Umgang der Menschen mit dieser Technik mußte in Erfahrung gebracht werden. Zur konstituierenden Sitzung der vom Bundesumweltminister und dem Staatlichen Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz (SAAS) der DDR eingerichteten Gemeinsamen Kommission der für die kerntechnische Sicherheit und den Strahlenschutz zuständigen Behörden im März 1990 lag bereits ein erster Zwischenbericht der GRS vor. Er hatte die vorläufige Einstellung des Betriebes der Blöcke 2 und 3 empfohlen. Deren Abschaltung war die Folge. Im weiteren Verlauf unserer Sicherheitsanalysen wurde das SAAS stärker beteiligt. Darüber hinaus wurden Experten des russischen Herstellers wie auch französische Experten einbezogen. Am 1. 6. 1990 wurde auf der Basis eines Informationsgespräches, das zwischen den deutsch-deutschen Umweltministern und Experten der GRS und des SAAS stattfand, anläßlich einer Pressekonferenz in Ostberlin das Ergebnis des zweiten Zwischenberichtes vorgestellt. Die Dokumentation dieser Analysen wird zur Zeit als Bericht vorbereitet.

Unsere weiteren Arbeiten konzentrieren sich nun auf die begleitende Sicherheitsbewertung zur erneuten Inbetriebnahme des Kernkraftwerk-Blockes 5. Der Bewertung der Inbetriebnahmeversuche soll sich eine probabilistische Sicherheitsanalyse anschließen.

Parallel zu den Sicherheitsbewertungen für das Kernkraftwerk Greifswald wird die Zusammenarbeit mit den Ländern in Osteuropa durch gemeinsame F + E-Vorhaben im Rahmen der Wissenschaftlich-Technischen Zusammenarbeit (WTZ-Abkommen) intensiviert. Wir sehen dies als Chance, auch dort die Sicherheitspartnerschaft weiter auszubauen.

Ein gutes Stück Zukunftsaufgabe sehen wir darin, das in der GRS vorhandene Know-how zu bündeln und weiterzuentwickeln. Hierzu trägt auch eine verbesserte Infrastruktur bei, wie sie zum Teil bereits im vergangenen Jahr durch die Fertigstellung des Garchinger Neubaus realisiert wurde, in dem jetzt das Rechenzentrum und die Testwarte untergebracht sind. Im Kölner Betriebsteil haben wir mittels Ringverbund in allen Büros die technischen Voraussetzungen geschaffen für schnellere und effektivere Kommunikation über Bildschirm. Ein neues Bürosystem wird demnächst das bisherige ersetzen. Nicht zuletzt durch die intensivierte Förderung unseres wissenschaftlichen Nachwuchses wollen wir dazu beitragen, auch künftig fachlich fundierte und wissenschaftlich belastbare Aussagen zu sicherheitstechnischen Fragestellungen zu liefern.

A. Birkhofer
Geschäftsführer

G. Hennenhöfer
Geschäftsführer

Übersicht über GRS-Vorhaben

Ziel der GRS seit ihrer Gründung im Jahre 1976 ist es, das fachliche und anlagenbezogene Wissen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit zu bündeln, Bewertungsmethoden im Rahmen gezielter Forschung und Entwicklung (F + E) zu entwickeln und sachgemäße Entscheidungen vorzubereiten und zu treffen. Um dies übergreifend sicherzustellen, werden nachfolgende Arbeitsfelder als Querschnittsthemen geführt:

- Sicherheitsforschung und Entwicklung
- übergreifende Sicherheitsanalysen,
- Sicherheitsbewertung des Anlagenbetriebes,
- Sicherheitsanalysen zum Brennstoffkreislauf und der Entsorgung sowie
- nichtnukleare Tätigkeiten.

Herausragendes Ereignis in 1989/1990 bildete die sehr schnelle und wirksame Unterstützung des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und der verantwortlichen Genehmigungsstelle, des Staatlichen Amtes für Atomsicherheit und Strahlenschutz (SAAS), bei der Bestandsaufnahme und der Sicherheitsbewertung der Kernkraftwerke in der DDR (Bilder 2.1 und 2.2). Bereits Anfang 1990 hat eine Expertengruppe aus der Bundesrepublik Deutschland unter der Federführung der GRS ein erstes Arbeitsseminar in der Anlage Greifswald durchgeführt. Mitte Februar legte die GRS einen ersten Wertungsbericht vor. Für Mai 1990 ist ein weiterer Zwischenbericht in Vorbereitung, der gemeinsam mit dem SAAS und unter internationaler Abstimmung erstellt wird.

Parallel zu den wertenden Untersuchungen für Greifswald wurde ein umfangreiches Programm zur Zusammenarbeit mit den Experten der DDR initiiert. Die einzelnen Vorhaben, die zum Teil noch in Vorbereitung sind, sind in den Tabellen 2.1 und 2.2 dargestellt und umfassen konkrete Sicherheitsuntersuchungen im Auftrage des BMU sowie F + E-Vorhaben im Rahmen der Wissenschaftlich Technischen Zusammenarbeit (WTZ) für den Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT).

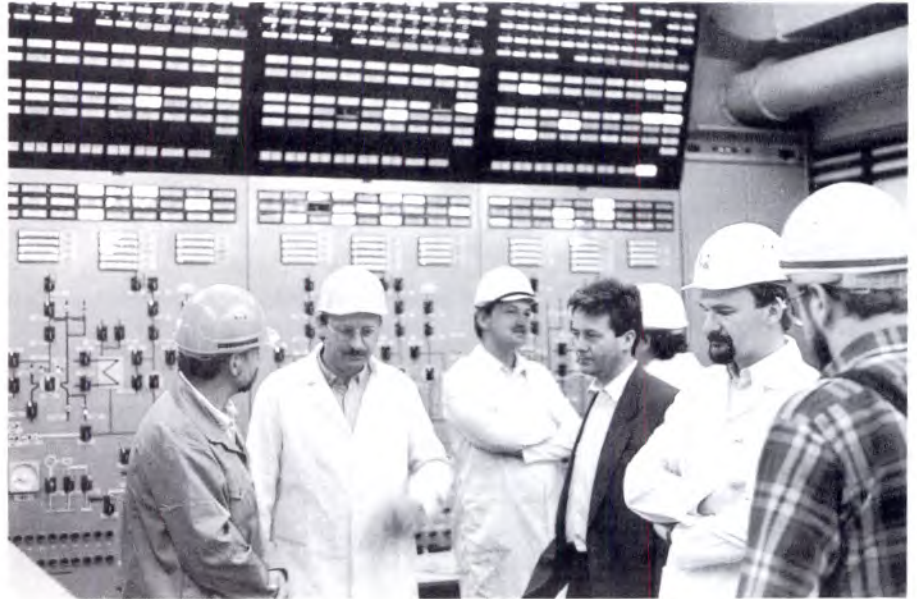


Bild 2.1: Die Notwarte für den in Bau befindlichen Block 6 des DDR-Kernkraftwerks Greifswald

Das umfassende Arbeitsprogramm der GRS wird durch die Übersichten in den Tabellen 2.3 und 2.4 charakterisiert und gliedert sich nach verschiedenen inhaltlichen Schwerpunktthemen. Hinweise zu einzelnen Vorhaben im Rahmen der übergreifenden Aufgabenfelder sind nachfolgend umrissen.

Sicherheitsforschung und Entwicklung

- Bei der Entwicklung einer neuen Leitetchnik führt der Trend zu einem verstärkten Rechnereinsatz in Kraftwerkswarten und zu höheren Anforderungen an die Zuverlässigkeit der zu verarbeitenden Primärinformation. Zur Signalvalidierung wurde ein Programm entwickelt, das mit Hilfe mathematischer Referenzmodelle und regelungstechnischer Algorithmen fehlerhafte Änderungen und Totalausfälle von (nicht redundant) erfaßten Meßwerten in Echtzeit anzeigt. Nach ausführlichen Offline-Tests soll nun die Anwendbarkeit des Konzeptes unter realistischen Um-

gebungsbedingungen in einem On-line-Test an der LOBI-Versuchsanlage geprüft werden.

- Die Arbeiten zur Testwarte wurden weitergeführt. Die grafische Grundsoftware GKS (Grafisches Kernsystem, ein internationaler Grafikstandard) ist nunmehr auf einem verteilten Rechnernetz (VAX-Prozeßrechner und grafische Workstations) ablauffähig. Damit konnte die Funktionalität der Testwarte von der interaktiven Abarbeitung des Systemcodes ATHLET auf dem Mainframe über die Datenkopplung mit einer schnellen Datenleitung zum Prozeßrechner bis hin zu Workstations, die in einem lokalen Netz verbunden sind, erstmals vollständig erprobt werden. Die weitere Entwicklung der Testwarte wird schwerpunktmäßig bei der Umsetzung des Bedienkonzeptes, der Installation der Testwarte im GRS-Neubau und der Durchführung von Testfällen liegen.
- Das F + E-Vorhaben „Kernschmelzen und Containment“ dient der Vorbereitung und Qualifizierung von Methoden

zur Ermittlung der Unfallfolgen im Containment einer Schnellbrutanlage. Die Verifikation des Rechenprogramms CONTAIN wurde weiter vorangetrieben. Dies umfaßte neben der Ermittlung der Genauigkeit von Durchsätzen durch Verbindungsöffnungen unter Berücksichtigung von Vereinfachungen in CONTAIN auch die Entwicklung, Verifikation und die Anwendung eines Rechenmodells zur Wasserfreisetzung aus Beton, der auf mehr als 100°C erwärmt wurde. Dabei wurde ein Modell gewählt, welches mit vergleichsweise geringem Rechenaufwand und ohne großen zusätzlichen Kernspeicherbedarf eine akzeptable Genauigkeit im Vergleich zu veröffentlichten Experimenten erzielt. Damit ist die Anwendungsmöglichkeit von CONTAIN auf umfangreichere Unfallszenarien erweitert worden.

- Im Zuge der Weiterentwicklung der Thermohydraulik-Programmpakete ATHLET/FLUT wurden Einzelmodelle erweitert bzw. verbessert. Dazu gehören insbesondere die Austauschbeziehungen zwischen Wasser und Dampf für die Prozesse Phasenseparation und Kondensation. Für die Anwendung auf Siedewasserreaktor-Anlagen wurden Modelle zum Strahlungswärmeaustausch und zum Bortransport hinzugefügt. Für den Bereich schwerer Störfälle wurden in der Version ATHLET-SA u. a. Modellerweiterungen zum Brennstabverhalten durchgeführt und der Anwendungsbereich für hohe Dampftemperaturen erweitert.
- Zur systematischen Verifikation des Codesystems anhand von Einzeleffekt- und Integralexperimenten haben insbesondere Analysen zu ROSA-III (SWR), LSTF, PHEBUS-SFD und CORA beigetragen.
- Die GRS nahm am Internationalen Standardproblem No. 26 der OECD-CSNI teil. Mit dem GRS-Programmpaket ATHLET/FLUT wurde der in der japanischen Integralanlage LSTF durchgeführte Versuch SB-CL-18 nachgerechnet. In dem Standardproblemversuch wurde ein 5-%-Leck im kalten



Bild 2.2: Das Reaktorgebäude für Block 1 des DDR-Kernkraftwerks Stendal

Strang mit kaltseitiger Druckspeichereinspeisung unter den Randbedingungen eines Notstromfalles simuliert. Von besonderem Interesse war das Kernverhalten, das durch eine zweimalige Kernaufheizung mit nachfolgender Wiederbenetzung gekennzeichnet ist. Nach einer Erweiterung der Kerndarstellung mit zwei vermaschten Parallelkanälen wurde eine gute Übereinstimmung zwischen Experiment und Rechnung erzielt.

- Die im Rahmen des internationalen 2D/3D-Projektes vorgesehenen Experimente in der UPTF-Versuchsanlage wurden mit der Durchführung von vier Versuchen, mit denen der Einfluß von Überströmvorrichtungen auf den Wiederauffüll- und Flutvorgang untersucht werden soll, abgeschlossen. Der Einsatz von Überströmvorrichtungen bei einem hypothetischen doppelendigen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung bewirkt eine frühere Kühlung des Reaktorkerns in der Wiederauffüll- und Flutphase, da die Druckdifferenz zwischen oberem Plenum und Ringraum verringert wird.
- Die Entwicklung des Rechenprogramms FIPLOC-MAEROS zur Beschreibung der Ablagerung von Aerosolen durch Kondensation von Partikeln im Containment eines Leichtwasserreaktors bei Leckstörfällen ist abgeschlossen. Zur Verifikation wurden Nachrechnungen von ausgewählten Experimenten der Integralversuchsprogramme DEMONA und LACE durchgeführt. Diese Verifikationsrechnungen sind so weit fortgeschritten, daß eine Mitwirkung an der geplanten Versuchsserie VANAM und die Teilnahme an einem europäischen Benchmark beantragt wurde.
- Als Vorstufe zur Entwicklung einer gemeinsamen Methode zur Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse für europäische Thermohydraulikcodes werden im Rahmen eines EG-Vorhabens Vor- und Nachteile verschiedener Methoden analysiert und die in der Literatur vorhandenen Erfahrungen und Anwendungen ausgetauscht. Die Studie wird 1990 mit den französischen Vertragspartnern CEA und IPSN durchgeführt.

Thema – Aufgabe	Volumen 1990 – 1992 [Mannjahre]	Laufzeit		
		1990	1991	1992
1. LV-0; WWER-440/230 (Greifswald Blöcke 1 – 4) – Sofortprogramm	8			
2. LV – 1; Übergeordnete Aufgaben Projektkoordination, Anlagendokumentation, übergreifende Betriebs- auswertung, Regeln und Richtlinien, PSA-Anwendung, Methodentransfer, Öffentlichkeitsarbeit, Entsorgung, Strahlenschutz, Atomrechtsvergleich	60			
3. LV-2; WWER-440/230 (Greifswald, Blöcke 1 – 4) – Langfristprogramm Bewertung des Anlagenstatus der Rekonstruktionsmaßnahmen, Komponenten- und Werkstoffverhalten, Sicherheitssysteme, Störfall- analysen, Betriebsverhalten	20			
4. LV-3; WWER-440/213 (Greifswald, Block 5) – Sofortprogramm Bewertung der erneuten Inbetriebnahme unter Beachtung des Anlagen- status und der Erfahrungen bei der vorangegangenen Inbetriebnahme	4			
5. LV-4; WWER-440/213 (Greifswald, Blöcke 5 – 8) – Langfristprogramm – Bewertung der Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes durch Durchführung einer PSA – Sonderanalysen zur • sicherheitstechnischen Auslegung • möglichen Rekonstruktion	20			
6. LV-5; WWER-1000 (Stendal) – Sofortprogramm – Identifikation wichtiger Sicherheitsaspekte des Anlagenkonzeptes – Hinweise für Ertüchtigung und Langfristprogramm	5			
7. LV-6; WWER-1000 (Stendal) – Langfristprogramm Aufgaben vergleichbar LV-2	20			
8. LV-7; Übergreifendes Komponenten- und Werkstoffprogramm – Vorprojekt Auswertung international vorliegender F + E- und Betriebsergebnisse zu Komponenten- und Werkstoffverhalten	5			
9. LV-8; Experimentelles Komponenten- und Werkstoffprogramm Gemeinsames internationales Programm ist noch in Vordiskussion	10			
10. LV-9; Sicherheitsanalyse Morsleben	15			
Gesamt	167			

Tabelle 2.1: BMU-Vorhaben, Übersicht über die Aufgaben zur Unterstützung der DDR bei der Gewährleistung der Sicherheit kern-technischer Anlagen

Thema – Aufgabe	Volumen 1990 – 1992 [Mannjahre]*)	Laufzeit		
		1990	1991	1992
1. PSA – Vergleich Biblis/Stendal Vergleichende probabilistische Sicherheitsanalyse der Kernkraftwerke Stendal (WWER 1000)/Biblis-B	10			
2. Bruchmechanik Quantifizierung der Sicherheitsmargen gegen Initiierung bzw. Wachstum postulierter Risse in einem RDB der Baureihe WWER-440	3			
3. Containmentanalysen Verifikation der Programme RALOC und DRASYS sowie Untersuchungen zur Anwendbarkeit auf das Druckraumsystem einer Anlage vom Typ WWER-440 mit und ohne Naßkondensation	6			
4. Analysesimulator Konzeption eines Analysesimulators auf Arbeitsplatzrechner für Reaktoren mit liegendem Dampferzeuger	3			
5. Untersuchungen zum DE-Heizrohrleck Verifikation von Methoden zur Durchführung von Accident-Management-Analysen für WWER-Anlagen bei DE-Heizrohrleckagen	8			
6. Notkühl-Codes – Entwicklung für WWER-440-Anlagen Erweiterung des Notkühlcodes ATHLET zur Durchführung von Notkühluntersuchungen für WWER-Anlagen	16			
7. ATHLET-Verifikation mit DDR-Experimenten Verifikation des Programmes ATHLET anhand der HDR-Kondensations- und der Druckhalterversuche der TH Zittau	4			
8. AM-Untersuchungen mit ATHLET-Code Erweiterung des ATHLET-Codes für Analysen von Accident-Management-Maßnahmen	8			
9. Analyse Kühlmittelverluststörfälle für WWER-1000/88 Analyse von Kühlmittelverluststörfällen für das DWR-Konzept WWER-1000/88 mit ATHLET einschließlich der Codeverifikation anhand sowjetischer Integralversuche	8			
10. Diagnose zur Schadenfrüherkennung Rechnergestützte On-line-Diagnose zur Schadenfrüherkennung an Komponenten und Rohrleitungen	4			
Gesamt	70			

*) einschließlich Anteil von DDR-Experten

Tabelle 2.2: BMFT-Vorhaben, Übersicht über die Vorhaben zur Unterstützung der DDR bei der Bewertung und Weiterentwicklung der Sicherheit kerntechnischer Anlagen

- Zur Ermittlung der Rohrleitungsbelastung bei Druckwellen ist das Rechenprogramm DAPSY entwickelt und bereitgestellt worden, das die gekoppelte fluid-strukturdynamische Wechselwirkung berücksichtigt. Der Vergleich mit einer gekoppelten Rechnung zeigt, daß insbesondere bei weich aufgehängten Rohrleitungen höhere Belastungen zu erwarten sind.
- In einem F + E-Vorhaben „Nutzung der Möglichkeiten von rechnergestützten Entscheidungshilfen zur sicherheitsgerichteten Unterstützung der Operateure in Kernkraftwerken“ (Testwarte) werden grundlegende Methoden der künstlichen Intelligenz zum Zwecke der Überwachung, Diagnose und Prädiktion von Anlagenzuständen und -verläufen entwickelt. Schwerpunktmäßig wurden 1989 die Modellierungsmethoden sowie fortschrittliche Benutzerschnittstellen bearbeitet.

Der Modellierung des Prozesses kommt besondere Bedeutung zu, da ohne Referenzmodelle keine der oben genannten Zielsetzungen erreicht werden können. Die sonst in Expertensystemen sehr weit verbreiteten sogenannten Regeln sind zu grob, um zuverlässige und detaillierte Aussagen machen zu können. Außerdem muß der Faktor „Zeit“ in Betracht gezogen werden. Die Arbeiten im Projekt konzentrieren sich deshalb auf die Integration qualitativer und quantitativer Methoden unter Berücksichtigung der Zeit, sowohl als Prozeßgröße („Ereignis muß zeitlich konsistent sein“), als auch als Randbedingung zur Bedienung („Ergebnis muß rechtzeitig vorliegen“).

Bei der Benutzerschnittstelle wurde mit dem Einsatz eines Sprachein-/ -ausgabesystems versucht, die Kommunikation zwischen Operateur und Expertensystem noch effektiver zu gestalten. Exemplarisch sollen diese Methoden am Druckhaltersystem eines 1300-MWe-DWR dargestellt werden.

- Beim Analysesimulator ist das Containment-Modell RALOC in die Simulatorumgebung eingebaut worden, so daß on line produzierte oder aus früheren

Auftraggeber	Volumen [h]		
	1988 (Ist)	1989 (Ist)	1990 (Plan)
BMU	173 000	176 000	195 000
BMFT	199 000	177 000	175 000
Sonstige	85 000	89 000	80 000
davon			
– Landesbehörden	33 000	36 000	33 000
– TÜV	12 000	17 000	10 000
– Ausland	12 000	12 000	14 000
– Ingenieur-Aufgaben (Planerische Aufgaben)	28 000	24 000	23 000
Gesamt	457 000	442 000	450 000
davon nichtnuklear	17 000	14 000	14 000

Tabelle 2.3: Entwicklung des GRS-Auftragsvolumens in Zuordnung zu den Auftraggebern

Aufgabenschwerpunkt	Leistungsanteil [%]			Aufwand [h]
	1988	1989	1990	
Neue Leittechnik	4	4	4	20 000
Risikountersuchungen (PSA)	11	11	9	40 000
Neue Anlagenkonzepte	3	2	2	7 000
Codeentwicklung/Verifikation	13	13	12	54 000
Störfallbeherrschung (AM)	11	12	12	55 000
Betriebssicherheit	11	12	12	55 000
Sicherheitsbewertung	10	9	8	36 000
Strahlenschutz	4	4	4	18 000
Brennstoffkreislauf/Entsorgung	14	14	14	62 000
Direkte Zuarbeit für den Bund	12	12	8	36 000
Beratung Ausland/DDR	1	2	10	45 000
Nichtnukleare Vorhaben	4	3	3	12 000
Technische Dokumentation	2	2	2	10 000
Gesamt:	100% $\pm$ ca. 450 000 h $\pm$ ca. 75 000 TDM			

Tabelle 2.4: Aufgabenschwerpunkte der GRS

Rechenläufen abgespeicherte RALOC-Ergebnisse mit den für die Containmentdarstellung entwickelten Grafiken visualisiert werden können. Als wichtigstes Ergebnis hat sich gezeigt, daß das Einbinden eines beliebigen Modellprogramms, das Erstellen von Grafiken

und die dynamische Ankopplung der Grafiken an das Programm mit den im Simulatorprojekt entwickelten Werkzeugen, vor allem dem grafischen Editor, rasch und ohne größere Probleme erfolgen kann. Ferner hat sich bestätigt, daß die Visualisierung komplexer

Vorgänge eine neue Qualität des Verständnisses mit sich bringt. In einem weiteren Entwicklungsschritt wird RA-LOC mit ATHLET gekoppelt und somit vollständig in den Analysesimulator integriert werden.

Übergreifende Sicherheitsanalysen

- Die fachlichen Arbeiten zur Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B, wurden abgeschlossen und dokumentiert.

Die Schwerpunkte der zur Phase B der Studie durchgeführten Untersuchungen lassen sich in folgenden Punkten zusammenfassen:

- die vergleichende Beurteilung von Störfall- und Unfallabläufen
- die Identifizierung von möglichen Schwachstellen und sicherheitstechnischen Verbesserungen
- die Ermittlung von anlagentechnischen Sicherheitsreserven, die für anlageninterne Notfallmaßnahmen genutzt werden können.

Die Schwerpunkte der Risikostudie haben sich damit auf die anlagentechnischen Untersuchungen verlagert.

In Phase B ergibt sich für die von den Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe insgesamt eine Eintrittshäufigkeit von ca. $3 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr. Obwohl in Phase B mehr auslösende Ereignisse als in Phase A untersucht worden sind, liegt dieser Wert um etwa einen Faktor 3 niedriger als vormals in Phase A. Diese günstige Beurteilung ist wesentlich auf die aufgrund der Ergebnisse der Risikostudie veranlaßten (bzw. in nächster Zeit vorgesehenen) systemtechnischen Verbesserungen zurückzuführen.

Einen wichtigen Schwerpunkt der Arbeiten bildeten die Untersuchungen zu anlageninternen Notfallmaßnahmen. Entsprechend einer vorläufigen Bewertung kann mit diesen Maßnahmen in etwa 90% aller auslegungsgemäß

nicht beherrschten Ereignisabläufe ein Kernschmelzen noch verhindert werden. Danach ergibt sich für die Häufigkeit eines Kernschmelzunfalls ein Wert von etwa $4 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr.

- Die Ende 1988 begonnene probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) für Siedewasserreaktoren konzentrierte ihre Aktivitäten auf eine systematische Untersuchung auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe und auf die Identifikation von Anlagenschwachstellen. Ein Abschluß des Vorhabens ist für 1991 geplant.
- Zu den ebenfalls in 1988 begonnenen PSA für Hochtemperaturreaktoren wurde die systemtechnische Analyse weitgehend abgeschlossen. Nachdem jedoch die Referenzanlage, der THTR-300, nicht mehr weiter betrieben wird, erfolgt keine weitere Vertiefung der Untersuchungen. Mit einer Dokumentation der bisherigen Ergebnisse wird das Vorhaben zum Abschluß gebracht.
- Die gemeinsam mit chinesischen Experten begonnene PSA für deren Kernkraftwerk Qinshan wurde Ende 1989 vorläufig abgeschlossen. Das primäre Ziel des Vorhabens, den chinesischen Experten unsere Analysemethoden bereitzustellen, wurde weitestgehend erreicht. Wesentliche Störfallanalysen wurden von den chinesischen Experten für ihre Anlage erfolgreich durchgeführt.
- Für die Erstellung zukünftiger PSA ist in einer übergreifenden Arbeitsgruppe ein „Leitfaden für die Erstellung probabilistischer Analysen“ erarbeitet worden.
- Neben der Fachberatung zu aktuellen Fragestellungen des BMU und einer ausführlichen Stellungnahme zu den im Demonstrationspapier des Ministeriums für Wirtschaft, Mittelstand und Technologie (MWMT) von Nordrhein-Westfalen aufgeworfenen Fachaspekten wurde eine Stellungnahme zum Verlauf des unkontrollierten Kühlmitteldurchsatzstörfalles im SNR-300 auf der Grundlage des beantragten Zielkerns unter Berücksichtigung des

Standes von Wissenschaft und Technik erarbeitet.

- Zu den neuen Baulinien für Leichtwasserreaktor-Anlagen, die zur Zeit im deutsch-französischen Verbund, aber auch in den USA und der UdSSR konzipiert werden, erfolgt die Spezifikation für eine Konzeptbewertung.
- Konzepte und Maßnahmen zur Beherrschung oder Begrenzung der Folgen von Ereignissen, die bei der Anlagenauslegung nicht explizit berücksichtigt werden, werden international unter dem Begriff „Accident Management (AM)“ untersucht und diskutiert. Dabei wird zwischen Maßnahmen zur Verhinderung des Kernschmelzens (Prevention) und den schadensdämmenden Maßnahmen (Mitigation) unterschieden. Präventive AM-Maßnahmen werden mit Priorität verfolgt.

Bei diesen Maßnahmen handelt es sich also nicht um notwendige Ergänzungen zum Ausgleich von Mängeln des Sicherheitskonzepts, sondern um anlageninterne Maßnahmen im Sinne einer Ergänzung der Notfallschutzplanung.

Ansatzpunkte für Untersuchungen zu Maßnahmen im Rahmen des Accident Management sind vorrangig die vorhandenen Sicherheitsreserven von Kernkraftwerken, die sich aus der Auslegung der Anlage für einen sicheren Betrieb und gegen Störfälle ergeben.

Die GRS untersucht die vorhandenen Sicherheitsreserven von Kernkraftwerken und den optimalen Einsatz von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes beispielhaft für das Kernkraftwerk Biblis B als Druckwasserreaktor- und das Kernkraftwerk Krümmel als Siedewasserreaktor-Referenzanlage.

Im Berichtszeitraum wurden zu den im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes von den Betreibern geplanten Maßnahmen wie z. B.

- Druckentlastung und Bespeisung der Sekundär- und Primärseite eines Druckwasserreaktors

- zusätzliche Möglichkeiten zur Bepfeisung des Reaktordruckbehälters bei Siedewasserreaktoren

Untersuchungen zu deren Wirksamkeit, Durchführbarkeit und Verträglichkeit mit dem Sicherheitskonzept durchgeführt.

Zusammen mit der Kernkraftwerk-Simulator-Gesellschaft (KSG) und dem Betreiber der Konvoi-Anlage GKN 2 wird die Erprobung anlageninterner Notfallmaßnahmen an einem Simulator vorbereitet.

Es wurden Kriterien für die Bewertung von Notfallmaßnahmen entwickelt, die bei den künftigen Arbeiten verwendet werden.

- Zur Wasserstoffentstehung und -verteilung bei schweren Störfällen wurden Analysen durchgeführt und Anforderungen an Systeme zur Verhinderung zündfähiger Gemische bzw. zur Vernichtung des Wasserstoffs untersucht.

Sicherheitsbewertung des Anlagenbetriebes

- Besondere Vorkommnisse in deutschen und ausländischen Kernkraftwerken und Anlagen des Brennstoffkreislaufes werden gesammelt und bewertet.

Die Bearbeitung konzentrierte sich neben der routinemäßigen Bearbeitung (z. B. Erfassung, Berichtswesen), der Unterstützung von beratenden Gremien, der Erstellung von Weiterleitungsnachrichten und Kurzstellungnahmen (z. B. zu Schließzeiten von Radialschiebern) vertieft auf besondere Fragestellungen, insbesondere zu

- Kühlmittelverluststörfall-Möglichkeiten an Primärkreisanschlüssen (Interfacingsystem-LOCA),
- der Kernstabilität bei Neutronenflußschwingungen,
- den Besonderheiten von Vorkommnissen bei abgeschalteter Anlage und in der Revisionsphase,

- weiterführenden Arbeiten zu Ermüdungserscheinungen an Hauptkühlmittel-Pumpenwellen und zu Erosionskorrosion in Rohrleitungen,
- Versagensmöglichkeiten von Dampferzeugerheizrohrstopfen,
- der Zuverlässigkeit von Notstromerzeugungsanlagen,
- Leckageüberwachungssystemen für Druck- und Siedewasserreaktoren und
- Melde- und Bewertungskriterien für besondere Vorkommnisse.

Darüber hinaus wurde die Erweiterung der EDV-Speicherung von technischen Unterlagen fortgeführt. Diese Informationszusammenstellung und -aufarbeitung erfolgt mit dem Ziel, sehr schnell bei besonderen Vorkommnissen in in- und ausländischen Anlagen eine technische Bewertung durchführen zu können und um technische Aussagen zu treffen, ob Vorkommnisse in ausländischen Anlagen eine Relevanz für die Sicherheit deutscher Anlagen haben.

- Für die Optimierung der Betriebsüberwachung wurde die Betriebsdokumentation einiger Systeme der Nachwärmeabfuhrkette in einem Kernkraftwerk ausgewertet. Durch die Analyse der Ausfallursachen und Fehlerentdeckung und durch vergleichende Betrachtungen über mehrere Anlagen soll die Festlegung von Funktionsprüfintervallen auf eine neue realistische Basis gestellt werden. Daneben werden Methoden der Störungsfrüherkennung an Hauptkühlmittelpumpen und Armaturen auf ihre Einsetzbarkeit hin überprüft. Für Einbauteile in Komponenten werden Betrachtungen möglicher Schädigungsformen (z. B. Spannungsrißkorrosion) und ergänzende Aussagen zur Lebensdauer erarbeitet. Einflüsse aus Dichtelementen und Schmiermitteln bei medienberührten Teilen werden erfaßt und bewertet.
- Bei der Entwicklung eines Schadenfrüherkennungssystems auf der Basis der adaptiven Diagnose wurde mittels neuentwickelter Grafik-Software in

Verbindung mit entsprechender Grafik-Hardware die Darstellung der Analyseergebnisse entscheidend verbessert. Im Berichtszeitraum wurden Signalanalysen von routinemäßigen Signalaufzeichnungen an drei Druckwasserreaktoren und zwei Siedewasserreaktoren durchgeführt. Die Signale wurden analysiert, entsprechende Listen zur Burst-Grafik-Dokumentation und Amplitudenbewertung erstellt.

- Vollautomatische Schwingungsüberwachungssysteme zur Primärüberwachung von Druckwasserreaktoren (COMOS) werden von der GRS in sieben Druckwasserreaktoren betrieben. Die kumulierte Einsatzpraxis beläuft sich derzeit auf 120 Betriebsmonate. Um die zentrale Datenanalyse im Anforderungsfall bei der GRS besonders effizient zu gestalten, sind alle Systeme hard- und softwaremäßig identisch. Aufgrund entsprechender Schadensfälle liegt ein Überwachungsschwerpunkt von COMOS bei der frühzeitigen Erkennung von Rißwachstum an Hauptkühlmittelpumpenwellen.
 - Seit Dezember 1989 wird das Systemkonzept in modifizierter Weise auch an einer Turbine erprobt: Obwohl dieses Marktsegment von einer Reihe namhafter Firmen seit Jahren dicht besetzt ist, war von verschiedenen Seiten der Wunsch nach einer verbesserten Turbinenüberwachung an die GRS herangetragen worden. Nach genauer Analyse technischer Randbedingungen wurde mittlerweile im Kernkraftwerk Isar I ein Gemeinschaftsprojekt zwischen Bayernwerk, Allianz Zentrum für Technik (AZT) und GRS gestartet.
- Ziel des Vorhabens ist es, durch den parallelen Einsatz von zwei sich gegenseitig ergänzenden Überwachungssystemen von AZT (VIBROTREND) und GRS (COMOS) eine zielgerichtete Erweiterung des Wissensstandes bei Schadenfrühindikatoren an Turbinen und die Basis für eine praxisnahe Umsetzung in ein rechnergesteuertes Zielsystem zu erarbeiten. Die von COMOS abgedeckte Aufgabenstellung konzentriert sich dabei vorwiegend auf be-

triebszustandsbewertete Trendanalysen von Resonanzeffekten in Wellen- und Lagerblockschwingungen.

Die für Angehörige der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden zum dritten Mal durchgeführten Seminare über Notfallschutz (innerhalb und außerhalb der Anlage) fanden erneut großen Anklang.

- Im Bericht 1987/88 über Fachkundenprüfungen erfolgte u. a. eine Fortschreibung der seit 1982 geführten Prüfungsdatenstatistik für verantwortliches Schichtpersonal, mit der ein Überblick über die Personalsituation gegeben wird (z. B. Ausbildungsstand, Qualifizierung, Verteilung der Fachrichtungen, Altersstruktur).
- Für das Kernkraftwerk Biblis A hat die GRS im Rahmen einer Gutachter-ARGE mit dem TÜV Bayern die Bewertung der vom Betreiber vorgelegten **Probabilistischen Sicherheits-Analyse (PSA)** übernommen. Grundlage hierfür sind die bei der DRS-B entwickelten Methoden. Erste Ergebnisse werden dabei bis Mai 1990 erwartet.
- Im Rahmen einer Kooperation der SIEMENS AG wurde im Auftrag des sowjetischen Ministeriums für Atomenergie (MINATOMENERGO) Notkühlanalysen mit dem GRS-Programmpaket ATHLET/FLUT für ein neues sowjetisches Reaktorkonzept WWER-1000/88 durchgeführt. Das Charakteristische dieses Konzepts war ein prinzipiell neues passives Wärmeabfuhrsystem für den Wärmetransport zwischen dem Sekundärsystem und der Umgebung. Es wurden Fälle zum großen und kleinen Leck in Verbindung mit dem vollständigen Ausfall der Wechselstromversorgung während 24 Stunden analysiert. Die Arbeiten wurden 1989 beendet und die Ergebnisse in einem abschließenden Gespräch im Januar 1990 in Moskau gegenüber sowjetischen Fachleuten erfolgreich dargestellt.
- Für die Kernkraftwerksblöcke 1 – 4 in Greifswald mit Reaktoren aus der Sowjetunion vom Typ WWER 440/V 230 erfolgte eine erste Wertung des Sicher-

heitsstatus. In diesem Zusammenhang wurden Hinweise zu Sicherheitsdefiziten gegeben, die für einen Weiterbetrieb der Anlagen durch Anlagenerüchtigungen (Rekonstruktionen) zu beseitigen sind. In einer zweiten Stufe erfolgt die detaillierte Analyse zu ausgewählten Ereignisabläufen und zur Wirksamkeit der Rekonstruktionsmaßnahmen.

- Die Schwerpunkte der Arbeiten zum Strahlenschutz waren
 - Sicherheitsanalyse für das geplante Endlager Konrad
 - Ermittlung der Freisetzungs- und Rückhalteprozesse von Spaltprodukten in Kernkraftwerken bei Unfällen (u. a. im Rahmen der DRS-B)
 - Sicherheitsanalysen zum Transport radioaktiver Stoffe insbesondere im Zusammenhang mit dem geplanten Endlager Konrad
 - Zusammenstellung und Bewertung der Strahlenexposition der Arbeitskräfte in deutschen Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren
 - Untersuchungen zu speziellen Fragen des anlageninternen und -externen Notfallschutzes.

Brennstoffkreislauf und Entsorgung

- Es werden regelmäßig die besonderen Vorkommnisse in Brennelementfabriken und Anreicherungsanlagen im In- und Ausland erfaßt und ausgewertet. Hierzu wurde die Datenbank VIPS eingerichtet. Entsprechend werden die Sicherheitsanforderungen für Anlagen zur Herstellung von niedrig angereichertem Uran, Mischoxid (MOX) sowie für Urananreicherungsanlagen weiterentwickelt.
- In einer Studie über den möglichen Einsatz von Automatisierungs- und Fernhandlungstechniken wird bewertet werden, ob und wie durch deren Einsatz die Strahlenbelastung und Störfallhäufigkeit in Brennelementfabriken reduziert werden kann. Erfahrungen

auch aus dem konventionellen Bereich werden berücksichtigt.

- Zur Beurteilung der Rückführung von Plutonium (Pu) und Uran (U) in Kernreaktoren wurde ein PC-gestütztes Brennstoffkreislaufmodell zur Mengenbilanzierung entwickelt. Ziel dieser Modellentwicklung ist, unter verschiedenen Randbedingungen Szenarien des Brennstoffkreislaufs darzustellen und z. B. Mengenbilanzierung von Plutonium, Uran und Brennelementen zu prognostizieren.
- Ein computergestütztes Modell (BE-TRA) zum Nachweis der Entsorgungsvorsorge abgebrannter Brennelemente ist im Einsatz und wird anhand einer jährlichen Länderumfrage aktualisiert.
- Im Herbst 1988 wurde mit der Transportstudie Konrad begonnen. Ziel ist es, die mit dem Transport radioaktiver Abfälle verbundenen Fragestellungen bezüglich Sicherheit und Risiko zu bewerten. Ein Zwischenbericht über radiologische Auswirkungen der unfallfreien Beförderung radioaktiver Abfälle wurde fertiggestellt.
- Im Rahmen der F + E-Arbeiten des BMFT zur Direkten Endlagerung (Bild 2.3) ist es Aufgabe der GRS, die Untersuchungen insbesondere unter genehmigungsrelevanten Gesichtspunkten zu prüfen.

Hierzu gehörte in erster Linie die „Systemanalyse Mischkonzept“, d. h. die gemeinsame Einlagerung von Wiederaufarbeitungsabfällen und direkt endzulagernden Brennelementen. Vorläufige Ergebnisse dieser vom Kernforschungszentrum Karlsruhe erarbeiteten Studie sind:

- Direkt endzulagernde Brennelemente benötigen kein größeres Endlagervolumen als Wiederaufarbeitungsabfälle.
- Die Ausnutzung des Salzstocks bei mehrsöhliger Streckenlagerung ist ähnlich gut wie bei Bohrlochlagerung.
- Die Streckenlagerung von LWR-Brennelementen ist selbst bei klei-

nem Entsorgungsanteil mit Direkter Endlagerung vorteilhafter als Bohrlochlagerung.

- Head-End Abfälle aus Wiederaufarbeitung sollten wasserfrei konditioniert, d. h. nicht zementiert werden. Die Gründe hierfür sind:
 - geringes Abfallvolumen
 - geringerer Platzbedarf im Endlager
 - geringere radiologische Belastung des Betriebspersonals und der Umgebungsbevölkerung
 - günstiger im Hinblick auf Langzeitsicherheit ($T_{\max} = 200^{\circ}\text{C}$).

Deutsch-französische Expertenkommission

Am 6. Juni 1989 wurde zwischen dem BMU und dem französischen Minister für Industrie und Raumordnung (MIR) die Schaffung einer Expertengruppe beschlossen.

Sie hat die Aufgabe, für die Regierungen einen Informationsaustausch vorzunehmen und gemeinsame Überlegungen über die Sicherheitsziele und über die in vergleichbaren Entsorgungsanlagen beider Länder gewählten technischen Eigenschaften anzustellen, damit diese Ziele erreicht werden. Die deutsch-französische Expertengruppe soll spätestens 18 Monate nach der Auftragserteilung vom 6. Juni 1989 einen Bericht vorlegen.

Die Tätigkeiten der Expertengruppe sollen sich auf die drei Arbeitsfelder konzentrieren:

- Wiederaufarbeitung,
- Endlagerung radioaktiver Abfälle einschließlich deren Spezifikationen (Konditionierung, Produktkontrolle) und
- MOX-Brennelement-Fertigung.

Zur Koordination und Abwicklung sowie zur fachlichen Vorbereitung der Sitzungen wurde ein deutsch-französisches Sekretariat bei der GRS in Köln eingerichtet. Eine vergleichbare Aufgabenstellung ergibt sich aus der Koordination einer deutsch-englischen Expertengruppe.

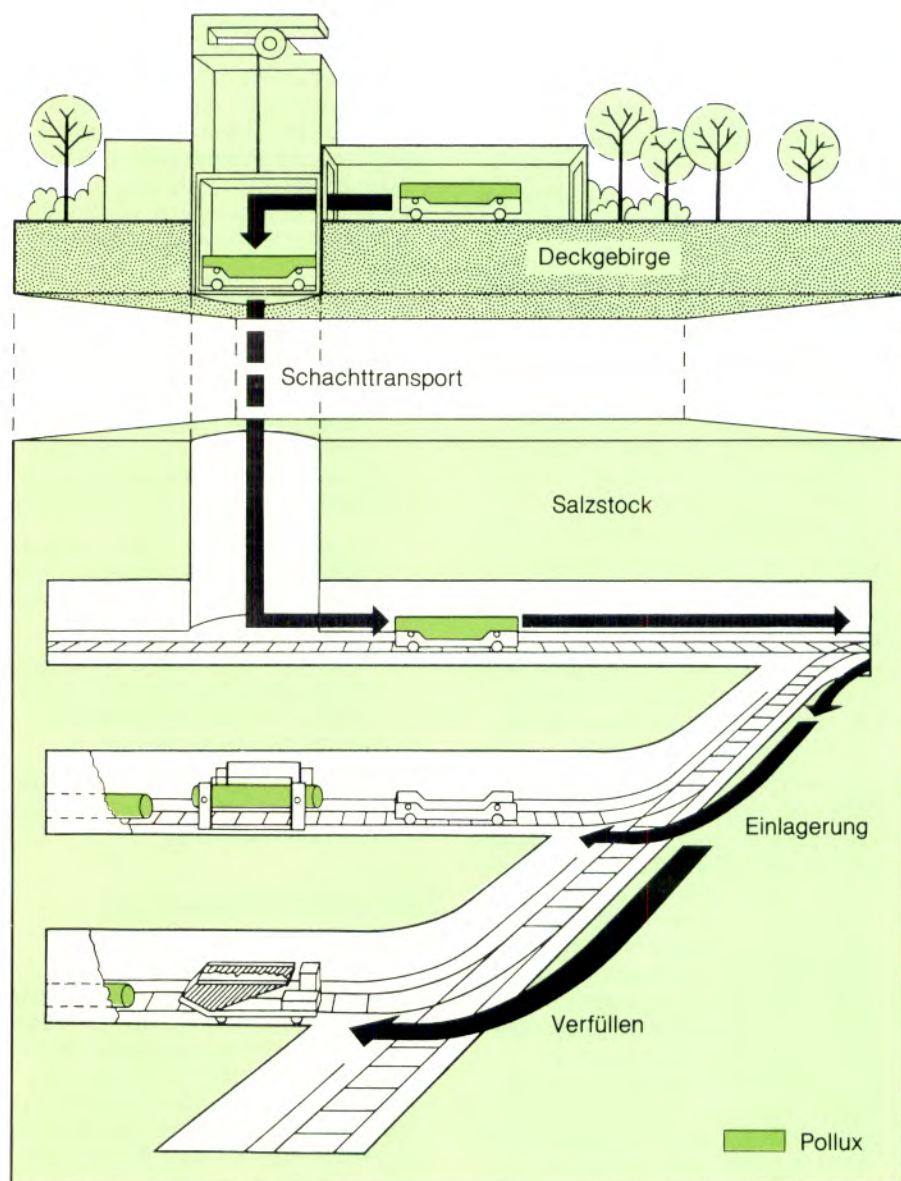


Bild 2.3.: Einlagerungsschema zur Direkten Endlagerung abgebrannter Brennelemente

Nichtnukleare Vorhaben

- Thermofluidynamische Untersuchungen zum Triebwerk der ARIANE mit dem Ziel, die Einlaufphase von flüssigem Wasserstoff und Sauerstoff mit

Rechenprogrammen zu modellieren, wurden weitergeführt.

- Möglichkeiten zur Nutzung von Ergebnissen von Sicherheitsanalysen für den Arbeitsschutz wurden in einem gesonderten Vorhaben weitergeführt.

- Zur Klassifizierung und systematischen Erhebung von besonderen Vorkommnissen in nichtnuklearen Anlagen wurde ein Erfassungssystem entwickelt.
- Zur realitätsnahen Simulation der Ausbreitung und Ablagerung luftgetragener Schadstoffe wurde ein Programmsystem entwickelt.
- Die Nutzung von Kernreaktoren und Nuklidbatterien in Weltraumsatelliten wurde radiologisch bewertet.
- Im Rahmen verschiedener Forschungsprogramme der Europäischen Gemeinschaft (EG) wurden folgende Vorhaben bearbeitet:

REQUEST ist ein Projekt des ESPRIT1-Programms der EG und wurde am Ende des 1. Quartals 1990 abgeschlossen. Ziel des Projektes war die Modellierung von Qualitäts- und Zuverlässigkeitskenngrößen von Software sowie der Aufbau einer Datenbasis, in der Informationen zu Softwareprojekten zur Validierung der Modelle gespeichert sind.

SCOPE, ein Projekt im Rahmen des ESPRIT2-Programms der EG, begann im März 1989. Ziele des Projekts sind:

- Schaffen der Voraussetzungen für die Verleihung eines abgestuften Zertifikates für Software in Europa
- Entwicklung effizienter und kostengünstiger Zertifizierungstechniken für die Verleihung eines solchen Zertifikates.

DARTS ist ebenfalls Teil des ESPRIT2-Programms der EG und begann im Juni 1989. Die Ziele des Projektes sind:

- Auswertung der Vor- und Nachteile eines mehrfach diversitären Softwaresystems gegenüber einem Einzelsystem bezüglich verschiedener Sicherheitskenngrößen und Kosten (bei vergleichbarer Zuverlässigkeit)
- Erarbeiten von Richtlinien für den Aufbau und die Bewertung sicherheitsrelevanter Rechnersysteme
- Bereitstellung einer Umgebung für Benchmarktests von Sicherheitssoftware.

ISEM hat die Entwicklung eines integrierten Informationssystems zur Unterstützung des Krisenstabes im Verlauf einer Katastrophenbewältigung zum Ziel. Der GRS-Anteil konzentriert sich auf die Bewertung der Zuverlässigkeit des erarbeiteten Systems.

BRITE hat die Entwicklung eines rechnerbasierten, intelligenten Unterstützungssystems für Anlagenfahrer in einem Industrie-prozeß zum Ziel. Für das Projekt steht eine hydraulische Anlage der Fa. Stewart Hughes, England, zur Verfügung, mit deren Analyse – dem Erstellen einer Wissensbasis zur Beschreibung des Anlagenzustandes und zeitlichen Verhaltens – seitens der GRS Ende 1989 begonnen werden konnte.

Alle Vorhaben im Auftrag der EG werden im Verbund mit mindestens zwei Partnern aus verschiedenen EG-Ländern durchgeführt. Damit können sowohl Erfahrungen und Kenntnisse aus den verschiedensten Ländern gewonnen als auch in die Länder transportiert werden.

Forschungsergebnisse aus den Fachbereichen

3.1 Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B

Die Untersuchungen zur Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke bildeten über eine Reihe von Jahren einen Schwerpunkt in den Arbeiten der GRS. Sie wurden im vergangenen Jahr abgeschlossen. Die Arbeiten erfolgten im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie.

Die Untersuchungen befaßten sich mit Störfällen in Kernkraftwerken und den mit ihnen verursachten Risiken. Referenzanlage für diese Untersuchungen war das Kernkraftwerk Biblis B, eine Anlage mit einem typischen Druckwasserreaktor deutscher Bauart (Hersteller: Kraftwerk Union AG) mit einer thermischen Leistung von 3750 MW. Betreiber der Anlage ist das Rheinisch-Westfälische Elektrizitätswerk AG (RWE).

Die Arbeiten zur Studie wurden in zwei Phasen (Phase A und Phase B) gegliedert. Phase A der Studie wurde bereits 1979 abgeschlossen¹⁾. Die Ergebnisse zur Phase B der Studie wurden 1989 in einer zusammenfassenden Darstellung²⁾ und 1990 in einem ausführlichen Bericht³⁾ veröffentlicht.

Die ersten Risikountersuchungen, z. B. die amerikanische Reaktorsicherheitsstudie WASH 1400⁴⁾, hatten hauptsächlich das Ziel, das mit Unfällen in Kernkraftwerken verbundene Risiko für die Bevölkerung zu ermitteln und, soweit möglich, auch mit anderen Risiken zu vergleichen. So befaßte sich Phase A der Studie eingehend damit, die mit Unfällen verbundenen Schadensfolgen außerhalb der Anlage, insbesondere das Ausmaß und die Häufigkeit gesundheitlicher Schäden für die Bevölkerung, zu bestimmen.

Bereits die Arbeiten zur Phase A zeigten aber auch den großen Nutzen von Risikountersuchungen bei der technischen Sicherheitsbeurteilung. So führten die Ergebnisse der anlagentechnischen Untersuchungen schon damals zu einer Reihe von systemtechnischen Verbesserungen, mit denen das Unfallrisiko deutlich vermindert werden konnte.

In Phase B der Risikostudie sind die anlagentechnischen Untersuchungen weiter vervollständigt und vertieft worden. Die Schwerpunkte und Zielsetzungen dieser Untersuchungen lassen sich in folgenden Punkten zusammenfassen:

- die vergleichende Beurteilung verschiedener Störfall- und Unfallabläufe,
- die Identifizierung von Schwachstellen und sicherheitstechnischen Verbesserungen,
- die Ermittlung von Sicherheitsreserven zu Störfall- und Unfallabläufen, die Auslegungsgrenzen überschreiten, und im Zusammenhang damit
- die Beurteilung anlageninterner Notfallmaßnahmen.

Auf die Beschreibung des Vorgehens und der Methoden wird hier verzichtet. Sie sind in dem angegebenen Schrifttum ausführlich dargestellt.

Ergebnisse der systemtechnischen Analysen

Insgesamt wurde für die durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe eine Eintrittshäufigkeit von ca. $3 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr ermittelt. Obwohl in Phase B mehr auslösende Ereignisse als in Phase A untersucht worden sind – Häufigkeitsanteil etwa 50 % – liegt der entsprechende Wert in Phase B um etwa einen Faktor 3 niedriger als in Phase A. Dieses günstigere Ergebnis ist vor allem auf systemtechnische Verbesserungen zurückzuführen, die nach Abschluß der Phase A in der Referenzanlage durchgeführt worden sind. Bild 3.1 zeigt hierzu die prozentualen Anteile der einzelnen auslösenden Ereignisse.

Ebenso wie in Phase A wurden mit den Arbeiten zur Phase B anlagentechnische Verbesserungen vorgeschlagen. Aus den Analysen abgeleitete Änderungsmaßnahmen, die vom Betreiber der Anlage bereits durchgeführt worden sind oder in nächster Zeit durchgeführt werden, sind in den Ergebnissen bereits berücksichtigt. Geplante Änderungen, für die bewertungsfähige Unterlagen des Betreibers vorlagen,

wurden dabei unter dem Vorbehalt der Realisierung bewertet.

Untersuchungen zu anlageninternen Notfallmaßnahmen

Nahezu alle systemtechnisch nicht beherrschten Ereignisabläufe (aus Transienten und kleinen Lecks) führen zu einem Anlagenzustand unter hohem Druck. Diese Ereignisabläufe sind zunächst mit langsamen Zustandsänderungen im Reaktorkühlkreislauf verbunden, die nicht sofort zum Kernschmelzen führen. Auch nach einem Versagen von Sicherheitssystemen können daher in vielen Fällen vom Betriebspersonal noch Notfallmaßnahmen unternommen werden, um einen Störfall zu beherrschen bzw. Kernschmelzen zu verhindern oder wenigstens in seinen Schadensfolgen zu begrenzen.

In der Studie wurden eingehend Maßnahmen untersucht, mit denen nach einer rechtzeitigen Druckentlastung des Reaktorkühlkreises die Kühlung des Reaktorkerns und die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor wiederhergestellt werden können, bevor ein Schmelzen des Brennstoffs einsetzt.

Kann die im Reaktor erzeugte Wärme, z. B. bei einem vollständigen Ausfall der Energieversorgung, weder sekundärseitig über die Dampferzeuger noch primärsei-

¹⁾ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachten Risiko. Hrsg.: Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1979

²⁾ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B Eine zusammenfassende Darstellung GRS-72, Juni 1989

³⁾ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B Hrsg.: Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1990

⁴⁾ US Nuclear Regulatory Commission: Reactor Safety Study An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants Wash 1400 (NUREG 75/014), Oktober 1975

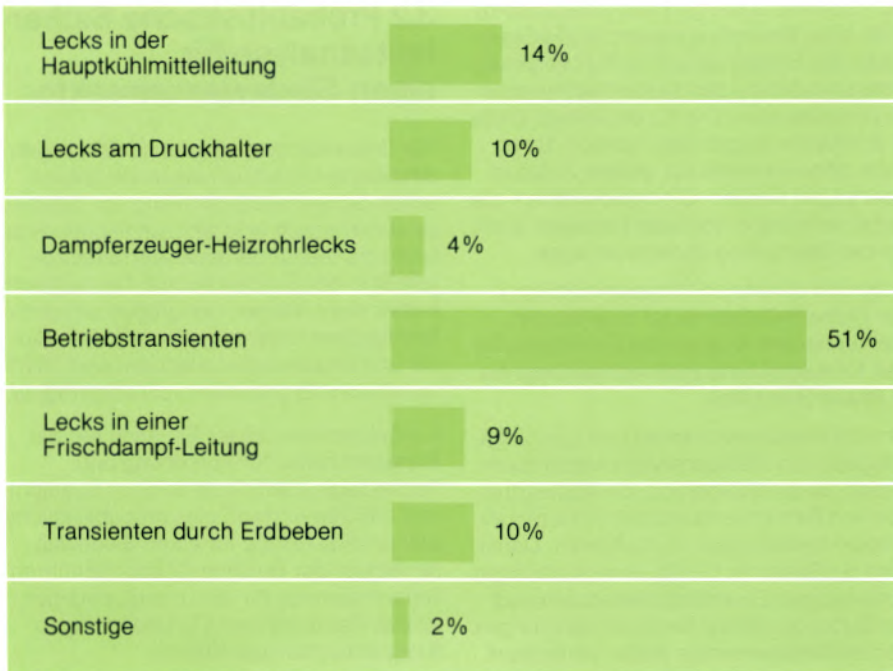


Bild 3.1: Anteile der einzelnen auslösenden Ereignisse an der Häufigkeit der durch die Sicherheitssysteme nicht beherrschten Ereignisabläufe

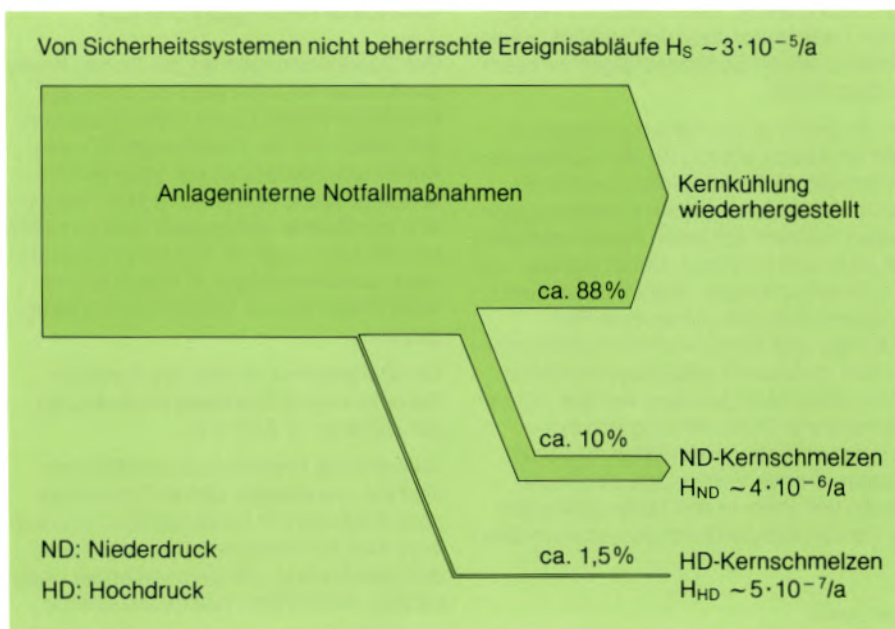


Bild 3.2: Einfluß anlageninterner Notfallmaßnahmen auf die Kernschmelzhäufigkeit

tig über das Notkühlsystem abgeführt werden, kommt es zum Kernschmelzen. In diesem Fall wird jedoch mit einer Druckentlastung des Reaktorkühlkreises ein Schmelzen unter hohem Druck verhindert.

Um die Notfallmaßnahmen durchführen zu können, sind in der Anlage noch einige Nachrüstungen und systemtechnische Änderungen erforderlich. Zum Abschluß der Studie lagen noch keine detaillierten Unterlagen vor, mit denen diese Maßnahmen endgültig bewertet werden können. Sie konnten daher nur vorläufig bewertet werden. Sind sowohl sekundärseitig als auch primärseitig Maßnahmen zur Wiederherstellung der Kernkühlung möglich, wurde angenommen, daß die Maßnahmen in 99 von 100 Fällen erfolgreich durchgeführt werden.

Bild 3.2 veranschaulicht die mit dieser Annahme erreichten Bewertungen. Danach wird mit den untersuchten Notfallmaßnahmen die Häufigkeit nicht beherrschter Ereignisabläufe von ca. $3 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr um etwa eine Größenordnung herabgesetzt. So ergibt sich für Kernschmelzen unter niedrigem Druck eine Häufigkeit von ca. $4 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr und für Kernschmelzen unter hohem Druck eine Häufigkeit von ca. $5 \cdot 10^{-7}$ pro Jahr.

Untersuchungen zu Kernschmelzunfällen

Bei der Analyse von Kernschmelzunfällen haben Ergebnisse aus neueren Forschungsvorhaben und die in Phase B durchgeführten Untersuchungen in verschiedenen Punkten im Vergleich zu früheren Beurteilungen zu veränderten Bewertungen geführt.

In Phase A wurde stellvertretend für Unfallabläufe mit frühzeitigem Versagen des Sicherheitsbehälters eine Dampfexplosion angenommen. Auswertungen neuerer Experimente und theoretische Untersuchungen ergeben, daß eine äußerst heftige Dampfexplosion, die den Druckbehälter und zugleich auch den Sicherheitsbehälter zerstören würde, extrem unwahrscheinlich bzw. praktisch nicht möglich

ist. Sie braucht daher in einer Risikountersuchung nicht mehr betrachtet zu werden. Dennoch sind nach gegenwärtiger Kenntnis und den zu Phase B durchgeführten Untersuchungen Unfallabläufe möglich, die den Sicherheitsbehälter frühzeitig gefährden. Sie könnten zu einer hohen Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung führen. Solche Unfallabläufe können bei einem Kernschmelzen unter hohem Druck auftreten oder auch durch eine Wasserstoffverbrennung im Sicherheitsbehälter verursacht werden.

Zu beiden Unfallsituationen sind weitere Untersuchungen notwendig. So ist für Unfallabläufe mit Kernschmelzen unter hohem Druck zu klären, ob es zu einem Versagen an anderer Stelle des Reaktorkühlkreises kommen kann, bevor der Reaktordruckbehälter selbst versagt. Zur Wasserstoffproblematik werden zur Zeit technische Maßnahmen (Zündkerzen, katalytische Folien) untersucht, mit denen der Wasserstoffgehalt im Sicherheitsbehälter begrenzt und eine gefährliche Verbrennung verhindert wird. Zum technischen Einsatz dieser Maßnahmen sind jedoch noch weitere Entwicklungsarbeiten erforderlich.

Bleibt die Integrität des Sicherheitsbehälters über längere Zeit erhalten, kann mit einer gezielten Druckentlastung ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters verhindert werden. Dabei werden die aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte weitgehend im Sicherheitsbehälter abgelagert bzw. in Filtern zurückgehalten.

Ein Vordringen der Schmelze in das Betonfundament kann nach derzeitigem Stand der Untersuchungen jedoch nicht aufgehalten werden. So ist ein Durchschmelzen des Gebädefundaments nach etwa 5 Tagen möglich. Eine Freisetzung von Spaltprodukten kann dabei jedoch durch technische Gegenmaßnahmen, z. B. das Einbringen von Spundwänden, begrenzt werden.

Schlußbemerkungen

Die Untersuchungen zeigen, daß Einzelergebnisse vielfach von technischen Ausle-

gungsdetails abhängen und anlagenspezifisch sind. Dies gilt vor allem für die Ergebnisse der Ereignisablauf- und Zuverlässigkeitsanalysen zu den systemtechnischen Untersuchungen. Die für die Anlage Biblis B ermittelten Ergebnisse können daher nicht ohne weiteres auf andere Anlagen übertragen werden. Gleichwohl liefern die Untersuchungen konkrete Hinweise auch für die Beurteilung anderer Anlagen.

Aufgrund der steten Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik ist zu erwarten, daß für neuere Anlagen die Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen niedriger liegt als in Phase B ermittelt.

Um die Aussagesicherheit und Leistungsfähigkeit von Risikoanalysen weiter zu erhöhen, ist es erforderlich, die Auswertungen von Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken systematisch fortzuführen. Damit wird die Basis der für die Untersuchungen notwendigen Zuverlässigkeitsdaten und der Daten zur Bewertung von Handlungen des Betriebspersonals weiter verbessert.

In der Studie ist die besondere Bedeutung von anlageninternen Notfallmaßnahmen erkannt worden. Das Ziel dieser Maßnahmen besteht darin, auch unter erschwerten Bedingungen einen Unfall zu verhindern, oder, wenn dies nicht gelingt, wenigstens in seinen Schadensfolgen wirksam zu begrenzen.

Die Ergebnisse von Risikountersuchungen sind auch wichtig für die Sicherheitsforschung. In Risikostudien werden Erkenntnisse aus einzelnen Forschungsvorhaben in einem größeren Zusammenhang beurteilt und bewertet. Dabei werden, wie die Untersuchungen zeigen, auch Kenntnislücken erkannt, die weitere Forschungs- und Entwicklungsarbeiten erforderlich machen. Risikoanalysen können somit dazu herangezogen werden, für die Planung und Durchführung von Forschungsvorhaben Prioritäten zu setzen. Entsprechende Vorschläge sind in der Studie vor allem in den Untersuchungen zu Kernschmelzunfällen gemacht worden.

F. W. Heuser

3.2 Probabilistische Sicherheitsanalyse für einen Siedewasserreaktor

Für Druckwasserreaktoren (DWR) liegen detaillierte Untersuchungen zur technischen Sicherheitsbeurteilung vor. Solche systematischen anlagentechnischen Analysen gibt es für Siedewasserreaktoren (SWR) in der Bundesrepublik Deutschland bisher nicht. Wegen der großen anlagentechnischen Unterschiede zwischen Siede- und Druckwasserreaktoren sind DWR-spezifische Ergebnisse nicht übertragbar.

Ausgehend von dieser Situation hat der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) die GRS im Spätsommer 1988 beauftragt, eine probabilistische Sicherheitsanalyse für einen Siedewasserreaktor der Baulinie 72 durchzuführen. Referenzanlage für die Untersuchungen ist das Kernkraftwerk Gundremmingen (Doppelblockanlage KRB II).

Referenzanlage Gundremmingen (KRB)

Bei Gundremmingen an der Donau baute die Kraftwerk Union AG (KWU) für das Rheinisch-Westfälische Elektrizitätswerk AG (RWE) und die Bayernwerk AG zwei Kernkraftwerksblöcke mit einer elektrischen Leistung von je 1310 MW. Sie wurden unmittelbar neben dem dort von 1966 bis 1980 betriebenen 250-MW-Kernkraftwerk Gundremmingen A errichtet und 1984 (Block B) und 1985 (Block C) fertiggestellt.

Der Doppelblock enthält als nukleare Dampferzeuger Siedewasserreaktoren der Baulinie 72 (Bild 3.3).

Wesentliche Merkmale dieser Baulinie sind die zylindrische Beton-Sicherheitsumschließung mit Stahldichthaut und tief liegender Kondensationskammer sowie drei gleichartige, völlig voneinander unabhängige Vollbereich-Nachkühlsysteme.

Für betriebliche und sicherheitstechnische Aufgaben stehen drei 100-%-Nach-

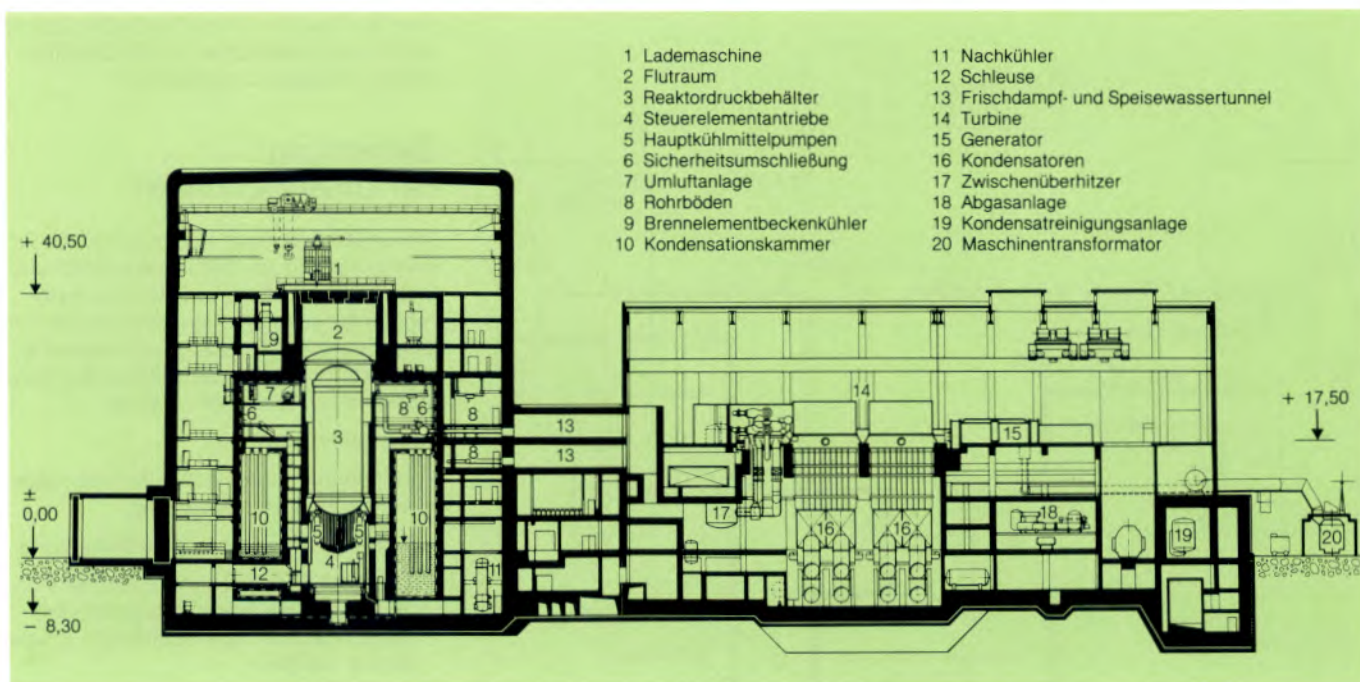


Bild 3.3: Längsschnitt durch Reaktorgebäude, nukleares Betriebsgebäude und Maschinenhaus

kühlketten (Bild 3.4), jeweils bestehend aus Nachkühl-, Zwischenkühl- und Nebenkühlwassersystem, zur Verfügung. Jedes Nachkühlsystem besteht aus einem Niederdruck(ND)- und einem Hochdruck(HD)-Strang. Integriert in den Niederdruckstrang ist ein Nachkühler, mit dessen Hilfe die Nachwärme an den Zwischenkühlkreis und von dort über das Nebenkühlwassersystem an die Donau abgeführt wird.

Nach dem betrieblichen Abschalten des Reaktors, z.B. zum Brennelementwechsel, und einer Druckabsenkung wird die Nachwärme ebenfalls durch die Nachkühlsysteme abgeführt. In diesem Falle erfolgt die Ansaugung nicht aus der Kondensationskammer, sondern direkt aus den gefluteten Frischdampfleitungen.

Zur Sicherstellung des Kühlmittelinventars im Reaktordruckbehälter bei Störfällen wird aus der Kondensationskammer Wasser angesaugt und sowohl über den Hochdruck- als auch den Niederdruckstrang in den Reaktordruckbehälter geför-

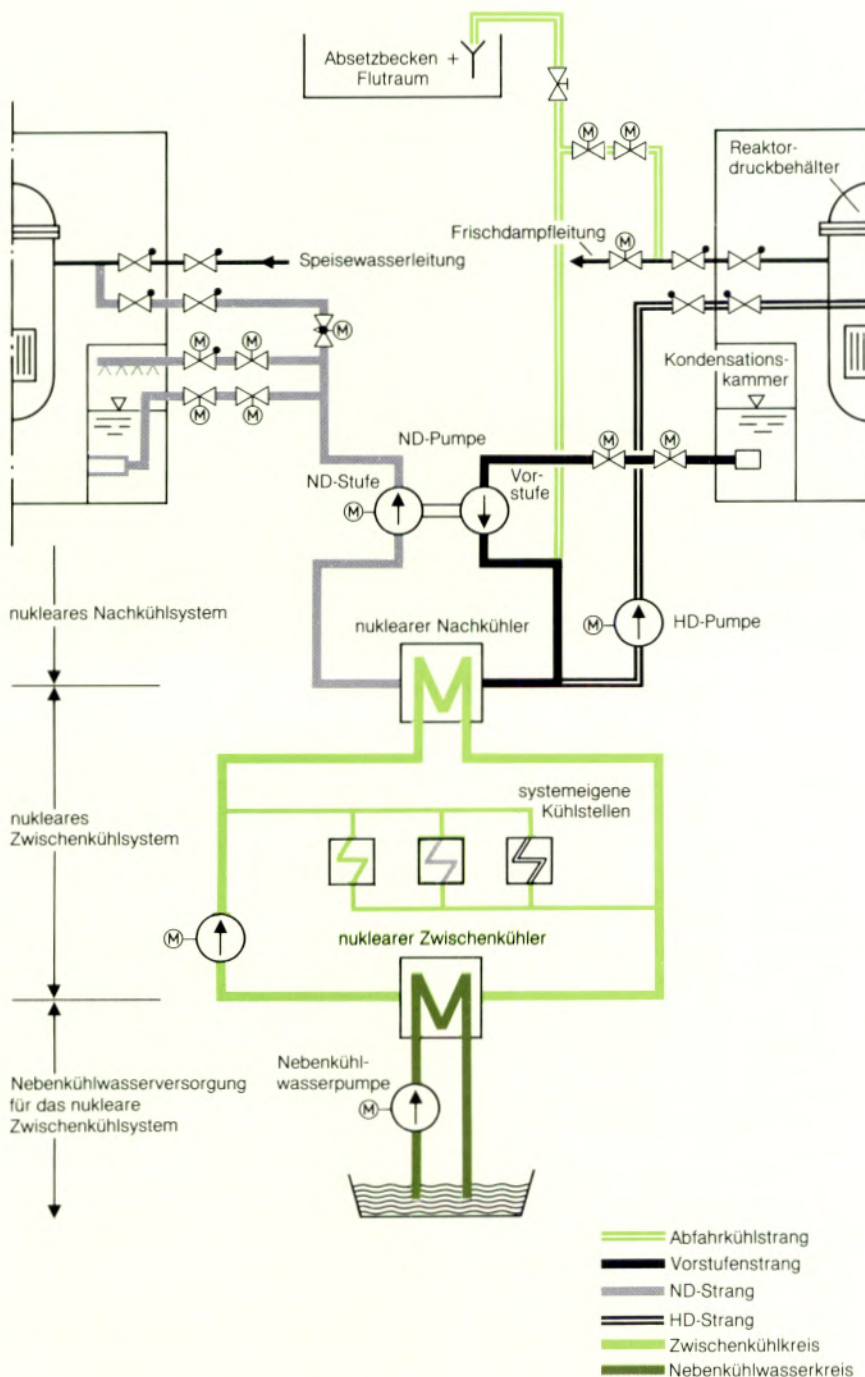
dert. Die Komponenten der Nachkühlsysteme sind so dimensioniert, daß jedes einzelne System sowohl beim kleinsten Bruch mit entsprechend geringer Druckabsenkung als auch beim Bruch der größten an den Druckbehälter anschließenden Leitung stets ausreichende Wassermengen für die Kühlung der Brennelemente zur Verfügung stellen kann.

Die automatische Druckbegrenzung hat die Aufgabe, einen unzulässigen Druckanstieg im Reaktor zu verhindern, wenn die Dampfabgabe vom Reaktor an die Turbine durch eine Absperrung der Dampfleitung unterbunden ist. Der nach der Schnellabschaltung durch Nachwärme entstehende Dampf wird über die Sicherheits- und Entlastungsventile, die sich an den Frischdampfleitungen innerhalb der Druckkammer befinden, in den Wasservorrat der Kondensationskammer abgelassen. Der Wasserverlust im Reaktordruckbehälter wird bei hohem Druck über die Nachkühlsysteme ersetzt.

Die automatische Druckentlastung senkt z. B. bei niedrigem Füllstand im Reaktorkühlkreislauf den Druck so weit ab, daß mit den Niederdrucksträngen der Nachkühlsysteme die Kernkühlung sichergestellt werden kann.

Das Druckabbausystem baut den beim Bruch einer Dampf- oder Speisewasserleitung innerhalb der Sicherheitsumschließung entstehenden Druck ab. Bei einem Bruch im Primärsystem wird der in die Druckkammer austretende Dampf über Kondensationsrohre in die mit Wasser gefüllte Kondensationskammer strömen und dort niedergeschlagen. Tritt der Bruch außerhalb der Sicherheitsumschließung auf, werden unmittelbar an deren Innen- und Außenseite die druckführenden Rohrleitungen abgesperrt.

Die Abschaltung des Reaktors erfolgt über Steuerelemente, die entweder elektromotorisch eingefahren oder über das Schnellabschaltssystem eingeschossen werden können. Zusätzlich ist eine Vergiftungsanlage vorhanden, mit der aus ei-



nem Vorratstank konzentrierte Borlösung als Neutronenabsorber in den Druckbehälter eingespeist werden kann.

Zielsetzung der Untersuchungen

Die Untersuchungen haben zum Ziel, Erkenntnisse aus der Sicherheitsforschung und der Auswertung von Betriebserfahrungen sowie Ergebnisse von Störfall- und Unfallanalysen für eine geschlossene sicherheitstechnische Beurteilung bereitzustellen bzw. zusammenzufassen.

Insbesondere sollen

- dominante Ereignisabläufe hinsichtlich Kernschmelzen aufgezeigt,
- relative Schwachstellen ermittelt und
- sicherheitstechnische Verbesserungsmöglichkeiten sowie anlageninterne Notfallmaßnahmen identifiziert und bewertet werden.

Die SWR-Sicherheitsanalyse hat damit nicht das Ziel, das mit dem Betrieb der Anlage KRB II verbundene Risiko zu ermitteln. Vielmehr liegt der Schwerpunkt der Sicherheitsanalyse bei den anlagentechnischen Untersuchungen, mit denen ein konkreter Beitrag zu einem technischen Sicherheitsgewinn geleistet werden kann.

Vorgehensweise und Umfang der Untersuchungen

Die SWR-Sicherheitsanalyse konzentriert sich in der ersten Phase auf systemtechnische Untersuchungen. Dabei sollen wichtige Ereignisabläufe detailliert analysiert und sonstige Ereignisse auf ihre Relevanz überprüft werden. Somit können probabilistisch abgesicherte Hinweise auf Schwachstellen in der Systemtechnik ermittelt werden.

Orientierende Untersuchungen zur Phänomenologie der Kernschmelzszenarien beschränken sich auf wenige beispielhafte Abläufe. Weitergehende Untersuchungen zur Funktion des Sicherheitsbehälters bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen und zum Spaltprodukttransport in der

Anlage sind nicht vorgesehen. Derartige Untersuchungen sowie die zusammenfassende Beurteilung aller anlageninterner Notfallmaßnahmen und Systemänderungen sind sinnvollerweise nach Abschluß der Arbeiten in einer zweiten Phase zu ergänzen.

Bild 3.5 gibt einen Überblick über die Schritte der Untersuchungen.

Das Arbeitsprogramm der ersten Phase umfaßt folgende Arbeitspunkte:

- Identifizierung der auslösenden Ereignisse und Bestimmung ihrer Häufigkeit bzw. Relevanz

Die SWR-Sicherheitsanalyse wird sich auf auslösende Ereignisse und Ereignisabläufe konzentrieren, die den Reaktorkern, den Anlagenteil mit dem weitaus größten Aktivitätsinventar (ca. 95 %) im Kernkraftwerk, betreffen.

Zu ermitteln sind insbesondere die Häufigkeiten bzw. die Relevanz von

- Transienten,
- Kühlmittelverluststörfällen,
- übergreifenden anlageninternen Ereignissen,
- anlagenexternen Ereignissen.

Soweit es sich bei den auslösenden Ereignissen um häufige Ereignisse handelt, ergeben sich Häufigkeitswerte aus den anlagenspezifischen Auswertungen von Betriebserfahrungen.

Zur Abschätzung der Häufigkeit seltener Ereignisse, z. B. Versagen von Rohrleitungen, sind theoretische Untersuchungen erforderlich. Bei übergreifenden anlageninternen Ereignissen wird untersucht, inwieweit und mit welcher Häufigkeit interne Überflutungen und Brände zu auslegungsüberschreitenden Ereignissen führen. Bei anlagenexternen Ereignissen sind insbesondere erdbebenbedingte Auswirkungen auf ihre Relevanz zu untersuchen.

- Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen für Komponenten und Systeme

Die Systemanalyse benötigt Zuverlässigkeitskenngrößen. Hierbei handelt es sich um Daten zum Betriebs- und Ausfallverhalten der Gesamtanlage, ihrer einzelnen

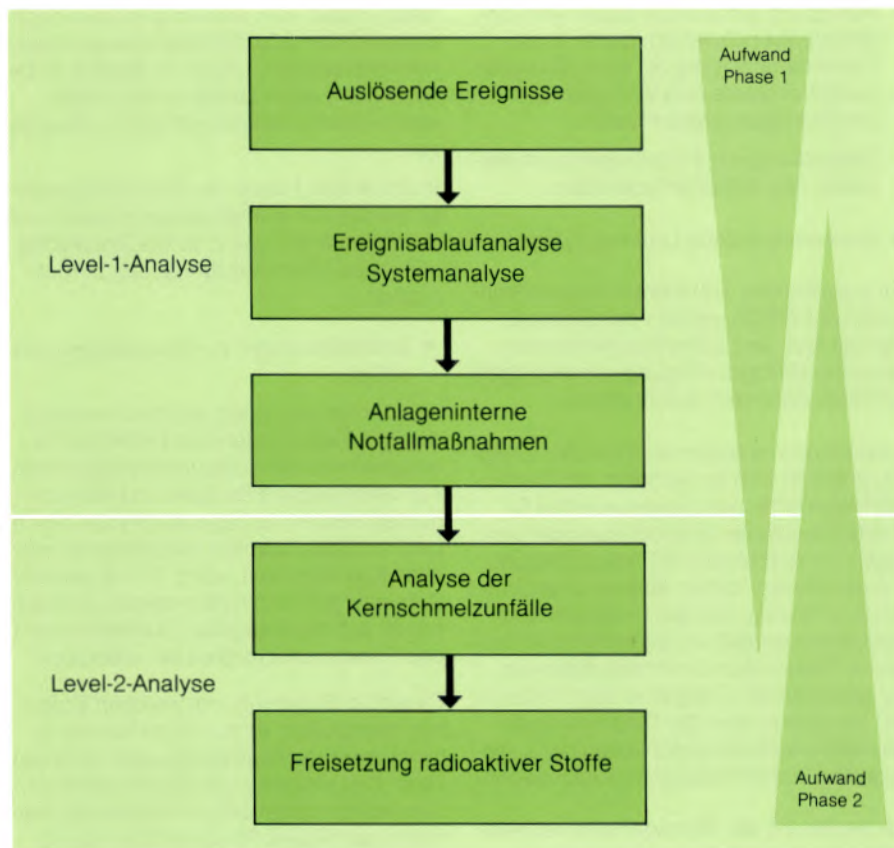


Bild 3.5: Schritte der Untersuchungen

Bauteile, Systeme und Komponenten. Im einzelnen werden Ausfallraten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten unter Berücksichtigung von Inspektionen, Wartung und Reparatur ermittelt. Soweit anwendbar und übertragbar, wird auf generische Daten zurückgegriffen.

- Ermittlung der Wirksamkeitsbedingungen

Um in den Ereignisablaufanalysen die Versagenswahrscheinlichkeiten der angeforderten Systeme berechnen zu können, müssen die Wirksamkeitsbedingungen – d. h. die Mindestanforderungen, die an die Wirksamkeiten der Sicherheitssysteme zu stellen sind, damit ein Störfall beherrscht wird – bekannt sein.

Die Festlegung der Wirksamkeitsbedingungen für die zur Beherrschung der aus-

lösenden Ereignisse relevanten Systemfunktionen (Kapazität bzw. Anzahl erforderlicher Teilsysteme, Einsatzzeitpunkt) erfolgt auf der Basis realistischer Anforderungen und nicht auf der Grundlage der im Genehmigungsverfahren verwendeten konservativen Annahmen.

- Untersuchungen zum Strukturverhalten

Diese dienen im wesentlichen dazu, weitere Randbedingungen für die Ereignisablaufanalysen zu klären.

Die Festigkeitsuntersuchungen konzentrieren sich daher auf eng begrenzte Themen wie z. B.

- Untersuchung der Integrität druckführender Komponenten im Steuerstabsantriebsraum bei Öl- bzw. Kabelbränden,

- Abtragung von Wasserlasten und kondensationsinduzierten Lasten in der Frischdampfleitung bei einer Überspeisungstransiente und Versagen des Durchdringungsabschlusses,
- Behandlung von Einzelfragen zum Verhalten des Sicherheitsbehälters.

● Systemtechnische Untersuchungen

Für ausgewählte Transienten und Kühlmittelverluststörfälle werden detaillierte Ereignisablauf- und Zuverlässigkeitsanalysen unter Berücksichtigung von wichtigen Systemänderungen durchgeführt.

Ausgehend von einem auslösenden Ereignis, ergeben sich je nachdem, ob die zur Störfallbeherrschung angeforderten Sicherheitssysteme funktionieren oder versagen, unterschiedliche Ereignisabläufe. Um die Vielzahl dieser Abläufe übersichtlich zu erfassen, werden Ereignisablaufdiagramme erstellt und probabilistisch bewertet. Neben den Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse sind hierzu in den Verzweigungen der Diagramme die Versagenswahrscheinlichkeiten der angeforderten Sicherheitssysteme anzugeben.

Zur Ermittlung der Versagenswahrscheinlichkeiten der verfahrenstechnischen, elektrotechnischen und leittechnischen Systeme sind in der Regel Zuverlässigkeitsanalysen durchzuführen. Eingangsdaten für diese Zuverlässigkeitsanalysen sind die zu ermittelnden Zuverlässigkeitskenngrößen. Weiterhin werden menschliche Handlungen, soweit sie zur betrieblichen Routine gehören, sowie geplante, im Betriebshandbuch beschriebene Handmaßnahmen berücksichtigt.

Für die ausgewählten Ereignisse werden die Häufigkeiten (Punktwerte) der von den Betriebs- und Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe ermittelt. Sie ergeben sich aus der Multiplikation der Eintrittshäufigkeiten der auslösenden Ereignisse mit den bedingten Versagenswahrscheinlichkeiten der angeforderten Sicherheitssysteme.

Auch nach einem Versagen von Sicherheitssystemen können in einer Anlage in

vielen Fällen vom Betriebspersonal noch anlageninterne Notfallmaßnahmen unternommen werden, um einen Störfall zu beherrschen, einen Unfall zu verhindern oder in seinen Schadensfolgen zu begrenzen.

In der ersten Phase der Sicherheitsanalyse werden nur wenige anlageninterne Notfallmaßnahmen, wie z. B. die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters, berücksichtigt.

● Untersuchungen zu Einwirkungen von außen

Ausführlich analysiert werden insbesondere die Belastungen aus Erdbeben für ausgewählte Gebäude und Komponenten. Für verschiedene Bauteile und Komponenten werden Versagensanalysen durchgeführt. Dabei werden maschinentechnische Komponenten, wie z. B. Pumpen und Rohrleitungen von Kühlsystemen und Behälter, auf ihre Integrität, Standsicherheit und Funktionstüchtigkeit hin untersucht.

Es wird z. B. geprüft, bei welchen Erdbeben-Intensitäten es zu einem Mehrfachbruch der Frischdampfleitungen kommen kann. Des weiteren wird die Funktionssicherheit der Isolationsventile und das Verhalten der Reaktordruckbehälter-Standzarge bewertet.

● Analyse ausgewählter Kernschmelzabläufe

Auf der Basis der Ereignisablaufdiagramme werden die zu analysierenden Kernschmelzabläufe ausgewählt. Das phänomenologische Anlagenverhalten beim Kernschmelzen wird mit dem Source Term Code Package (STCP) ermittelt. Es soll hierbei zwischen den Belastungen des Sicherheitsbehälters vor und nach Versagen des Reaktordruckbehälters unterschieden werden. Die anlageninternen Notfallmaßnahmen, Druckentlastung und Teillinertisierung des Sicherheitsbehälters werden in die Untersuchungen einbezogen. Beiträge zum Gefährdungspotential für den Sicherheitsbehälter werden zusammengestellt.

Punktueller erste Ergebnisse zur SWR-Sicherheitsanalyse liegen bereits vor; we-

gen ihres vorläufigen Charakters kann jedoch erst zu einem späteren Zeitpunkt darüber berichtet werden.

*E. Kersting
Abt. Schwere Störfälle*

*A. Kraut
Zentralabteilung Sicherheit Kernkraftwerke*

3.3 Analysen zur Wasserstoffbespeisung des Drittstufentriebwerkes der Europarakete ARIANE mit dem Programm THESEUS

Im Mai 1986 traten beim Flug der Europarakete ARIANE während der Zündung der dritten Stufe des kryogenen Raketenmotors HM7B (Bild 3.6) Probleme auf, die zur Selbstzerstörung der Rakete führten. Als Ursache wurde erkannt, daß in diesem Fall die Gemischzusammensetzung zum Zündzeitpunkt ungenügend optimiert war.

Zur Untersuchung der Problematik und zur Optimierung der Zündung regte die Europäische Raumfahrtagentur ESA ein Entwicklungs- und Qualifikations-Programm unter der Leitung der französischen Raumfahrtagentur CNES an, das 1987 zu einer verbesserten Zündung führte. Seitdem wurden keine Fehlstarts mehr durch das Drittstufentriebwerk verursacht. Das initiierte experimentelle Forschungsprogramm wurde dennoch fortgeführt und durch vertiefte analytische Untersuchungen erweitert, um fundiertere Kenntnisse über die komplexen Vorgänge während des Anlaufs des Raketenmotors im Hinblick auf die nächste, wesentlich größere und teurere Generation der Europarakete zu gewinnen.

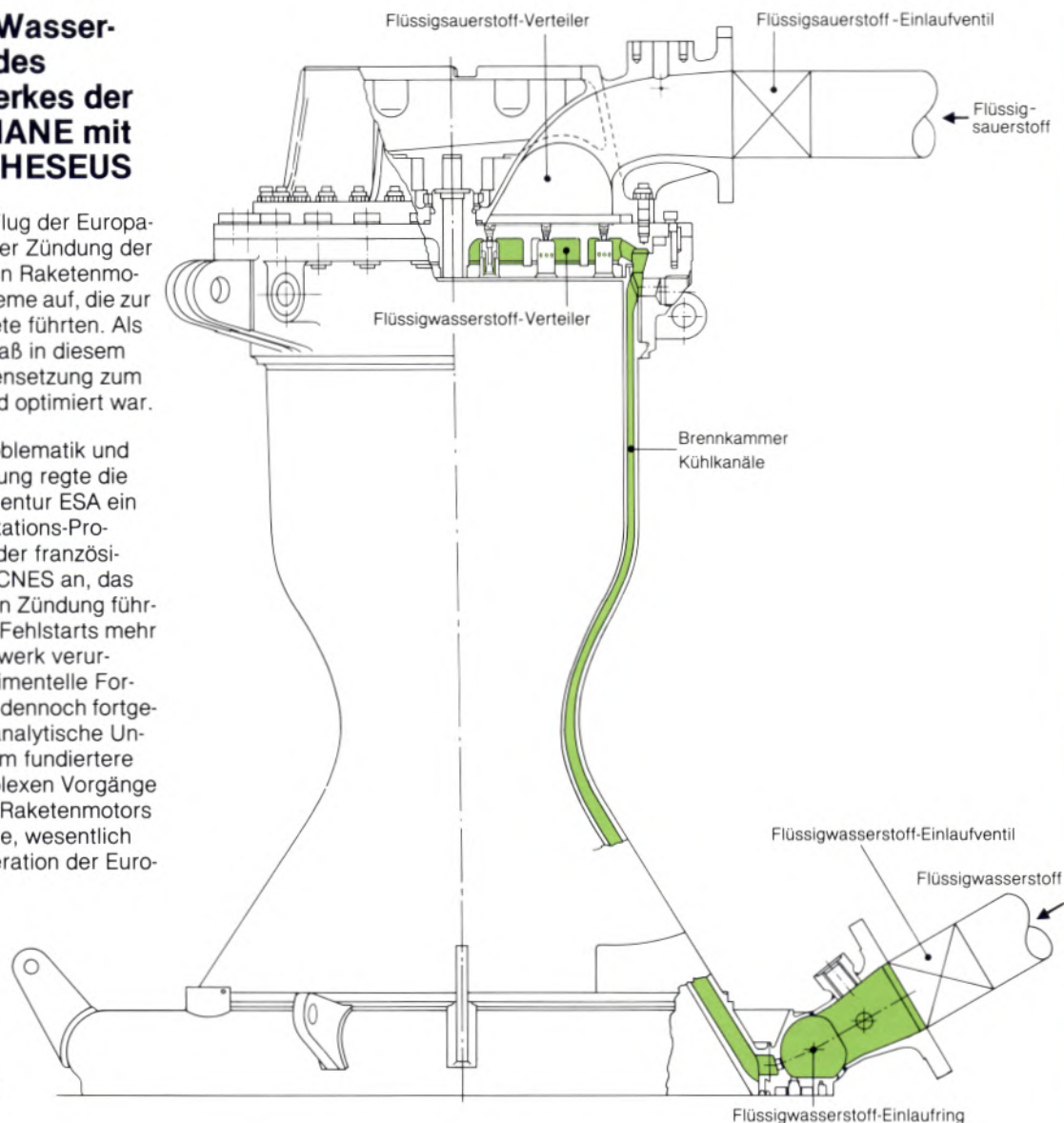


Bild 3.6: Raketenmotor HM7B für ARIANE-Träger

Das bundesdeutsche Unternehmen MBB, als Hersteller der HM7B-Schubkammer mit der Untersuchung der thermohydraulischen Vorgänge bis zur Zündung beauftragt, trat Ende 1987 an die GRS mit der Anfrage heran, ob und inwieweit die für die nukleare Reaktortechnik entwickelten Methoden zur Beschreibung der zweiphasigen Strömungsvorgänge im Raketenmotor HM7B geeignet seien. Mit dem für

Leichtwasserreaktoren bei der GRS entwickelten Rechenprogramm ATHLET konnte von der GRS im Rahmen einer Testrechnung für die Wasserstoffbespeisung gezeigt werden, daß die aus Messungen bei MBB bereits bekannten Druck- und Temperaturoszillationen in der ATHLET-Rechnung qualitativ richtig wiedergegeben wurden.

Nach dem Öffnen des Wasserstoff-Einlaufventils wurde vorübergehend durch Entspannungsverdampfung und Strukturwärmeeintrag mehr gasförmiger Wasserstoff gebildet, als durch die Einspritzelemente abströmen konnte. Als Folge stieg der Druck im Strömungskanal kurzfristig an bis über den konstanten Tankdruck. Dies führte zur Rückströmung des flüssigen Wasserstoffs in den Tank. Der Druck in

den Kühlkanälen sank darauf erneut ab, so daß sich der geschilderte Vorgang wiederholte, bis die Strukturen der Brennkammer-Kühlkanäle weitgehend entspeichert waren. Das Ergebnis der Testrechnung zeigte deutlich das Potential der in der Reaktortechnik entwickelten Methoden und führte zur Beauftragung der GRS durch MBB mit dem Ziel, ein Rechenprogramm zur Beschreibung der Wasserstoffbespeisung zu entwickeln.

Der erste Teil des Arbeitsplans des sich im wesentlichen über den Zeitraum 1988/89 erstreckenden Vorhabens umfaßt die Auswahl und den Einbau von wasserstoffspezifischen konstitutiven Gleichungen zur Beschreibung des Massen-, Energie- und Impulsaustausches zwischen den Phasen, des Wärmeaustausches zwischen Fluid und Strukturen, der Wiederbenetzung, der kritischen Strömung sowie die Implementierung eines Stoffwertpaketes für Wasserstoff. Im zweiten Teil wurde der neu geschaffene Code THESEUS (**T**hermal **H**ydraulic **E**quation **S**olver for **E**ngines **U**sed in **S**pacecraft) qualifiziert. Dies umfaßte die Modell-Verifikation anhand ausgewählter Wasserstoff-Einzeleffektexperimente aus der Literatur und die Verifikation des Zusammenwirkens der Modelle anhand der bei MBB durchgeführten Wasserstoff-Experimente in Original-HM7B-Geometrie.

Bei der Suche nach geeigneten konstitutiven Gleichungen und Einzeleffektversuchen wurden ausschließlich NASA-Forschungsergebnisse der 60er Jahre gefunden, die allerdings die inzwischen beträchtlich gewachsenen Ansprüche an die Zweiphasenmeßtechnik, wie sie in der Reaktortechnik Standard sind, nicht voll erfüllen. Dies trifft auch für die MBB-Experimente zu.

Zwei Einzeleffektversuche der NASA wurden mit THESEUS nachgerechnet: ein stationärer Versuch von Hendricks und ein instationärer Versuch von Chenoweth.

Beim Hendricks-Experiment strömt flüssiger Wasserstoff in ein elektrisch beheiztes Rohr von 4 mm Durchmesser und 30 cm Länge ein und verdampft dabei. Anhand dieses Experiments wurden Wärme-

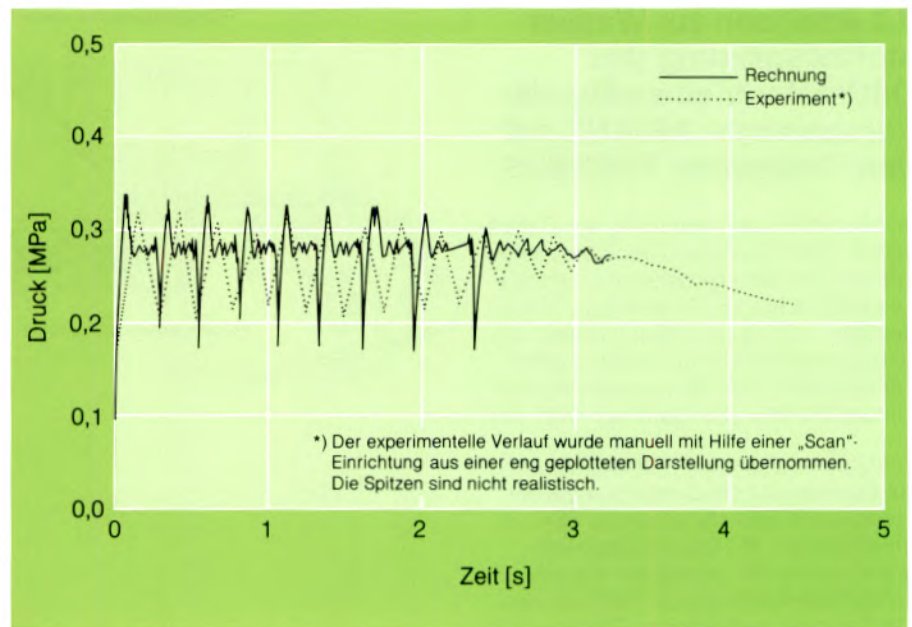


Bild 3.7: Erste Nachrechnung des MBB-Basisversuchs mit THESEUS, Druck am Austritt des Kühlkanals

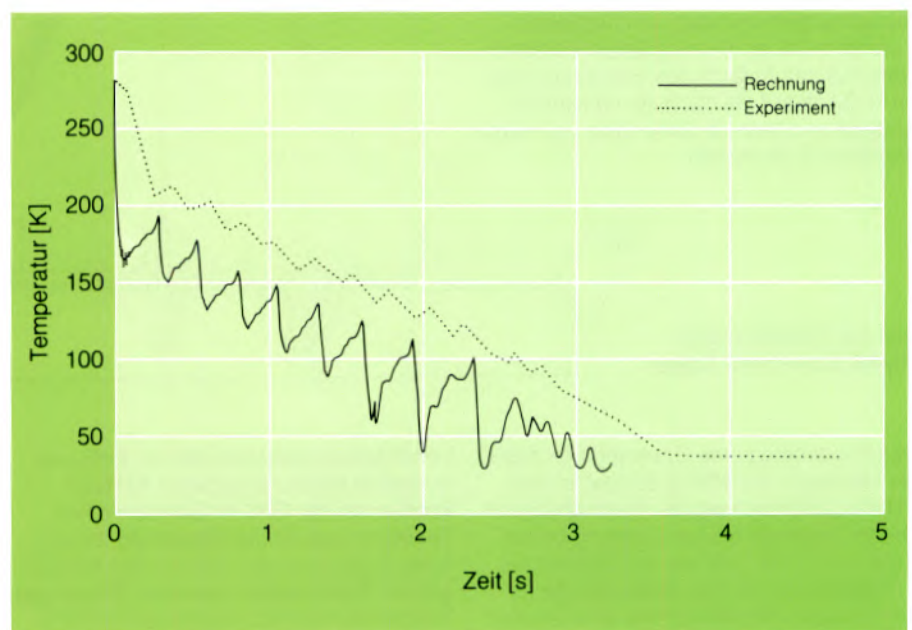


Bild 3.8: Erste Nachrechnung des MBB-Basisversuchs mit THESEUS, Fluidtemperatur am Austritt des Kühlkanals

übergangskorrelationen für Filmsieden getestet.

Das Chenoweth-Experiment weist eine große prinzipielle Ähnlichkeit zum Einströmvorgang im HM7B-Triebwerk auf. Ein gerades Rohr wurde durch einströmenden flüssigen Wasserstoff von Umgebungstemperatur abgekühlt.

Die gemessenen Ergebnisse des Druckabfalls längs des Rohres, der Austrittstemperatur und der Wandtemperaturen längs des Rohres wurden mit den Analyse-Ergebnissen verglichen. Neben einer erweiterten Verifikation von Wärmeübergangskorrelationen konnten Schlüsse über die Zwei-Phasen-Druckverlustkoeffizienten gezogen werden.

Die Nachrechnungen von drei MBB-Versuchen wurden sowohl mittels einer vereinfachten Darstellung eines für das Systemverhalten repräsentativen Strömungskanal als auch durch eine realistischere Simulation von drei parallelen Kanälen mit entsprechender Unterteilung des Einlauffringes durchgeführt. Der Vergleich zwischen den gemessenen Drücken und Temperaturen von Fluid und Wänden zeigte hinsichtlich der Frequenzen, Amplituden und auch hinsichtlich des Abkühlungsgradienten und der Phasenverschiebung zwischen Druck- und Temperaturschillationen zufriedenstellende Übereinstimmung.

Am Beispiel der Nachrechnung des MBB-Basisversuchs (Versuchsnummer: HM7-50-09) mittels der oben erwähnten Einkanal-Nachbildung wird für Druck und Fluid-Temperatur am Austritt des Strömungskanals diese Übereinstimmung in den Bildern 3.7 und 3.8 gezeigt.

Es konnte somit gezeigt werden, daß THE-SEUS für die Analyse des Vorganges der Wasserstoffeinspeisung geeignet ist. Das Programm wurde auftragsgemäß an die Firma MBB übergeben. Bei der weiteren Nutzung des Programms wird MBB im Rahmen eines gesonderten Vertrags durch die GRS unterstützt.

3.4 Analyse von Reaktivitätsstörfällen für den Druckwasserreaktor Sizewell-B

Das Nuclear Installations Inspectorate, Großbritannien, beauftragte die GRS mit der Untersuchung von Reaktivitätsstörfällen für die britische Druckwasserreaktor-Anlage Sizewell-B. Als Auslegungsstörfall für eine schnelle größtmögliche Reaktivitätszufuhr wird üblicherweise der Auswurf eines einzelnen Steuerelements aus voll eingefahrener Stellung betrachtet. Das Ziel der Untersuchungen war die Berechnung der Störfallauswirkungen unter realistischen Randbedingungen mit einem 3D-Kernmodell, wie dem in der GRS entwickelten QUABOX/CUBBOX-HYCA, um damit die orts- und zeitabhängigen Einflüsse in möglichst guter Nachbildung zu erfassen. Diese Berechnungen ermöglichen die Bewertung von vereinfachten Rechenmodellen, wie sie häufig, auch für die Analysen zum Sicherheitsbericht von Sizewell-B, eingesetzt werden. Hierbei wird ein Punktkinetikmodell verwendet, wobei die auslösende positive Reaktivitätszufuhr und auch die Rückwirkungsreaktivitäten jeweils unter dem Gesichtspunkt der ungünstigsten Auswirkungen festgelegt werden. Durch den Vergleich der verschiedenen Ergebnisse können auch Sicherheitsabstände aufgezeigt werden. Die durchgeführten Berechnungen mit dem 3D-Kernmodell QUABOX/CUBBOX-HYCA sind von allgemeiner Bedeutung für Druckwasserreaktoren, da sich bei gleicher Störung Unterschiede in der Kernauslegung nicht so stark auswirken.

Überprüfung der Rechenmethodik an stationären Kernzuständen

Bevor ausführliche Störfallanalysen zum Kernverhalten durchgeführt werden, ist es erforderlich, Kenngrößen der nuklearen Kernauslegung zu überprüfen. Aus dem Sicherheitsbericht stehen radiale Leistungsverteilungen für ausgewählte Zustände zu Beginn (BOC) oder am Ende

(EOC) des Betriebszyklus, die kritische Borkonzentration sowie Reaktivitätswerte zu vorgegebenen Steuerelementkonfigurationen für bestimmte Zustände zur Verfügung. Die Übereinstimmung in den radialen Leistungsverteilungen für BOC- und EOC-Zustände war besser als 3%, mit Ausnahme einzelner Werte am Kernrand. Die kritische Borkonzentration für den Zustand Nullast-heiß, Xenon-frei, wurde mit einer Genauigkeit von 2 ppm bestimmt. Die Reaktivitätswerte der verschiedenen Steuerelementgruppen wurden im Vergleich zu den Angaben im Sicherheitsbericht etwa 10% höher berechnet. Hieraus ergibt sich für die zu untersuchenden Reaktivitätsstörfälle in den Berechnungen ein leichter Trend zu ungünstigeren Bedingungen. Da die Wirkungsquerschnittsdaten, ausgehend von der Auslegung der Brennelemente und der Steuerelemente, mit dem Programmsystem RSYST vom Institut für Kernenergetik (IKE), Stuttgart, vollständig neu berechnet wurden, zeigen diese stationären Berechnungen eine sehr gute Übereinstimmung mit den Auslegungsrechnungen. Diese Ergebnisse bestätigen auch, daß beim heutigen Stand der Rechenmodelle keine Anpassungen zwischen den Spektralprogrammen zur Berechnung der homogenisierten und kondensierten Wirkungsquerschnitte für die Brennelemente und den anschließenden Grobgitterverfahren zur Lösung der Neutronendifusionsgleichungen und damit zur Berechnung der lokalen Leistungsverteilung und des Reaktivitätsverhaltens des Reaktorkerns erforderlich sind. So wurden mit dem Kernmodell QUABOX/CUBBOX-HYCA bereits mehrfach Kernberechnungen auf der Grundlage verschiedener Brennelementauslegungsprogramme durchgeführt.

Wesentliche Parameter für schnelle Reaktivitätsstörfälle

Der Störfall einer schnellen Reaktivitätszufuhr durch den postulierten Auswurf eines Steuerelements wird von folgenden Parametern bestimmt:

- die zeitliche Charakteristik der Reaktivitätszufuhr,

- den Gesamtbetrag der zugeführten positiven Reaktivität,
- die Betriebsbedingungen, wie Vollast oder Nullast-heiß einschließlich der Steuerelementstellungen, und
- den Kernzustand zu Beginn oder Ende des Betriebszyklus.

Diese Angaben beschreiben die Art des auslösenden Ereignisses für die Reaktivitätszufuhr, die räumliche Leistungsverteilung zu Beginn der Störung, die Stärke der Rückwirkungseffekte, welche den Leistungsanstieg inhärent begrenzen, sowie die Größe des effektiven Anteils der verzögerten Neutronen.

Zur genauen Berechnung dieser Effekte sind auf jeden Fall dreidimensionale Kernberechnungen notwendig.

Durchgeführte Rechnungen zum Reaktivitätsstörfall und Ergebnisse

Mit dem 3D-Kernmodell QUABOX/CUB-BOX-HYCA wurden folgende Fälle analysiert, wobei zusätzlich zur Neutronendynamik für jedes Brennelement ein Kühlkanalmodell und ein Brennstabmodell gelöst wurden, um die lokalen Rückwirkungsgrößen zu bestimmen:

- Auswurf eines Einzelstabes bei Vollast zu Beginn des Zyklus (BOC) mit $\Delta \rho = 141$ pcm
- Auswurf eines Einzelstabes bei Vollast am Ende des Zyklus (EOC) mit $\Delta \rho = 119$ pcm
- Auswurf eines Einzelstabes bei Nullast-heiß am Ende des Zyklus (EOC) mit $\Delta \rho = 420$ pcm.

Der Stabauswurf erfolgt jeweils innerhalb 0,1 s für ein zunächst vollständig eingefahrenes Steuerelement. Alle Störfälle wurden ohne Berücksichtigung einer Reaktorschnellabschaltung berechnet.

Die beiden Fälle bei Vollast, BOC und EOC, zeigen folgende Ergebnisse:

- Der mittlere Leistungsanstieg ist auf 35% für BOC- bzw. 44,3% für EOC-Bere-

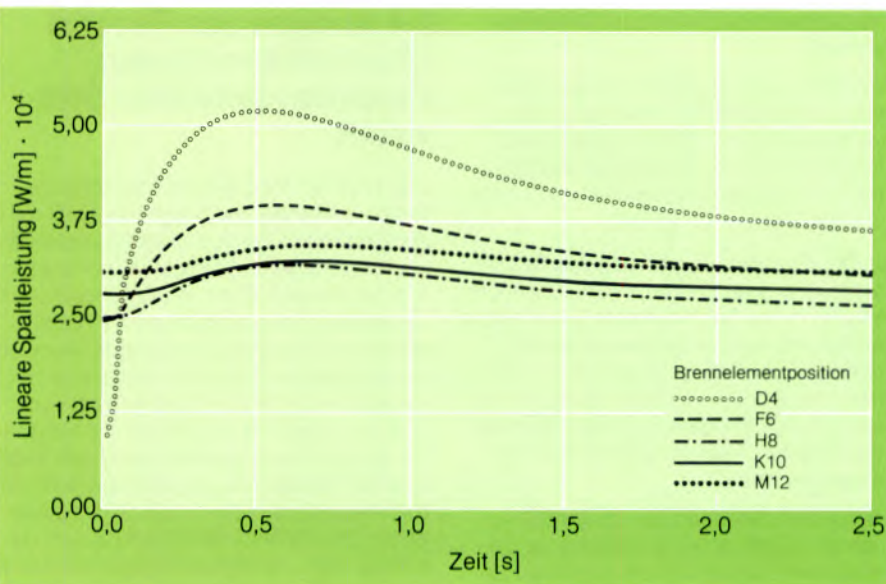


Bild 3.9: Lokale Leistungsdichte an ausgewählten Brennelementpositionen für die Fälle Vollast, BOC und EOC

dingungen begrenzt durch die inhärente Brennstofftemperatur-Reaktivitätsrückwirkung.

- Der radiale Leistungspeakfaktor pro Brennelement erreicht Werte von 1,65 für BOC- bzw. 1,61 für EOC-Bedingungen. Im ungestörten Zustand beträgt dieser Wert 1,25.
- Der gesamte Leistungspeakfaktor erreicht Werte von 2,70 für BOC- bzw. 2,20 für EOC-Bedingungen.

Der zeitliche Verlauf der lokalen Leistungsdichte in ausgewählten Brennelementpositionen längs einer Diagonalen im Kern ist in Bild 3.9 dargestellt. Dieses Bild zeigt insbesondere, daß die Störung auf die nähere Umgebung des ausgeworfenen Steuerelementes in Position D4 beschränkt ist.

In den Analysen für den Sicherheitsbericht werden Werte von 230 pcm für BOC und 250 pcm für EOC für die Reaktivitätszufuhr zugrundegelegt. Beide Werte liegen deutlich, bis zu einem Faktor 2, über den berechneten Werten aus den eigenen Rechnungen.

Aus den Berechnungen mit einem punktkinetischen Modell ergibt sich ein Leistungsanstieg von 65%, ausgehend vom Vollast-Zustand, und der gesamte Leistungspeakfaktor wird mit 7,1 nach dem Stabauswurf abgeschätzt.

Für den Fall bei Nullast-heiß (EOC) ergeben sich folgende Resultate:

Während des Störfalles erreicht die mittlere Leistung einen maximalen Wert von etwa 10% nach 2,9 s. Der radiale Leistungspeakfaktor steigt auf Werte von 3,8, aber im Bereich der größten Leistungsdichte im unteren Kernbereich nur auf Werte von 2,5. Der gesamte Leistungspeakfaktor erreicht Werte von etwa 7,0. Der zeitliche Verlauf hierzu ist in Bild 3.10 dargestellt. Die Verzögerung im Leistungsanstieg ergibt sich daraus, daß die Reaktivitätszufuhr unterhalb der prompt-kritischen Grenze bleibt.

Im Vergleich hierzu sind die Analysen aus dem Sicherheitsbericht wiederum konservativ. Als mögliche Reaktivitätszufuhr wird ein Wert von 900 pcm angenommen, dieser Wert ist doppelt so hoch wie der aus

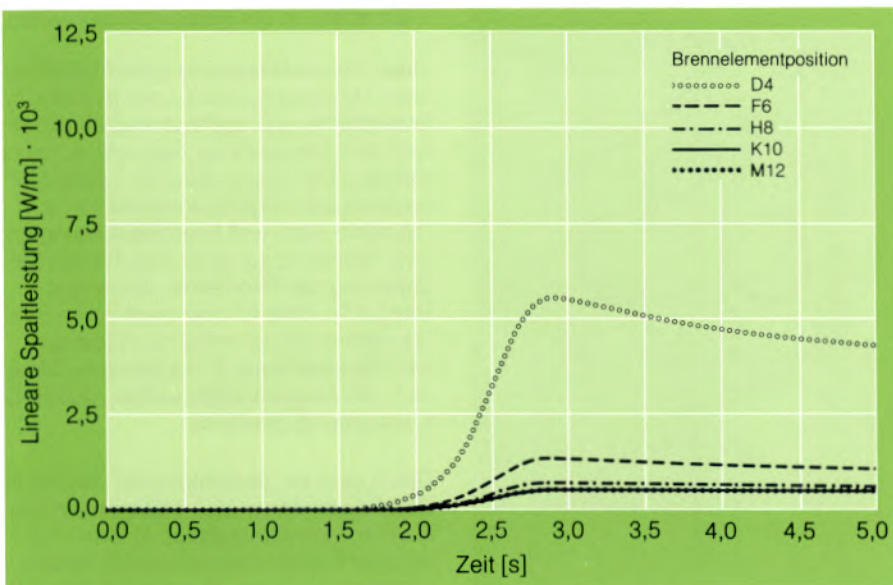


Bild 3.10: Lokale Leistungsdichte an ausgewählten Brennelementpositionen für den Fall Nulllast-heiß, EOC

den eigenen Berechnungen. Entsprechend ergibt sich aus den Berechnungen ein Anstieg der mittleren Leistung auf 35% der Nennleistung mit einem gesamten Leistungspeakfaktor von 19,3.

Zusammenfassung

Die Berechnungen mit dem 3D-Kernmodell QUABOX/CUBBOX-HYCA zeigen die Notwendigkeit und Bedeutung vollständiger stationärer und zeitabhängiger 3D-Kernberechnungen. Gleichzeitig konnte mit den Berechnungen für realistische Kernzustände der Sicherheitsabstand aufgezeigt werden, der in den Auslegungsrechnungen durch die Zugrundelegung ungünstiger Randbedingungen enthalten ist.

M. Clemente, S. Langenbuch
Abt. Anlagendynamik und Reaktorphysik

3.5 Verbesserte Berechnung von Abschalteinrichtungen in schnellen natriumgekühlten Reaktoren

Zur Gewährleistung der Abschaltsicherheit von Kernreaktoren ist es notwendig, die Reaktivitätsänderungen durch das Einfahren von Steuerelementen mit hoher Genauigkeit zu bestimmen. Nun ist die Spaltstoffzone eines großen Leistungsreaktors eine sehr komplexe geometrische Anordnung, bestehend aus mehreren hundert teils verschiedenartigen Elementen (Brennelemente, Steuerelemente usw.). Zur numerischen Ermittlung der physikalisch relevanten Größen bei akzeptablen Rechenzeiten und Speicherplatzbedarf sind daher eine Reihe von Vereinfachungen vorzunehmen. Insbesondere kann in einer Diffusionsrechnung für den gesamten Reaktorkern wegen der geringen Anzahl der Gitterpunkte pro Element der detaillierte Aufbau eines Elements nicht mehr beschrieben werden. Eine der Hauptaufgaben besteht also darin, die tatsächlichen Geometrien und Materialkompositionen der Elemente durch geeignete homogenisierte Anordnungen zu ersetzen. Dazu soll im folgenden eine Methode vorgestellt werden, die gemeinsam mit dem Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik (INR) am Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) unter Verwendung von dort verfügbaren Programmen zur verbesserten Berechnung der Abschalteinrichtungen schneller Reaktoren entwickelt wurde. Die Überprüfung erfolgte durch Nachrechnungen von Messungen der Abschaltreaktivitäten des Zweitabschaltsystems SAC (système d'arrêt complémentaire) im französischen Reaktor Superphénix.

In Bild 3.11 a ist schematisch ein horizontaler Schnitt durch den unteren und oberen Teil eines zum Zweitabschaltsystem gehörenden Steuerelementes dargestellt. Diese stark heterogenen Anordnungen werden nun zur Bereitstellung der Eingabedaten für eine Ganzkern-Diffusionsrechnung durch dazu flächengleiche homogene Hexagone ersetzt, die neutronenphysikalisch weitgehend äquivalent sind.

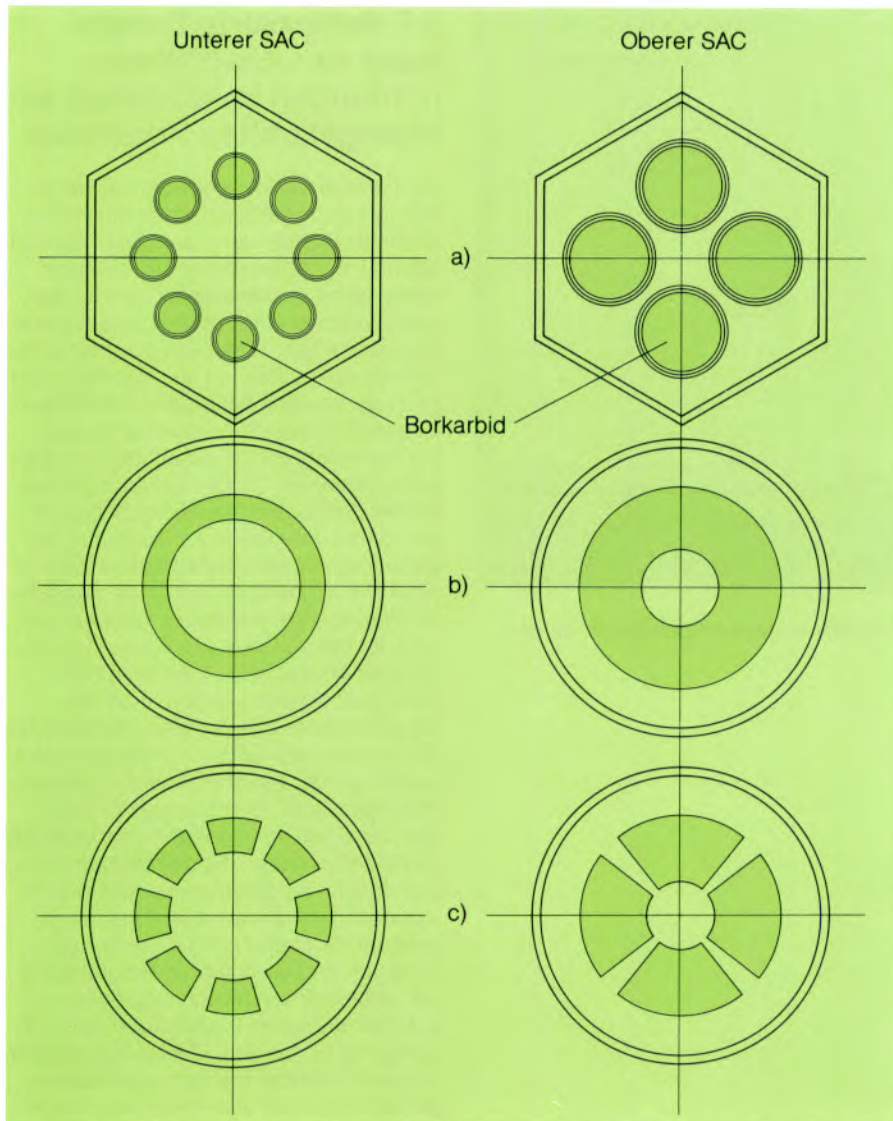


Bild 3.11: SAC-Geometrie und modellmäßige Abbildung a) tatsächliche Geometrie b) Ringmodell für 1D-Spektralprogramm KAPER4 c) Segmentmodell für 2D-Transportprogramm TWODANT

In der bisherigen Vorgehensweise wurden dazu mit dem eindimensionalen Spektralprogramm KAPER4 homogene makroskopische SAC-Wirkungsquerschnitte berechnet, wobei die tatsächlichen Geometrien mit mehreren ringförmig angeordneten Einzelstäben durch zylindersymmetrische Anordnungen unter Beibehaltung

der jeweiligen Teilvolumina und -dichten nachgebildet wurden (Bild 3.11 b). Dieses Verfahren führte zu einer Überschätzung der SAC-Reaktivitäten um etwa 20% gegenüber den gemessenen Werten. Demgegenüber wird bei der hier vorgestellten Methode in folgenden Schritten vorgegangen.

1. Berechnung der Referenzreaktivitäten

Unter Vernachlässigung seiner tatsächlichen Umgebung wird für das in einen Zylindermantel aus Spaltmaterial eingebettete SAC-Element eine Referenzrechnung mit dem Transportprogramm TWODANT so exakt wie möglich durchgeführt, d. h. mit hoher Orts- und Energieauflösung und unter Verwendung einer detaillierten Modellierung der Geometrie, dargestellt in Bild 3.11 c. Dies ist allerdings nur in zwei Raumdimensionen möglich. Außerdem wird die Reaktivität eines Natrium-Folgers (d. h. die Absorberstäbe werden durch Natrium ersetzt) berechnet.

Damit sind die „bestmöglichen“ Werte der SAC-Reaktivitäten $\Delta \rho_{\text{Ref}}$ bezogen auf den Natrium-Folger festgelegt. In Bild 3.12 wird der Höhenlinienverlauf des Neutronenflusses in einem Quadranten des unteren Absorberelements für eine ausgewählte Energiegruppe gezeigt. Die Darstellung verdeutlicht die starke Ortsabhängigkeit im Bereich zwischen den einzelnen Absorberstäben mit einer starken Flußabsenkung an den Positionen der Borkarbidstäbe.

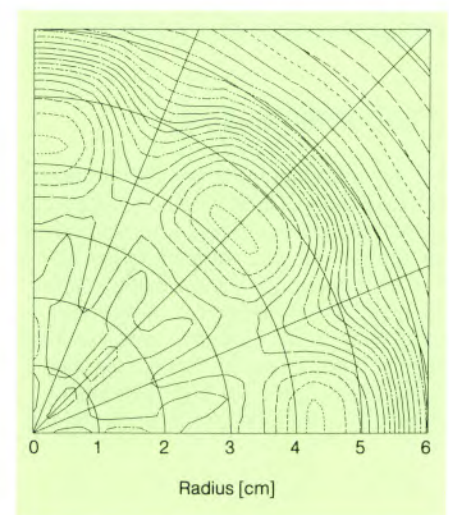


Bild 3.12: Neutronenfluß in einem Quadranten des unteren SAC (insgesamt acht Einzelabsorberstäbe), berechnet in Transporttheorie

2. Berechnung eines äquivalenten homogenen Modells

Analog zur früheren Vorgehensweise werden nun mit dem Spektralprogramm KAPER4 für die in Bild 3.11 b skizzierten Geometrien versuchsweise homogene SAC-Wirkungsquerschnitte erzeugt. Diese werden dann zur Reaktivitätsberechnung eines homogenisierten Steuerelementmodells benutzt, also eines von einem Brennstoffmantel umgebenen Zylinders mit demselben Durchmesser wie in der Referenzrechnung. Dies geschieht in Anlehnung an die Situation der späteren Ganzkern-Rechnung, d. h. in Diffusionsnäherung mit dem Programm D3D/D3E mit wenigen Energiegruppen und einem groben Ortsnetz. Die derart bestimmten Reaktivitätsdifferenzen werden mit den Referenzwerten verglichen. Dabei stellt sich heraus, daß für beide SAC-Teile $\Delta \rho > \Delta \rho_{\text{Ref}}$ gilt; d. h., die Wirksamkeiten der homogenisierten Steuerelementmodelle sind gegenüber denen der Detailmodelle zu groß und die entsprechenden Wirkungsquerschnitte somit nicht äquivalent. Das ist hauptsächlich auf die Homogenisierungsprozedur zurückzuführen, aber auch auf die anderen Unterschiede in den beiden Rechnungen (Transport/Diffusion, hohe/niedrige Orts- und Energieauflösung).

Um diese Diskrepanz zu beheben, werden nun erneut KAPER4-Rechnungen zur Erzeugung verbesserter homogenisierter Wirkungsquerschnitte durchgeführt. Da die Geometrie festgelegt ist, werden zur Anpassung die Borkonzentrationen in den Absorberringen abgesenkt. Mit diesen Wirkungsquerschnitten werden abermals die Reaktivitätsdifferenzen zwischen Steuerelementen und Natrium-Folger in Diffusionsnäherung berechnet. Dieses Verfahren wird separat für den unteren und oberen SAC so lange wiederholt, bis in den Diffusionsrechnungen die Referenzwerte exakt getroffen werden. Es sind nur wenige Versuche nötig, da die Werte aus den jeweils vorangegangenen Rechenläufen zur Extrapolation benutzt werden können. In Bild 3.13 sind die Differenzen zwischen Absorber- und Natrium-Folger-Reaktivitäten in Abhängigkeit von der relativen Borkonzentration dargestellt; die Reaktivitätsdifferenzen aus den genauen

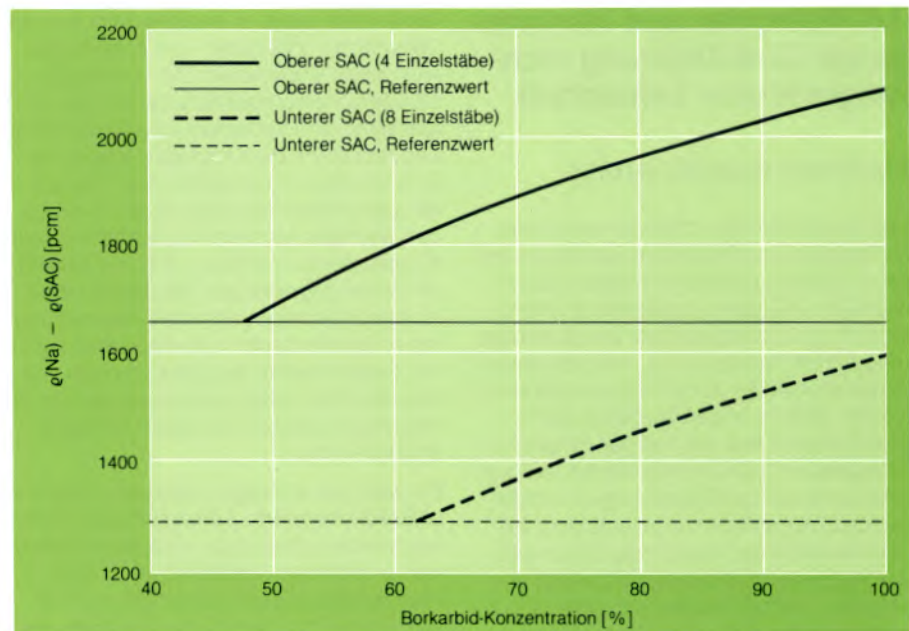


Bild 3.13: Reaktivitätsdifferenzen des homogenisierten Steuerelementmodells in Diffusionsnäherung

	$\Delta \rho_{\text{theor}}$ [pcm]	$\Delta \rho_{\text{exp}}$ [pcm]	$\Delta \rho_{\text{theor}}/\Delta \rho_{\text{exp}}$
a)	1049	1039	1,01
b)	1164	1191	0,98

Tabelle 3.1: Berechnete und gemessene SAC-Reaktivitäten a) bei kritischer Einfahrtiefe des Erstababschaltsystems b) bei vollständig eingefahrenem Erstababschaltsystem (pcm = 10^{-5})

Transportrechnungen sind als Referenzwerte ebenfalls eingezeichnet. Es zeigt sich, daß die effektive Borkonzentration in Abhängigkeit von der Heterogenität auf 62% (unterer SAC) bzw. 48% (oberer SAC) des tatsächlichen Wertes verringert werden muß, um die Referenzwerte aus den Transportrechnungen zu erreichen.

Mit den so bestimmten optimalen homogenisierten Wirkungsquerschnitten für die beiden Teile des Steuerelements werden abschließend Reaktivitäten für den Superphénix-Kern in Diffusionsnäherung berechnet, um sie mit Messungen aus der Inbetriebnahme zu vergleichen. Die Reaktivitätsdifferenzen zwischen den Anordnungen mit ein- und ausgefahrenen SAC-Ele-

menten sind in Tabelle 3.1 für zwei unterschiedliche Einfahrtiefen des Erstababschaltsystems zusammen mit gemessenen Werten angegeben. Die gute Übereinstimmung bestätigt die Zuverlässigkeit der beschriebenen Methode zur Homogenisierung von stark heterogenen Steuerstabanordnungen schneller natriumgekühlter Reaktoren. Durchaus möglich ist eine Übertragung des Verfahrens auf andere Reaktortypen mit stark heterogenen Abschalteinrichtungen.

S. Langenbuch, W. Zwermann
Abt. Anlagendynamik und Reaktorphysik
H. Giese, E. Kiehlhaber (KfK)

3.6 Methoden und Werkzeuge zur Qualifizierung rechnergestützter Leittechnik

Hardwarequalifizierung

Leittechnische Einrichtungen von Kernkraftwerken, insbesondere leittechnische Einrichtungen mit sicherheitstechnisch wichtigen Aufgaben, müssen vor ihrem Einsatz qualifiziert werden. Die Qualifizierung herkömmlicher, d. h. rein hardwaremäßig realisierter leittechnischer Einrichtungen erfolgte in der Vergangenheit grundsätzlich erst nach abgeschlossener Entwicklung und Konstruktion an fertigen Komponenten und Teilsystemen. Im Hinblick auf verteilte rechnergestützte Leittechnik-Systeme hat sich die Erkenntnis durchgesetzt, daß die Qualifizierung wesentlich früher ansetzen und entwicklungsbegleitend durchgeführt werden muß. Dies gilt sowohl für die Qualifizierung der Hardware als auch der Software.

Die GRS beschäftigt sich seit vielen Jahren mit Fragen der Zuverlässigkeit und Sicherheit von Rechnern und Rechnersystemen und hat in dieser Zeit zahlreiche Methoden und Werkzeuge zur Spezifikation, zur Entwicklung und zum Test von Hardware und Software entwickelt oder weiterentwickelt, eingesetzt, getestet und bewertet.

Zur entwicklungsbegleitenden Beurteilung der Hardware werden in der GRS neben Entwicklungssystemen, Logikanalysatoren und Emulatoren insbesondere Werkzeuge zur rechnergestützten analogen, digitalen oder mixed-mode Schaltungs-Simulation eingesetzt. Die Simulatoren (z. B. PSpice, LASAR6) sind auf schnellen Rechnern (VAX 8700, DEC Station 3100) installiert, so daß auch bei der Simulation sehr umfangreicher und komplexer Schaltungen keine unüberwindbaren Rechenzeitprobleme entstehen. Mit Hilfe der genannten Schaltungssimulatoren kann die Hardware bereits in der Entwurfsphase softwaremäßig modelliert, simuliert und getestet werden. Der aufwendige Aufbau von Labormustern in frühen Entwicklungsphasen erübrigt sich. Schaltungsänderungen

lassen sich meist in wenigen Minuten am Bildschirm modellieren und in ihren Auswirkungen analysieren. Die rechnergestützte Schaltungssimulation ermöglicht weiterhin eine systematische Analyse des Zeitverhaltens der Hardware sowie des Einflusses von Toleranzen. Der Einsatz der genannten Simulatoren setzt voraus, daß Software-Modelle der Schaltungsteile (Bauelemente) vorliegen. Ein zu LASAR6 gehöriger sogenannter Hardware-Modeller erlaubt jedoch auch die Einbeziehung realer Bauelemente in die Modellierung einer Gesamtschaltung. Dies ist dann von besonderem Vorteil, wenn zu einem (z. B. neuartigen) Bauteil noch kein Software-Modell existiert.

Ein weiteres wichtiges Werkzeug ist der in LASAR6 integrierte Fehlersimulator. Mit seiner Hilfe lassen sich Ausfalleffektanalysen an digitalen Schaltkreisen, z. B. an Rechnerbaugruppen, durchführen. Derzeit werden mit dem Fehlersimulator im Rahmen von Forschungsarbeiten Untersuchungen zur Wirksamkeit von Selbstüberwachungsprogrammen von Rechnerbaugruppen durchgeführt. An Strukturmodellen (Gattermodellen) von Mikroprozessoren (8080, 8085, 8086/88) wird insbesondere u. a. untersucht, welche Fehleraufdeckungsgrade durch Selbsttests erreichbar sind, welche Optimierungsmöglichkeiten existieren, aus welchen Gründen bestimmte Fehler nicht erkennbar sind. Solche Daten sind unverzichtbar, um die Wirksamkeit implementierter Fehlererkennungsmaßnahmen bei der Zuverlässigkeitsanalyse fehlertoleranter Rechnersysteme bewerten zu können.

Softwarequalifizierung

Im Bereich der Software-Bewertung kommt den Maßnahmen zur konstruktiven Qualitätssicherung erhöhte Bedeutung zu. Es wächst die Erkenntnis, daß Defizite in den frühen Phasen des Softwarelebenszyklus eine Umsetzung in ein funktional korrektes Endprodukt erschweren oder auch ganz verhindern. Diskrepanzen zwischen Intention und Realisierung haben dabei häufig ihre Ursachen in mißverständlichen Formulierungen und unpräzi-

sen Vorgaben. Moderne Entwicklungsmethoden und -werkzeuge zielen deshalb darauf ab, mit Hilfe formaler Spezifikationstechniken und strenger Entwurfssystematik die durchgängige Konsistenz des Entwicklungsprozesses zu garantieren. Die dabei auftretenden Probleme und die dargebotenen Konzepte werden breit diskutiert, eine abschließende Lösung allerdings ist noch nirgends in Sicht.

Aus diesem Grund ist man weiterhin um den Ausbau und die Unterstützung der „klassischen“ Verifikationstechniken bemüht, wie etwa um fehleraufdeckende Untersuchungen am Programmcode oder effiziente Testverfahren (analytische Qualitätssicherung). In diesem Zusammenhang wurden bei der GRS, teilweise in Zusammenarbeit mit anderen Institutionen, mehrere Werkzeuge entwickelt bzw. erweitert, von denen im folgenden drei Beispiele vorgestellt werden:

- Das **statische Analysewerkzeug STAN** Zeitkritische Verarbeitung von Signalen und Meldungen in Kraftwerken erfordern häufig eine Assemblerprogrammierung von Prozessoren. Um die Softwareprüfung von Assemblerprogrammen effizient zu unterstützen und von den Besonderheiten eines Prozessors unabhängig zu sein, wurde eine prozessorunabhängige Assemblersprache CAL (**C**ommon **A**ssembly **L**anguage) definiert. Ein Disassembler transformiert den prozessorpezifischen Maschinencode in eine äquivalente CAL-Darstellung. Auf diesen Code setzt der in der Hauptsache bei der GRS entwickelte STAN auf. Bild 3.14 zeigt die Konzeption und Konfiguration dieser Werkzeug-Familie.

STAN deckt die wesentlichen Elemente der statischen Programmanalyse ab, es lassen sich – etwas vereinfachend – drei Komponenten beschreiben:

- Am **Programmablaufscheema** wird die Schachtelung der Programmschleifen dargestellt, die Struktur und Komplexität des Programms wird sichtbar gemacht.
- Die Menge aller möglichen Programmabläufe, die **Programmpfade**, werden beschrieben, das Testen des Pro-

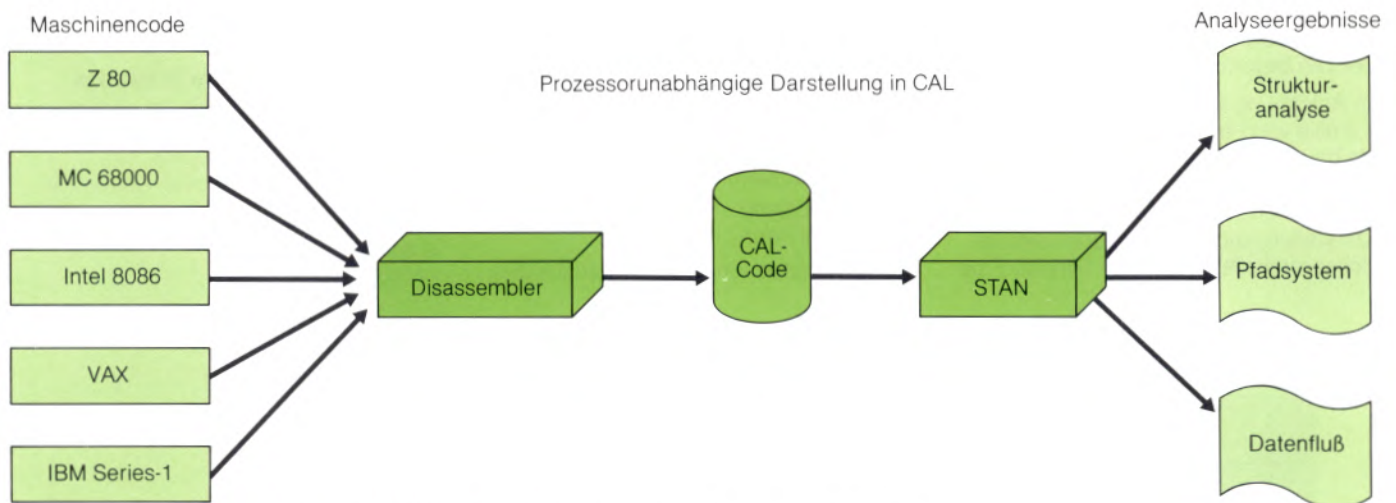


Bild 3.14: Aufbau der Werkzeuge zur statischen Analyse von Assemblerprogrammen

gramms wird vorbereitet und unterstützt.

- Die Abhängigkeiten zwischen den Variablen eines Programms, die **Datenflüsse**, werden aufgezeichnet und für die Herleitung von Testdaten verwendet.

• Der Fortran-Analysator FANAL

Ähnlich wie der STAN für Assemblerprogramme dient der FANAL zur Codeanalyse von FORTRAN-Programmen. Er unterstützt die Testphase und ist hilfreich bei der Begutachtung fremder Software. Besondere Merkmale sind die interaktive, menügesteuerte Benutzeroberfläche, die vorwiegend graphische Darstellungsweise und die offenen Schnittstellen für Werkzeug-Erweiterungen oder für die Einbettung in eine umfassende Entwicklungsumgebung.

Die Schnittstellen und der Aufbau des Werkzeuges, in Bild 3.15 skizziert, sind so gestaltet, daß die Übertragung erleichtert und die Anpassung an eine andere Programmiersprache vereinfacht wird. Die strukturelle Analyse des Programmcodes zerfällt im wesentlichen in zwei Abschnitte:

- Im ersten Abschnitt wird das Schema des Programmablaufes grafisch aufbereitet. Die Zusammenhänge zwischen

den einzelnen Programmteilen und die Anordnung der Schleifen werden aufgezeigt.

- In einem zweiten Abschnitt werden die Abhängigkeiten zwischen den Programmvariablen über mehrere Symbolstufen hinweg ermittelt.

• Ein grafischer Petri-Netz-Simulator

Petri-Netze, ursprünglich als formale Modelle für die Darstellung von Informations-

flüssen entwickelt, werden heute in vielen Bereichen eingesetzt, u. a. für die Konzeption, Präsentation und Analyse komplexer Software-Systeme. Die weite Verbreitung der Petri-Netze gründet in der seltenen Kombination von einfacher und anschaulicher grafischer Symbolsprache mit der nötigen mathematischen Strenge.

Mit Hilfe der analytischen Techniken kann das Verhalten von Petri-Netzen nicht immer vollständig bestimmt werden. Des-

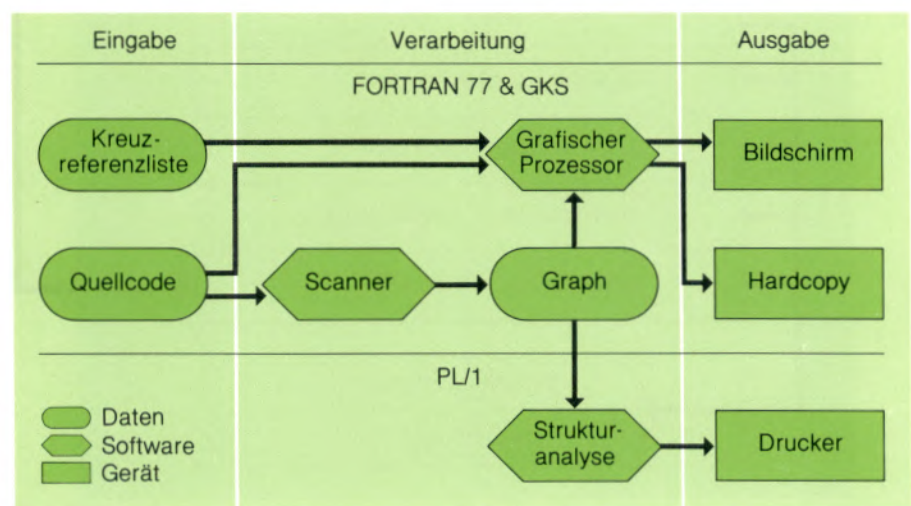


Bild 3.15: Schematischer Aufbau des FANAL-Werkzeuges

halb kommt einer Visualisierung der Systemabläufe und der Simulation bei Petri-Netzen besondere Bedeutung zu.

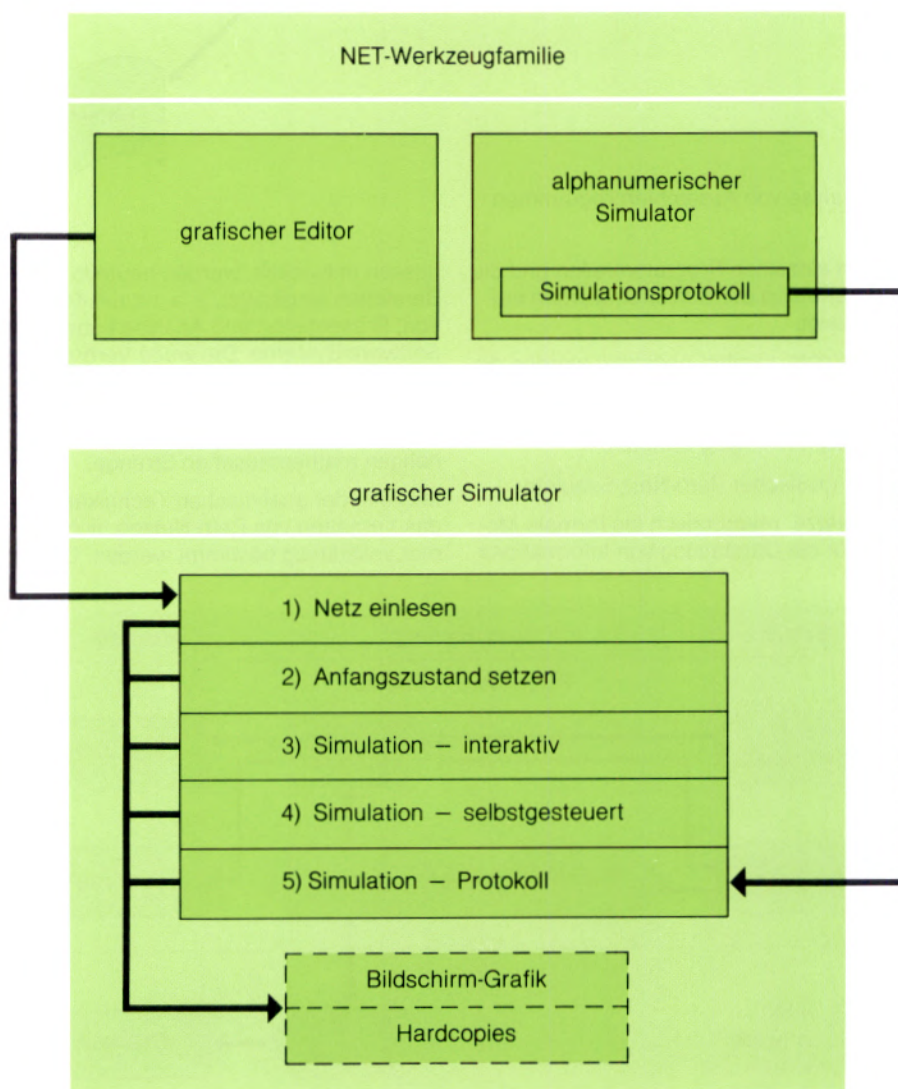
In Anlehnung an eine bereits existierende Familie von Petri-Netz-Werkzeugen¹⁾ wurde bei der GRS ein grafischer Simulator entwickelt, der sowohl die interaktive Simulation erlaubt als auch die grafische Darstellung alphanumerischer Simulationsprotokolle zuläßt. Der Simulator be-

sitzt eine menügesteuerte Benutzeroberfläche und eine Hardcopy-Möglichkeit für Simulationssequenzen. Bild 3.16 zeigt das Zusammenspiel mit der vorhandenen Werkzeugfamilie NET und die bisher realisierten Simulatoroptionen. Im einzelnen sind dort aufgeführt:

- 1) das Einlesen und die Darstellung der Netzstruktur,
- 2) die Angabe eines Anfangszustandes,

- 3) die interaktive und gesteuerte Simulation,
- 4) die selbstgesteuerte Simulation,
- 5) die grafische Repräsentation eines NET-Simulations-Protokolls.

J. Brummer
Abt. Prozeßrechner
S. Goßner
Abt. Leittechnik



3.7 Testwarte

Das Projekt Testwarte wird vom Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) seit Ende 1987 gefördert. Das Projekt hat zum Ziel, eine Simulatorumgebung aufzubauen, in der Methoden und Prozeduren zur Beherrschung von Störfällen – auch solchen, die über die Auslegungsgrundsätze von Kernkraftwerken hinausgehen – untersucht werden können. Dafür sind Analysen notwendig, die den dynamischen Prozeß, die Prozeßinformation, die Eingriffe automatischer Systeme oder des Wartepersonals und die Wirksamkeit dieser Eingriffe umfassen.

Die wichtigsten Aspekte der Testwarte, nämlich die Rechnerstruktur, die Modell-Software zur Anlagensimulation und das interaktive Kommunikationssystem, sollen im folgenden näher betrachtet werden.

Rechneraufbau und Bildschirmwarte

Die Rechnerstruktur ist in Bild 3.17 schematisch dargestellt. Die Modell-Software läuft auf dem GRS-Großrechner Amdahl V5080 ab. Die von den Modellen berechneten Prozeßdaten werden über eine leistungsfähige Datenleitung an den Prozeßrechner, eine VAX 8700, weitergegeben. In umgekehrter Richtung werden vom Prozeßrechner Steuerdaten an die Modelle vermittelt. Das interaktive Kommunikationssystem (Monitor) läuft auf dem Prozeßrechner ab, der ein Netz von grafischen Arbeitsplätzen bedient. Die grafischen Arbeitsplätze sind mit VME-Bus, einem Motorola 68020-Prozessor (wird derzeit ausgebaut auf Motorola 68030) und einer Grafikkarte (QPDM von Eltec) ausgerüstet. In der ersten Ausbauphase sind sechs solcher Arbeitsplätze vorgesehen. Im Netz ist auch eine LISP-Maschine eingebunden, auf der Diagnosesysteme auf der Basis von Expertensystemen ablaufen können. Im Bild sind außerdem die Datenströme angegeben, wobei die größte Datenmenge bei der Übertragung von Prozeßdaten aus der Modell-Software an den

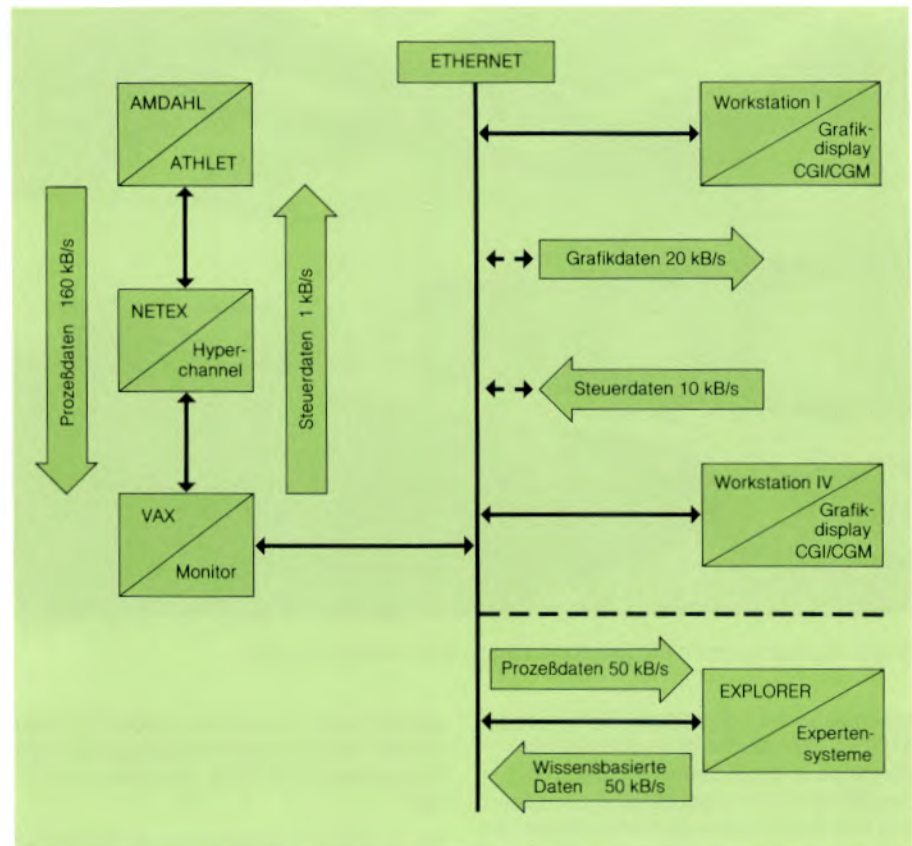


Bild 3.17: Konfiguration der Testwarte

Prozeßrechner anfällt. Abhängig vom Detaillierungsgrad der Modelle müssen einige tausend Prozeßdaten pro Simulationszeitschritt übertragen werden. Dementsprechend wird für die Kommunikation zwischen Groß- und Prozeßrechner eine schnelle Datenleitung (Hyperchannel) mit einer Transferrate von 1,5 MBit/s eingesetzt, während Prozeßrechner und Grafikstationen über Ethernet (Netto-Datenrate etwa 30 kByte/s) verbunden sind.

Mit diesem Rechnerkonzept wird erreicht, daß der Großrechner von den vielfältigen Funktionen des Kommunikationssystems vollständig entlastet wird, daß mehrere grafische Arbeitsplatzrechner angesprochen werden können und daß weitere Rechner, wie z. B. LISP-Maschinen, im Verbund eingesetzt werden können.

Die Testwartenräume sind Anfang 1990 bezogen worden. Inzwischen sind alle Rechner sowie Betriebssysteme (VMS für den Prozeßrechner, UNIX auf den Arbeitsplatzrechnern) und die betriebsnahe Software (Grafik- und Netzwerk-Software) installiert, so daß der gesamte Rechnerverbund funktionsfähig ist. Bild 3.18 zeigt den Wartenraum mit vier Grafikstationen, die demnächst auf sechs ergänzt werden. An das Bildsignal einer Grafikstation ist ein Projektor angeschlossen, der das Bild auf die Projektionswand (2 x 1,5 m) wirft.

Modelle

In der Testwarte wird der Analysesimulator ATLAS zur Beschreibung der Kraftwerksanlage eingesetzt. Im Projekt Analy-



Bild 3.18: Wartenraum mit Grafikstationen und Projektionswand

sesimulator wird derzeit der Systemcode ATHLET, der die thermohydraulischen Vorgänge in der Anlage beschreibt, mit den Modellen zur Nachbildung der Leit- und Systemtechnik in Konvoi-Anlagen, die von Siemens/KWU im Rahmen dieses Projekts erstellt worden sind, verbunden. Zur Nachbildung des Containments ist der Code RALOC bereits als Stand-alone-Version vorhanden; bis Ende 1990 soll RALOC mit ATHLET gekoppelt werden. Im Analysesimulator wird auch die ATHLET-Version für Siedewasserreaktoren und der ATHLET-SA zur Simulation schwerer Störfälle bis Projektende Mitte 1991 verfügbar sein. Die strikte Trennung zwischen Modell-Software und Kommunikationssystem, die schon im Analysesimulator auf dem Großrechner als zwei parallele Prozesse (Jobs) abgearbeitet werden, hat die Umsetzung von ATLAS auf zwei verschiedene Rechner (Großrechner für die Modell-Software und Prozeßrechner für das Kommunikationssystem) sehr erleichtert.

Da der Hyperchannel für den Datentransfer zwischen Modell-Software und Kommunikationssystem auch auf dem Großrechner zwischen zwei Jobs betrieben

werden kann, braucht die Modell-Software für den Testwartenbetrieb gegenüber dem Analysesimulator nicht geändert zu werden.

Die in ATHLET eingebauten Schnittstellen zum Kommunikationssystem werden in allen ATHLET-Versionen nachgezogen, so daß in der Testwarte immer mit der neuesten freigegebenen ATHLET-Version gearbeitet werden kann.

Der Systemcode ATHLET ist hinsichtlich der Rechengeschwindigkeit und der Robustheit nicht für alle Anwendungsfälle optimal für den Simulatorbetrieb geeignet. Im laufenden ATHLET-Entwicklungsprojekt werden aber derzeit große Anstrengungen unternommen, um eine deutliche Beschleunigung zu erzielen und die extreme Reduktion der Zeitschritte, die in manchen Situationen auftritt, zu vermeiden. Es ist auch zu bedenken, daß der GRS-Großrechner nicht an die Leistungsfähigkeit neuer Rechner herankommt, so daß sich auch hier ein erhebliches Beschleunigungspotential ergibt.

Kommunikationssystem und Grafik

Das Kommunikationssystem von ATLAS übernimmt im wesentlichen folgende Aufgaben:

- die Verwaltung der Prozeßschnittstelle,
- die Aufbereitung der Prozeßdaten zur Verwendung im Trendkurvenpaket (alle eintreffenden Prozeßdaten können als Einzeltrends bzw. in Form von Sätzen mehrerer Trendbilder und -kurven dargestellt werden),
- die Verwaltung der Bilder auf allen Grafikstationen (Öffnen von Bildfenstern, Verschieben der Bilder, Überlagerung von Bildfenstern, Schließen der Fenster),
- die Verwaltung interaktiver Eingriffe (Handmaßnahmen, Fehlfunktionen) sowie deren Übermittlung an die Modell-Software und
- die dynamische Abarbeitung der mit dem grafischen Editor APG erzeugten Bilder und der Trendkurven.

Das Kommunikationssystem baut auf dem internationalen grafischen Standard GKS (Grafisches Kernsystem) auf. Bei der Portierung auf die Testwarte waren jedoch einige Aspekte zu berücksichtigen, die über den im Standard festgeschriebenen Funktionsumfang hinausgehen, nämlich der Betrieb der Grafik-Software in einem Rechnernetz und die Animation der dynamischen Bilder. Die Firma GTS GRAL in Darmstadt, die sich auf grafische Standards spezialisiert hat, wurde daher beauftragt, eine im Netz ablauffähige GKS-Version zu entwickeln, die auch den Anforderungen der Bilddynamik Rechnung trägt. Diese GKS-Version ist auf der Ebene 2c implementiert, die asynchrone Bedieneingriffe an den Grafik-Stationen erlaubt, d. h., die Testwartenfunktionen können während des Simulationsablaufs jederzeit ohne Unterbrechung der Simulation bedient werden.

Das Bedienkonzept für mehrere grafische Arbeitsplätze ist noch in Entwicklung. Fragen bezüglich des Aufbaus einer Bildhierarchie und bezüglich einer Hierarchie der

Workstations (Master Workstation oder gleichberechtigte Workstations) sind noch zu klären ebenso wie der Bildaustausch zwischen den Arbeitsplatzrechnern, wobei nicht zuletzt die Erfahrungen aus ersten Anwendungen der Testwarte eine wichtige Rolle spielen werden.

Zusammenfassung

Die Testwarte ist so weit fortgeschritten, daß mit der Erprobung der Gesamtkonfiguration begonnen werden kann. Dafür wurde bereits mit ATHLET ein Kühlmittelverluststörfall gerechnet (kleines Leck mit Ausfall der Sicherheitseinspeisung bzw. verzögertem sekundärseitigem Abfahren), der zu Kernschäden führt und somit Accident-Management-Maßnahmen zur Beherrschung des Störfalls notwendig macht. Die Maßnahmen sollen interaktiv ausgelöst werden, wobei Variationen des Eingriffszeitpunkts untersucht werden sollen. Diese Tests werden Aufschlüsse darüber geben, inwieweit die Handhabung der Testwarte und die Visualisierung der Ergebnisse den Zielvorstellungen entspricht und aufzeigen, wo Ergänzungen und Verbesserungen notwendig sind.

D. Beraha
Abt. Mensch-Maschine

3.8 Analysen zu Unfallabläufen innerhalb des Containments natriumgekühlter Reaktoranlagen

Zusätzlich zu den Betriebs- und Störfallanalysen im Genehmigungsverfahren wird im Rahmen der ebenfalls erforderlichen Risikoanalyse für eine Reaktorlinie eine große Anzahl von angenommenen Unfällen untersucht. Dies geschieht, um für diese Unfälle trotz der zum Teil extremen Unwahrscheinlichkeit ihres Zustandekommens die Konsequenzen zu kennen und um deren Einfluß auf das Gesamtrisiko — ausgelöst durch den jeweiligen Agententyp — mit zu erfassen.

Die im Rahmen der Störfallanalyse im Genehmigungsverfahren untersuchten Fälle werden durch die Sicherheitssysteme so beherrscht, daß Schäden für Personal und Umgebung ausgeschlossen werden können. Bei Unfällen werden diese Randbedingungen nicht immer eingehalten, das heißt, daß im Verlauf eines Unfalls gleichzeitig mehrere, zum Teil aber auch völlig andere Phänomene auftreten können als bei Störfällen.

Dies bedeutet für die Ermittlung der Unfallkonsequenzen — in diesem Fall für das Containmentverhalten — erweiterte bzw. sogar völlig unterschiedliche Berechnungsverfahren und Rechenprogramme. Eine Vielzahl von Phänomenen ist gleichzeitig von Bedeutung. Ihre gegenseitige Rückkopplung verbietet weitgehend eine Einzelanalyse, da unrealistisch ungünstige oder aber nicht abgesicherte, auf der unsicheren Seite liegende Ergebnisse häufig nicht auszuschließen sind. Zur Absicherung der Ergebnisse als möglichst realitätsnahe „best-estimate“-Resultate ist eine Unfallanalyse des Containmentverhaltens nur unter gleichzeitiger Berücksichtigung aller wichtigen Vorgänge und Phänomene einschließlich ihrer gegenseitigen Beeinflussung sinnvoll.

Das Rechenprogramm CONTAIN

Das Rechenprogramm CONTAIN, von den Sandia National Laboratories im Auftrag der amerikanischen Genehmigungsbehörde USNRC zur Analyse des Unfallverhaltens im Containment von leichtwassergekühlten Reaktoren wie auch von Schnellbrutanlagen (SBR) erstellt, wird im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) in der GRS im Rahmen der Unfallanalysen künftiger SBR-Anlagen eingesetzt und weiterentwickelt.

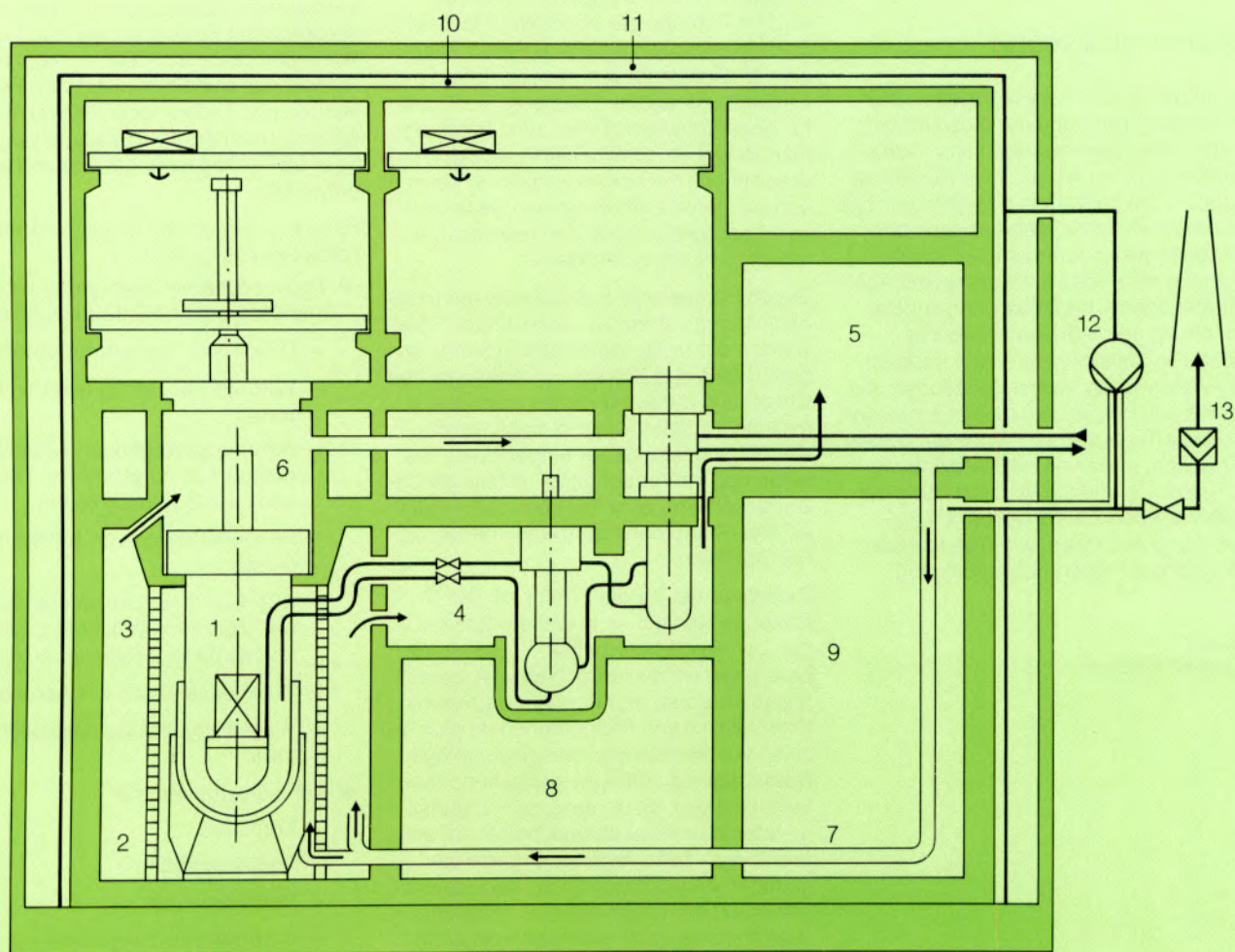
Es ist in der Lage, die folgenden Phänomene zu berücksichtigen:

- Thermodynamik, -hydraulik und Chemie der Containmentatmosphäre mit
 - Druck- und Temperaturverhalten
 - Wärmetransport zu und von Strukturen
 - Strömungsvorgängen zwischen Modellräumen aufgrund von Druck- und Dichteunterschieden
 - Rekondensation von Kühlmitteldampf
 - SBR-relevante chemische Reaktionen (Natrium-Spritzbrand, $\text{Na-H}_2\text{O}$ - und $\text{Na}_2\text{O-H}_2\text{O}$ -Reaktionen usw.)
 - Wärmeaustausch mit Aerosolen
 - Wasserfreisetzung aus Betonstrukturen
- Aerosolverhalten mit
 - Transport
 - Agglomeration
 - Sedimentation
 - Wärmefreisetzung durch mitgeführte Spaltprodukte
 - Feuchtigkeitsaufnahme durch hygroskopische Aerosolmaterialien
 - Kühlmittelkondensation auf und -verdampfung von Aerosoloberflächen
- Thermische und chemische Vorgänge am Boden eines Raumes durch Kühlmittelleckage und/oder Kernschmelze

- Nachwärmefreisetzung mit Aufheizung von Boden- und Wandstrukturen und eventuell Natriumsieden
- Natrium-Beton-Wechselwirkungen
- Natrium-Lachenbrände

- Kernschmelze-Beton-Wechselwirkungen
- Kühlbarkeitsprobleme bei Brennstoffpartikelschüttungen mit oder ohne Natrium

- Spaltproduktverhalten mit
 - radioaktivem Zerfall
 - Transport und Ablagerung
 - Wärmefreisetzung



- 1 innere Reaktorzone
- 2 unterer Teil der äußeren Reaktorzone
- 3 oberer Teil der äußeren Reaktorzone
- 4 Primärzellen
- 5 Druckentlastungsraum

- 6 Deckelgrube
- 7 Rückströmkanäle
- 8 inertisierter Teil des äußeren Containments
- 9 belüfteter Teil des äußeren Containments

- 10 Reventingspalt
- 11 Umgebungsatmosphäre
- 12 Reventingsystem
- 13 Exventingsystem

Vor dem Einsatz eines derartigen Programmsystems in der Unfallanalyse ist es erforderlich, zunächst möglichst alle einzelnen Prozesse und Vorgänge separat und dann im Zusammenspiel miteinander zu testen und zu verifizieren.

Diese Arbeiten sind für wichtige Teilaspekte bereits erfolgreich abgeschlossen. Dies betrifft insbesondere die fundamentalen Ansätze zur Thermodynamik und zum Strömungsverhalten. Nachfolgend werden zwei Beispiele des recht aufwendigen gekoppelten Verhaltens aufgeführt.

Vergleichsrechnung zu CACECO

Die von der GRS im Auftrag des BMFT erstellte Risikoorientierte Analyse zum SNR-300¹⁾ enthält unter anderem Ergebnisse zum Unfallverhalten im Containment, die mit dem amerikanischen Programm CACECO erzielt wurden. Bild 3.19 zeigt das Containmentsystem des SNR-300 mit dem inertisierten inneren Containment, dem teilweise inertisierten äußeren Containment und dem Reventingspalt zwischen dem Beton des äußeren Containments und der äußeren Stahlblechhülle. Im inneren Containment stellt sich bei unfallbedingter Wärmefreisetzung in der Reaktorzone (in der Bodenkühlung innerhalb des biologischen Schilds unterhalb des Reaktortanks) von der Reaktorzone über die Primärzellen, den Druckentlastungsraum und die Rückströmkanäle eine zirkulierende Naturkonvektionsströmung ein, die den größten Teil der Wärme auf die Betonstrukturen dieses Raumbereichs verteilt.

Der ausgewählte hypothetische Fall ist gekennzeichnet durch die folgenden wichtigsten Annahmen:

- ein kernzerstörender Unfall bewirkt wegen mangelnder Kühlbarkeit des Kernmaterials ein Durchschmelzen von Reaktortank und Doppeltank,
- in dem mit dem Kühlmittel Natrium in die Bodenkühlung gelangenden Kernmaterial wird der überwiegende Anteil der Nachwärme freigesetzt,

- die restliche Nachwärme erwärmt Raumatmosfera und Natrium direkt,
- ein totaler Energieausfall verhindert die Wirksamkeit aller fremdenergieabhängigen Sicherheitsmaßnahmen,
- zehn Stunden nach Unfallbeginn versagt der Liner am Boden der Reaktorzone und ermöglicht erhebliche zusätzliche Energiefreisetzungen durch chemische Reaktionen zwischen Natrium und Wasserdampf, der aus dem erwärmten Beton frei wurde,
- zwei Stunden später ist die Bodenkühlungswanne thermisch überbelastet,

ihr Versagen setzt Natrium frei, welches die Naturkonvektion im inneren Containment unterbricht,

- nach weiteren drei Stunden ist die Bodenkühlungs-Tragkonstruktion zerstört und es setzt eine Natrium-Beton-Reaktion mit zusätzlicher Energie- und Wasserstoff-Freisetzung ein.

Bild 3.20 zeigt, daß eine bemerkenswerte Übereinstimmung zwischen CONTAIN

¹⁾ Risikoorientierte Analyse zum SNR-300
Hrsg: Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH
GRS-51 (Oktober 1982)

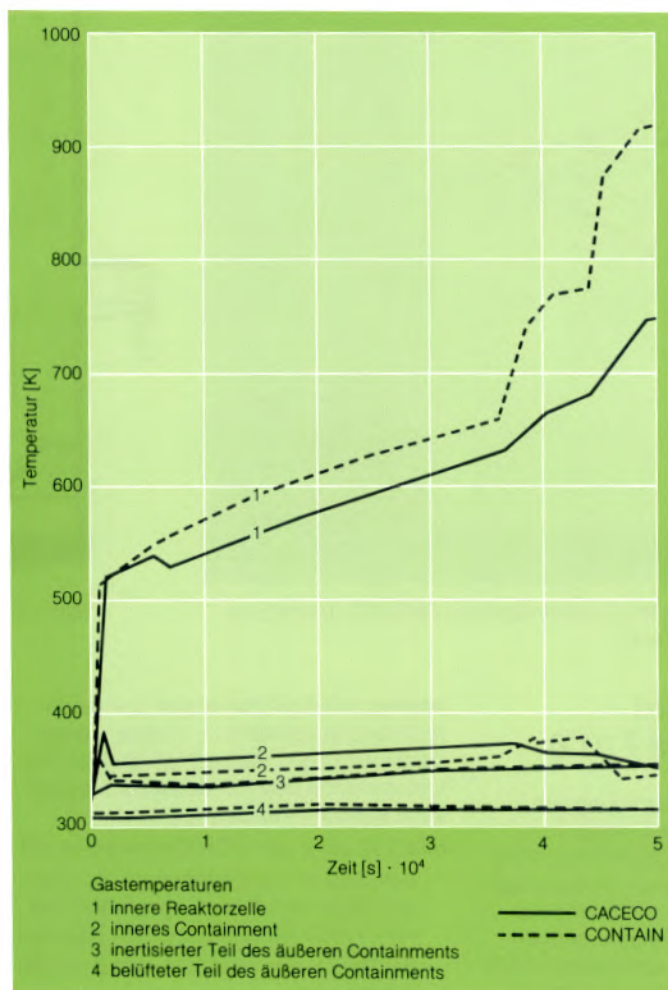


Bild 3.20: Temperaturverläufe im Containment des SNR-300, berechnet mit CACECO und CONTAIN

und CACECO hinsichtlich der Temperaturverläufe in den verschiedenen Raumbereichen erzielt wurde. Der Unterschied für die innere Reaktorzelle rührt daher, daß die benutzte ältere CONTAIN-Version noch Einschränkungen bei der Behandlung der Wärmestrahlung aufwies.

Auch der in Bild 3.21 gezeigte Druckverlauf zeigt befriedigende Übereinstimmung. Die auftretenden scharfen Veränderungen (Knicke) in den Kurvenverläufen sind auf das weiter oben beschriebene, nach und nach stattfindende zusätzliche Komponentenversagen zurückzuführen.

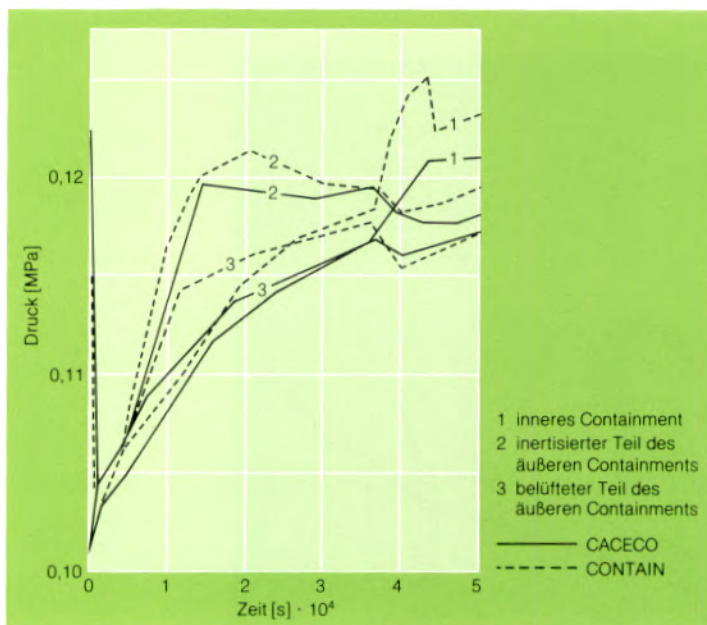


Bild 3.21: Druckverläufe im Containment des SNR-300, berechnet mit CACECO und CONTAIN

Nachrechnung des HDR-Experiments T 31.6

Eine zweite größere Anwendung von CONTAIN erfolgt zur Verifikation von Naturkonvektionsströmungen einschließlich Kühlmittelkondensation. In Ermangelung geeigneter SBR-Versuche mit Natrium wurde der HDR-Containmentversuch T 31.6 am Heißdampfreaktor (HDR), Großwelzheim, der mit dem Kühlmittel

Wasser durchgeführt wurde, zur Nachrechnung ausgewählt – insbesondere, da die wichtigen Gesetzmäßigkeiten (Naturkonvektion und Kondensation) weitgehend kühlmittelnunabhängig sind.

Bild 3.22 zeigt das HDR-Containment mit – den beiden Treppenhäusern als wichtigen vertikalen Strömungspfaden und den horizontal angrenzenden Räumen, – der Raumkette unterhalb des Druckbehälters und

– dem oberhalb der Betonstruktur liegenden Kuppelbereich, der nach einem zylinderförmigen Teil durch die halbkugelförmige Stahlkuppel abgeschlossen wird.

Die Leckage – in den ersten fünf Minuten ein Zweiphasengemisch von etwa 100°C, danach für fünf Stunden Heißdampf von ca. 130°C – gelangt in den mit Bruchraum bezeichneten Raum. Nach fünf Stunden wurde die Leckage abgestellt,

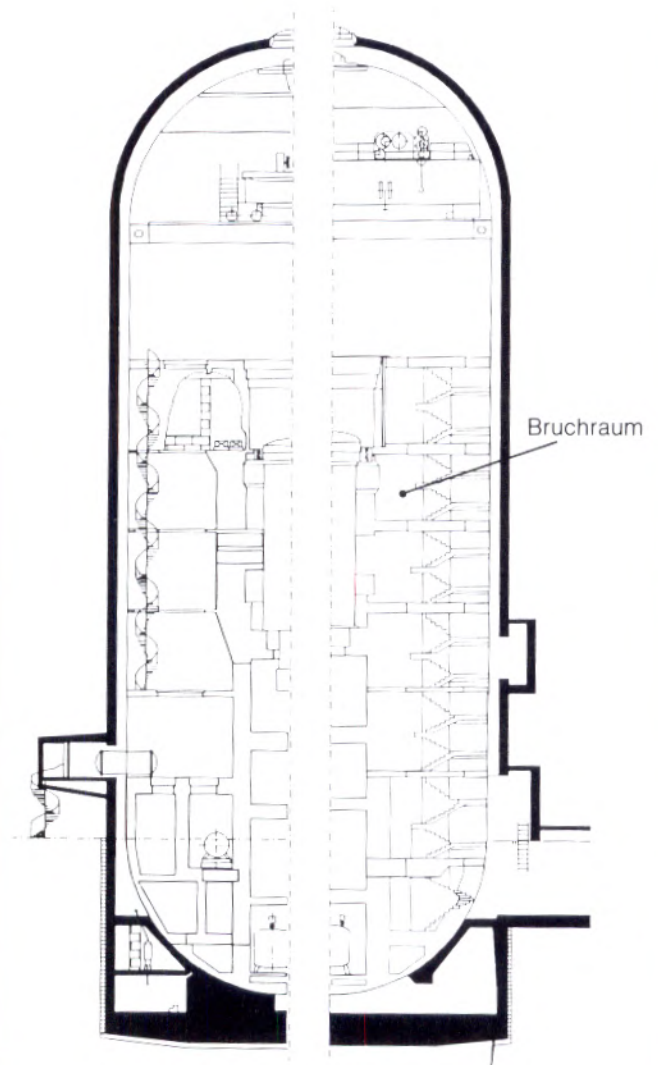


Bild 3.22: HDR-Containment

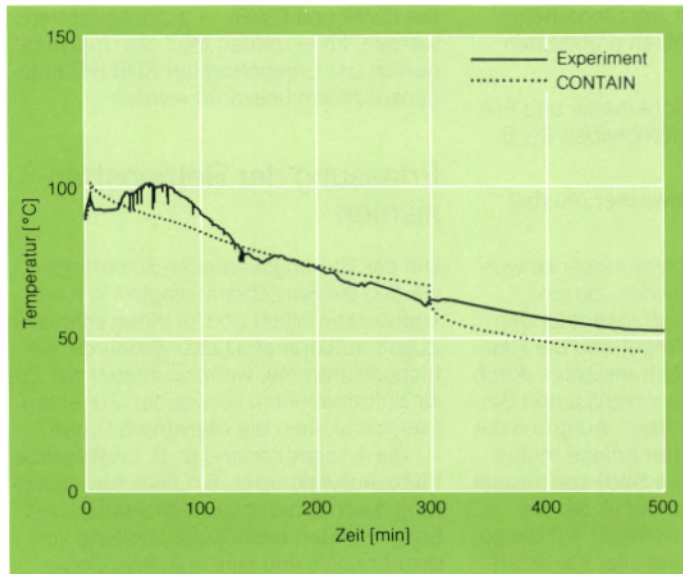


Bild 3.23:
Berechneter und
gemessener
Temperaturverlauf
im Bruchraum
beim HDR-Versuch
T 31.6

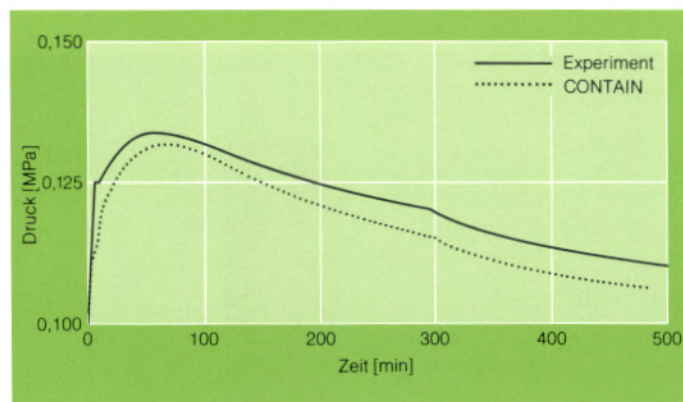


Bild 3.24:
Berechneter und
gemessener Druck-
verlauf beim HDR-
Versuch T 31.6

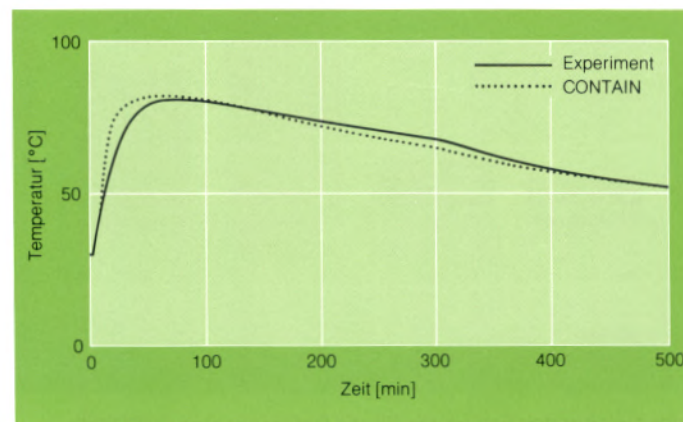


Bild 3.25:
Berechneter und
gemessener
Verlauf der inneren
Oberflächentempe-
ratur der Stahlkuppel
beim HDR-Versuch
T 31.6

das Strömungs-, Temperatur- und Druckverhalten aber weiter registriert.

Die etwa 70 Räume und 300 Verbindungsöffnungen des HDR-Containments wurden im CONTAIN-Rechenmodell zu 39 Modellzonen mit etwa 100 Verbindungsöffnungen zusammengefaßt. Auch die unterschiedlichsten Strukturen mußten zu Gruppen zusammengefaßt werden. Bild 3.23 zeigt den Vergleich zwischen Versuchsdaten und CONTAIN-Ergebnissen für die Atmosphärentemperatur im Bruchraum, Bild 3.24 den von CONTAIN geringfügig zu niedrig berechneten Druckverlauf und Bild 3.25 den Verlauf der inneren Oberflächentemperatur der Stahlkuppel.

Die erzielte gute Übereinstimmung zeigt, daß CONTAIN geeignet ist, Naturkonvektionsströmungen mit Kühlmittelkondensation an Gebäudestrukturen zu berechnen.

Die bisher durchgeführten Verifikationsanalysen weisen darauf hin, daß mit CONTAIN verlässliche „best-estimate“-Ergebnisse zu erzielen sind. Für viele Schwerpunkte sind jedoch noch Verifikationen notwendig und Weiterentwicklungen im Sinne von Programmiererweiterungen zur Berücksichtigung zusätzlicher wichtiger Phänomene erforderlich.

*J. Langhans,
Abt. Neue Reaktorsysteme*

3.9 Auswertung von Betriebserfahrung für eine SWR-Sicherheitsanalyse

Im Rahmen der Vorstudie für eine Sicherheitsanalyse für Block B (KRB-II-B) des Doppelblock-Kernkraftwerkes Gundremmingen werden anlagenspezifische Eintrittshäufigkeiten für einleitende Ereignisse benötigt. Darunter werden Betriebs transienten, die zu Störfallabläufen mit der Anforderung von Sicherheitssystemen führen können, verstanden. Folgende Betriebstransienten wurden betrachtet:

- Ausfall der Hauptwärmesenke (Ausfall HWS)
 - ohne Durchdringungsabschluß (DDA)
 - mit Durchdringungsabschluß
- Notstromfall

- fehlerhaftes Öffnen von Sicherheits- und Entlastungsventilen (Fehlöffnen S + E-Ventile)
- Offenbleiben von Sicherheits- und Entlastungsventilen (Offenbleiben S + E-Ventile)
- Ausfall Hauptspeisewasser (Ausfall HSPW).

Beim Ausfall der Hauptwärmesenke wurde zusätzlich unterschieden, ob ein Durchdringungsabschluß stattgefunden hat oder nicht. In der Regel sind die Häufigkeiten dieser Betriebstransienten durch Auswertung der anlagenspezifischen Betriebserfahrung zu ermitteln. Aufgrund der geringen Betriebszeit der Anlage mußte aber zum Teil auf andere SWR-spezifische Betriebserfahrung und im Fall der Betriebstransiente „Notstromfall“ auf die gesamte Betriebserfahrung aller Kernkraftwerke – Siede- und Druckwasserreakto-

ren (SWR und DWR) – zurückgegriffen werden. Im einzelnen muß die Übertragbarkeit der Ergebnisse auf KRB-II-B anlagenspezifisch überprüft werden.

Erfassung der Betriebstransienten

Um das Störungsverhalten zu verfolgen, werden die Betriebstransienten in Kernkraftwerken erfaßt und für einen schnellen Zugriff aufbereitet. Dazu werden die Betriebsdiagramme, wenn verfügbar mit Zusatzinformationen, verwendet. Zu jedem Ereignis werden die relevanten Daten – wie Anlagenzustand (z. B. Leistungsbe- trieb), Auswirkung (z. B. Leistungsreduzierung durch Störung), Ereignisdatum und Ereignisdauer, elektrische Leistung vor dem Ereignis und eine spezielle Codierung zur Verschlüsselung der Ursachen

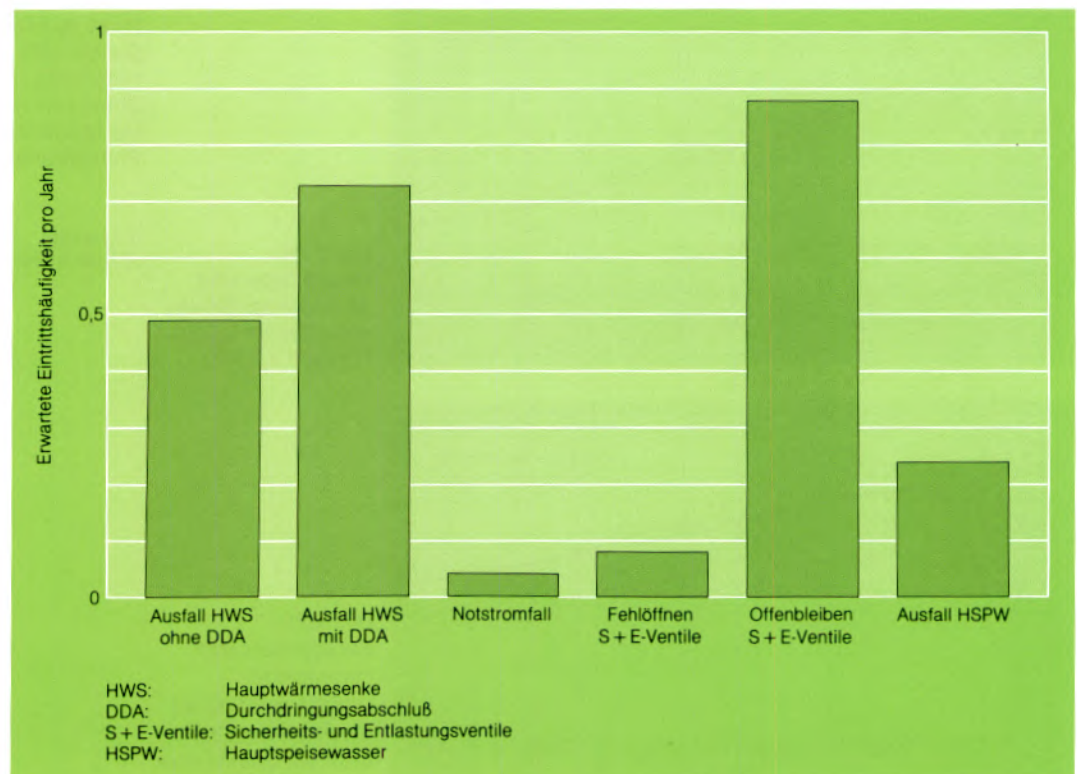


Bild 3.26: Erwartete Eintrittshäufigkeit der einleitenden Ereignisse für die Referenzanlage KRB-II-B

und des Ablaufs des Ereignisses – erfaßt. Mit Hilfe dieser Codierung ist es möglich, einzelne Ereignisse oder Ereignisgruppen, die aus gleichen oder ähnlichen Ursachen aufgetreten sind, zu selektieren und zahlenmäßig auszuwerten.

Aufgrund der Vielzahl der hierbei berücksichtigten Ereignisse (ca. 16 Ereignisse pro Anlage und Jahr) wurden die Ereignisdaten in einer Datenbank „TRANS“ unter dem Datenbankmanagementsystem „System 2000“ abgespeichert.

Die Datenbank „TRANS“ ist ähnlich aufgebaut wie die Datenbank „BEVOR“ über besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken, und es besteht die Möglichkeit, bei Ereignissen, die gleichzeitig als besonderes Vorkommnis gemeldet worden sind, auf detailliertere Informationen in der Datenbank „BEVOR“ zurückzugreifen.

Methodik der Auswertung

Zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten wird eine statistische Analyse der in dem festgelegten Beobachtungszeitraum erfaßten Ereignisse mit Betriebstransienten durchgeführt. Für die Durchführung einer frequentistischen statistischen Analyse sollten in der Regel fünf oder mehr Ereignisse aufgetreten sein. Dies ist bei der Anlage KRB-II-B und der identisch aufgebauten Anlage KRB-II-C nicht der Fall.

Um eine ausreichende statistische Basis zu erhalten, ist daher eine Verbreiterung des Beobachtungskollektivs aus weiteren vergleichbaren Anlagen notwendig. Damit wäre jedoch das Ziel, möglichst anlagen-spezifische Daten zu erhalten, nicht erreicht. Mit Hilfe subjektiver Wahrscheinlichkeitsmethoden ist es jedoch möglich, eine breitere Betriebserfahrung aus vergleichbaren Anlagen für die Gewinnung einer besser abgesicherten Aussage der Eintrittshäufigkeit von Ereignissen in der interessierenden Anlage zu nutzen. Hierzu wird in solchen Untersuchungen der Ansatz von Bayes benutzt. Er dient bei der Auswertung von Ausfallwahrscheinlichkeiten dazu, Lebensdauerbeobachtungen für technische Systeme in kohärenter Weise mit dem Wissen über die Lebens-

dauer dieser Systeme zu verbinden, das vor den Beobachtungen verfügbar war. Über den Ansatz von Bayes erhält man eine neue Wahrscheinlichkeitsfunktion (A-Posteriori-Verteilung), die eine Synthese zwischen der Einschätzung des Systemausfallverhaltens vor der Beobachtung (A-Priori-Verteilung) und dem Ergebnis der Beobachtung selbst darstellt.

Für die A-Priori-Verteilung werden die Verteilungsfunktionen der entsprechenden Ereignisart für andere Anlagen mit Siedewasserreaktoren verwendet. Das Ereignis „Notstromfall mit Ausfall aller Stromschienen und mißlungenem Abfangen auf Eigenbedarf“ ist in der bundesdeutschen Betriebserfahrung nur einmal bei einem Kernkraftwerk mit SWR und viermal, verteilt auf drei Kernkraftwerke mit DWR, berichtet worden. Aus diesen Beobachtungsdaten wurde mit Hilfe des nicht informativen Ansatzes von Bayes eine generische Verteilung für Kernkraftwerke allgemein ermittelt.

Ergebnisse

Die Erwartungswerte der hieraus berechneten Verteilungen für die Referenzanlage KRB-II-B sind in Bild 3.26 dargestellt. Diese Ergebnisse fließen dann in die weiteren Berechnungen der Ereignisabläufe im Rahmen der Sicherheitsanalyse des Kernkraftwerkes KRB-II-B ein.

*H. Holtschmidt
Abt. Betriebsauswertung*

3.10 Internationale Standardprobleme bei der Berechnung der Strahlenverhältnisse an Transportbehältern für abgebrannte Brennelemente

Der Transport von abgebrannten Brennelementen aus Kernkraftwerken ist länderübergreifend. Wiederaufarbeitungsverträge mit dem Ausland führen zu einer internationalen Verflechtung der Entsorgungsaufgaben. Die Anforderungen an die Transporte von radioaktiven Stoffen sind in den Transportvorschriften der International Atomic Energy Agency (IAEA) festgelegt. Inwieweit die Vorschriften eingehalten werden, wird jeweils in den einzelnen Ländern geprüft, wobei eine gegenseitige Anerkennung der Prüfungen vorgesehen ist. Von daher besteht ein Interesse daran, daß die Prüfungsmaßstäbe in den Ländern gleich sind und zu vergleichbaren Ergebnissen führen.

Vor diesem Hintergrund wurden im Rahmen der Zusammenarbeit mit der Organization for Economic Cooperation and Development (OECD) bereits Vergleichsrechnungen zur Kritikalitätssicherheit an Standardproblemen durchgeführt. Auf Anregung der GRS kam man überein, auch die Abschirmungs-Rechentechniken der verschiedenen Länder in einem internationalen Rechentest hinsichtlich ihrer Leistungsfähigkeit und ihrer Übereinstimmung in den Resultaten zu vergleichen. Es wurde eine Arbeitsgruppe gebildet, an der folgende Länder beteiligt sind:

Belgien
Bundesrepublik Deutschland
Finnland
Frankreich
Großbritannien
Italien
Japan
Kanada
Niederlande
Schweden
Schweiz
USA

Arbeitsprogramm für die Modellrechnungen

Als Teilnehmer aus der Bundesrepublik Deutschland hat die GRS einen Vorschlag für ein erstes Arbeitsprogramm des Rechenvergleiches ausgearbeitet. Der Vorschlag wurde von der internationalen Arbeitsgruppe angenommen und enthält sechs Modellprobleme für Abschirmrechnungen an Transportbehältern abgebrannter Brennelemente. Es wird mit einfachen Modellproblemen begonnen, die dann zunehmend komplexer werden und sich den tatsächlichen Verhältnissen immer mehr annähern. Einige Modellprobleme sind noch einmal unterteilt, so daß insgesamt elf verschiedene Abschirmprobleme hinsichtlich der Gamma- und Neutronenstrahlung radial und axial für verschiedenen Abstände durchzurechnen sind.

Das einfachste Modellproblem besteht aus einer vorgegebenen, homogenen Strahlenquelle in einem zylindrischen Stahlbehälter. Hierbei geht es darum festzustellen, inwieweit die einzelnen Teilnehmer am Vergleichstest mit den verschiedenen Rechenverfahren bei einer einfachen Aufgabenstellung zu einer gemeinsamen Basis finden können. Das Modellproblem wird dann um verschiedene Neutronenabschirmungen erweitert (Bild 3.27), wodurch die Geometrie und die Absorptionseigenschaften der Abschirmungen vielschichtiger werden. Die Berücksichtigung von Kühlrippen bedeutet eine weitere Annäherung des Modells an die tatsächlichen Verhältnisse.

Der nächste Schritt besteht in der Einbeziehung der Berechnung der Strahlenquelle. Anhand der Bestrahlungsgeschichte der Brennelemente ist die Strahlenquelle durch Abbrandrechnungen zu bestimmen. Dabei wird sowohl UO_2 - als auch MOX-Brennstoff betrachtet. Die GRS hat hierfür das Abbrandprogramm OREST eingesetzt und die Abbrandverteilung der Brennelemente in axialer Richtung zonenweise bestimmt (Bild 3.28). Durch die Berücksichtigung der Strukturen von Brennelement und Brennelementkorb im Transportbehälter werden die Modellprobleme weiter verfeinert.

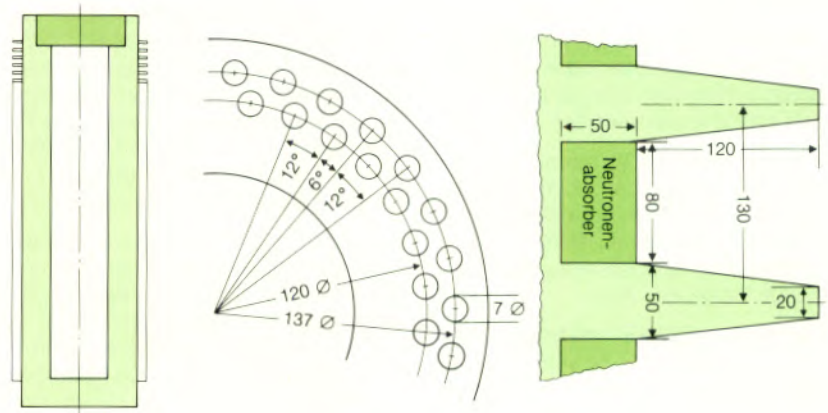


Bild 3.27: Schematische Darstellung eines einfachen Modellproblems mit seinen Erweiterungen

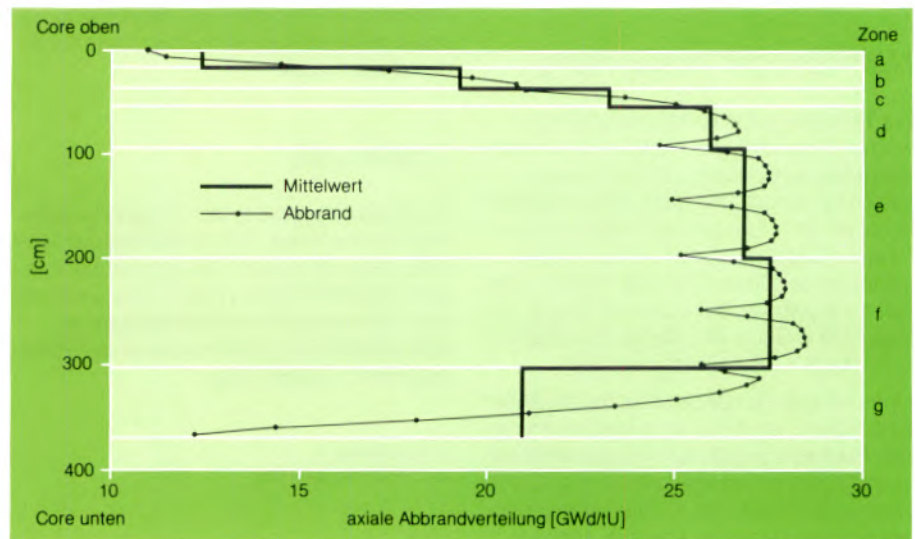


Bild 3.28: Axiale Abbrandverteilung der Brennelemente

Erkenntnisse aus dem Rechenvergleich

Von den verschiedenen Teilnehmern des Rechenvergleichs wurden für die Abschirmrechnungen folgende Rechenverfahren eingesetzt:

- Eindimensionale Transportverfahren (z. B. ANISN)

- Zweidimensionale Transportverfahren (z. B. DOT)
- Monte-Carlo-Verfahren (z. B. MCNP)
- Punkt-Kern-Verfahren (z. B. QAD)

Bereits die ersten Ergebnisse der Vergleichsrechnungen zum einfachen Modellproblem führten zu der Erkenntnis, daß die auftretenden Abweichungen der

Rechenergebnisse bei der Gammastrahlung mehr als einen Faktor 2 betrug und bei den Neutronen allgemein noch höher lagen (Bild 3.29). Angesichts der relativ großen Abschirmdicken sind diese Abweichungen zwar nicht überraschend, liegen aber deutlich über dem angestrebten Zielwert von 20%.

Eine erste Analyse der Ursachen für die relativ große Streubreite der Ergebnisse zeigt, daß den Wirkungsquerschnittsbibliotheken der einzelnen Rechenverfahren eine entscheidende Rolle zukommt und durch sie Unterschiede von einem Faktor 2 erklärt werden können.

Die Güte der geometrischen Modellierung des Problems ist abhängig von dem eingesetzten Rechenverfahren. Die typisch dreidimensionalen Probleme lassen sich mit eindimensionalen Rechenverfahren nur durch Näherungen erfassen, was zu entsprechenden Unsicherheiten der Ergebnisse führt. Hier erweisen sich die Monte-Carlo-Verfahren als überlegen, da sie geometrisch komplexe Strukturen bis ins Detail gut erfassen können.

Die Berechnung der geometrischen Schwächung der Strahlung mit dem Abstand von der Oberfläche des Behälters wird von den Teilnehmern des Rechenvergleichs unterschiedlich durchgeführt, wodurch Unterschiede von mehr als einem Faktor 4 entstehen.

Bei der Bestimmung der Strahlenquelle durch Abbrandrechnungen ist sowohl bei UO_2 - als auch bei MOX-Brennstoff die Übereinstimmung der Ergebnisse insgesamt befriedigend. Eine Ausnahme bildet hier allerdings die ermittelte Quellstärke der (α, n) -Neutronen, die in den Rechenergebnissen Abweichungen von mehr als einen Faktor 3 aufweist. Bei den vorliegenden Problemen ist der Beitrag der (α, n) -Neutronen zur Gesamt-Neutronenquellstärke mit ca. 2% relativ klein und damit für das Gesamtergebnis weniger von Bedeutung.

Nachdem die Unterschiede in den Ergebnissen der verschiedenen Rechnungen und ihre wesentlichen Ursachen aufgezeigt sind, ergibt sich für die Arbeitsgruppe die Frage nach der Wahrheit, d. h. wel-

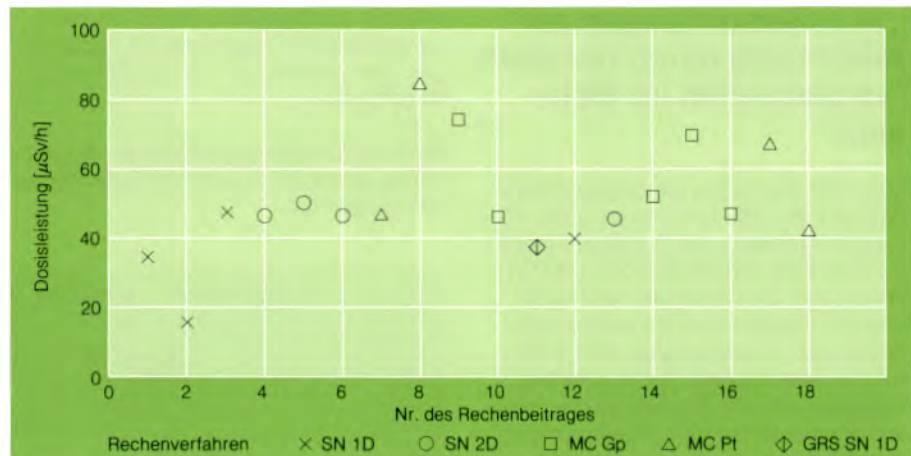


Bild 3.29: Berechnete Dosisleistungswerte der Neutronenstrahlung in radialer Richtung für ein einfaches Modellproblem (Eisenabschirmung mit Polyäthylenstäben)

ches der verschiedenen Verfahren dem tatsächlichen Wert am nächsten kommt. Die Arbeitsgruppe hat daher beschlossen, den Rechenvergleich auf die Berechnung der Dosisleistungen an einem realen Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente auszudehnen. Von diesem Behälter mußten ausreichend Meßdaten der Gamma- und Neutronen-Dosisleistung vorliegen und die Bestrahlungshistorie der Brennelemente genau bekannt sein. Ausgewählt wurde ein französischer Transportbehälter vom Typ TN 12 mit zwölf abgebrannten Brennelementen aus einem Druckwasserreaktor mit unterschiedlichen Abbränden.

Mit den Rechnungen zu dem experimentell ausgemessenen Transportbehälter wurde inzwischen in den einzelnen Teilnehmerstaaten begonnen, so daß weitere Erkenntnisse zur Optimierung der Abschirmrechnungen erwartet werden mit dem Ziel, die Rechenergebnisse auf internationaler Ebene anzunähern.

Zusammenfassung

Im Rahmen der OECD-Zusammenarbeit verglichen 12 Staaten ihre Methoden der Abschirmrechnungen an Transportbehältern für abgebrannte Brennelemente, um die gegenseitige Anerkennung der Prü-

fungsprozeduren bei länderübergreifenden Transporten abzusichern.

Die bisherigen Vergleichsrechnungen zu den Modellproblemen haben gezeigt, daß die in der internationalen Arbeitsgruppe eingesetzten verschiedenen Rechentechniken auch bei klar vordefinierten einfachen Modellproblemen große Unterschiede in den Ergebnissen produzieren. Die wesentlichen Einflußgrößen für die Abweichungen der Ergebnisse sind identifiziert worden. Durch Vergleichsrechnungen zu einem experimentell ausgemessenen Transportbehälter sollen Kriterien ermittelt werden, um die Verfahren hinsichtlich der Abschirmrechnung an Transportbehältern für abgebrannte Brennelemente zu optimieren und international anzunähern. Angesichts der künftig wachsenden Zahl an Transporten abgebrannter Brennelemente zwischen den einzelnen Ländern ist das gemeinsame Verständnis bei der Behandlung der auftretenden Strahlungsprobleme zu einem internationalen Anliegen geworden. Die GRS nimmt als einziger Vertreter aus der Bundesrepublik Deutschland weiterhin an den vereinbarten Vergleichsrechnungen teil, wodurch die Abschirmungs-Rechenverfahren der GRS weiter qualifiziert werden.

K. Gewehr
Abt. Brennstoffkreislauf

3.11 Untersuchungen zur Gefährdung durch nukleare Energiequellen im Welt-raum

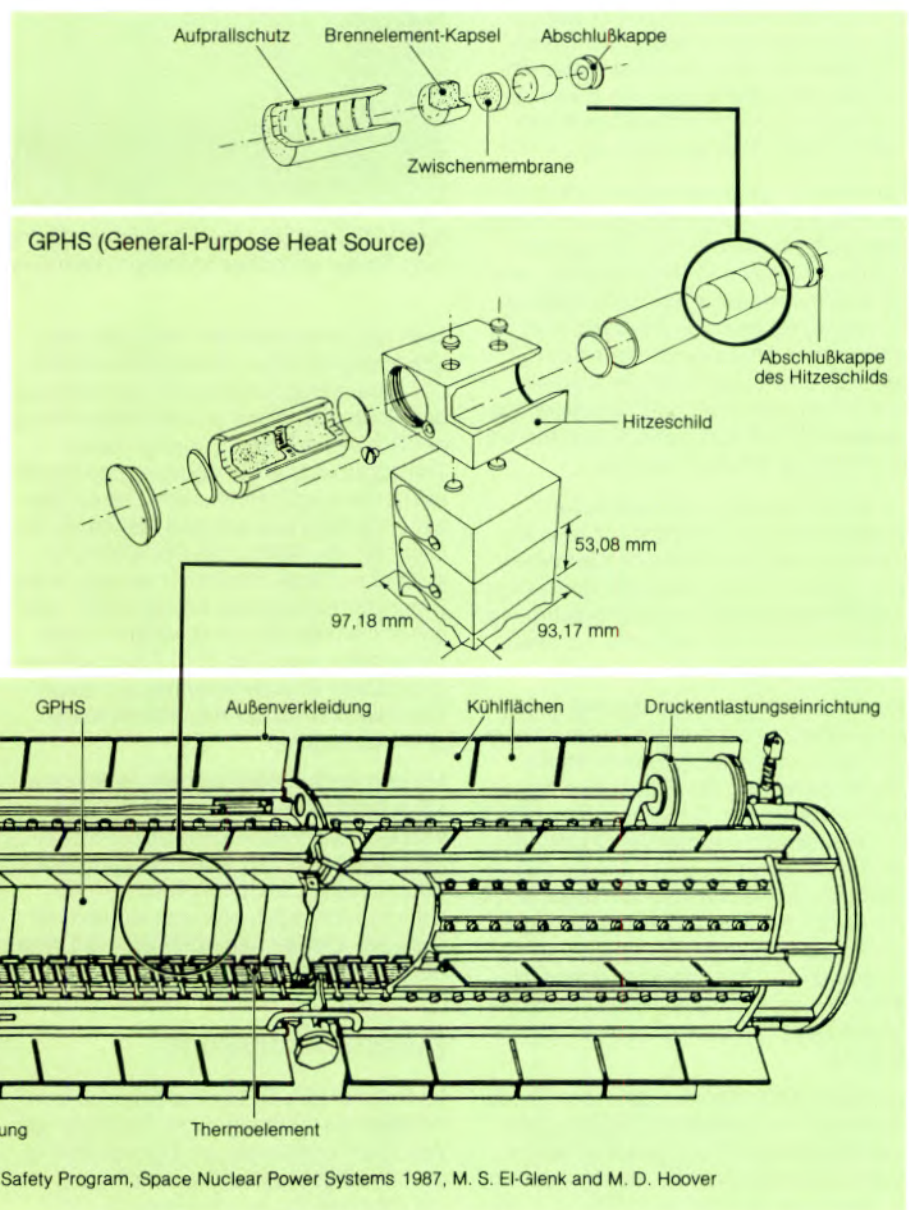
Mitte 1988 übernahm die Abteilung Strahlenschutz der GRS im Rahmen eines Forschungsvorhabens des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) die Aufgabe, die radiologische Gefährdung von Individuen durch den Einsatz von nuklearen Energiequellen im Welt-raum zu untersuchen. Zielsetzung des Vorhabens war, die Ergebnisse der Untersuchungen insbesondere als Argumentationshilfe bei der Diskussion in einer Arbeitsgruppe des Weltraumausschusses der Vereinten Nationen einzusetzen. Deren Aufgabe zu diesem Zeitpunkt war insbesondere die Erarbeitung von Kriterien bezüglich der Auslegung und des Einsatzes solcher Systeme. Das Vorhaben wurde in Zusammenarbeit mit dem Institut für Reaktortechnik und Raumflugtechnik (IfRR) der Technischen Universität Braun-

schweig durchgeführt, das für die bahnmekanischen Fragen und die Rechnungen zum Wiedereintritt der Systeme zuständig war.

Nukleare Energiequellen werden derzeit in zwei prinzipiell unterschiedlichen Systemen eingesetzt.

– Die USA benutzen sogenannte Radioisotopenbatterien (Radioisotope Generator, RTG), bei denen die thermische Energie des Alpha-Zerfalls von Plutonium-238 auf thermoelektrischem Wege in elektrischen Strom umgewandelt wird (Bild 3.30). Diese Systeme werden vorzugsweise auf interplaneta-

Bild 3.30: Schematische Darstellung einer Radioisotopenbatterie (RTG). Der Aufbau entspricht dem Stand der aktuell eingesetzten RTG



Quelle: Bennet, G. L., et. al.: Development and Implementation of a Space Nuclear Safety Program, Space Nuclear Power Systems 1987, M. S. El-Glenk and M. D. Hoover Editors, Orbit Book Company, Malabar, FL, 1988

ren Missionen eingesetzt, in denen die Energie von Sonnenzellen aufgrund des Abstandes von der Sonne nicht mehr sinnvoll genutzt werden kann. Ein Beispiel ist die im Herbst 1989 gestartete Sonde GALILEO, die mit entsprechenden Batterien ausgestattet ist. Auch europäische Missionen mit RTG werden diskutiert.

- Die UdSSR hat sich auf die Entwicklung von nuklearen Kleinreaktoren mit thermischen Leistungen von 50 bis 100 kW spezialisiert, die ebenfalls mit thermoelektrischem oder bei neueren Systemen thermionischem Verfahren die thermische Leistung in elektrischen Strom umwandeln (Bild 3.31). Die Systeme wurden bislang in Radar-Satelliten eingesetzt, die zur Ozeanüberwachung dienen. Aufgrund der hohen erforderlichen Leistung, der teilweise im Erdschatten verlaufenden Bahn und des darüber hinaus bei Sonnenzellen in dieser Bahnhöhe auftretenden großen Luftwiderstandes müssen auch hier nukleare Energiequellen eingesetzt werden. Diese Reaktoren werden nach ihrer Einsatzphase durch ein Bahnmanöver in eine höhere Umlaufbahn gebracht und dort abgeschaltet, damit die für das Abklingen der Spaltprodukte nötige Zeit zur Verfügung steht. Bekannt geworden sind diese Reaktoren insbesondere durch den Absturz eines Reaktors (KOSMOS 954) Ende der 70er Jahre in Kanada, das Verglühen von KOSMOS 1402 im Jahr 1982 und den drohenden Absturz von KOSMOS 1900 im Herbst 1988. Zu letzterem konnte in dem hier beschriebenen Vorhaben mit Zustimmung des BMFT unterstützende Zuarbeit für Bundesumweltminister und Bundesinnenminister geleistet werden.

Die USA diskutieren derzeit über Reaktoren für den Einsatz im Weltraum, die erheblich höhere thermische Leistungen haben sollen.

Gegenstand der Untersuchungen in dem Vorhaben war primär die radiologische Gefährdung von Personen durch den unfallbedingten Wiedereintritt einer nuklearen Energiequelle (Nuclear Power Source,

Nach Kuznetsov, V. A., et. al.:
Development and Construction
of the Thermionic Nuclear
Power Installation „TOPAZ“
(Übersetzung aus Atomnaya
Energiya, Vol. 36, no. 6, S. 1 –
16, Juni 1982)

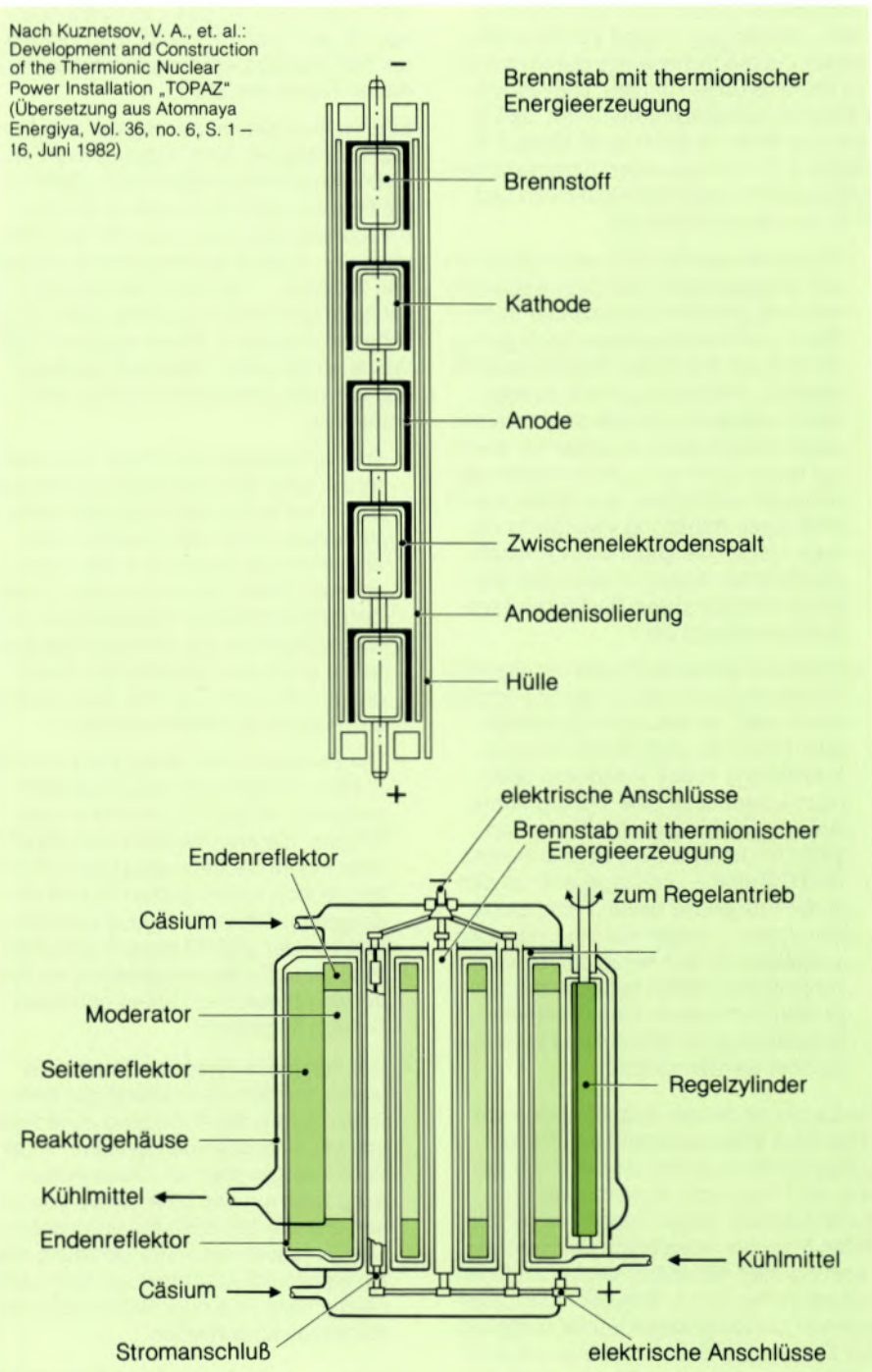


Bild 3.31: Schematischer Aufbau eines russischen Kleinreaktors mit thermionischer Energieumwandlung

NPS), wobei speziell die Personen in einem „unbeteiligten“ Land zu betrachten waren, die möglicherweise durch den Unfall betroffen sein könnten. Die Analyse möglicher Unfallszenarien zeigt, daß in verschiedenen Phasen einer Mission Ereignisse zu Freisetzungen führen können, wobei jedoch zwischen Reaktoren und RTG zu unterscheiden ist:

- Reaktoren werden erst nach Erreichen der vorgesehenen Bahn eingeschaltet; damit ist das Aktivitätsinventar in der Start- und Aufstiegsphase noch gering, es wird nur durch den Kernbrennstoff bedingt. Freisetzungen von radiologisch relevanten Stoffen sind somit im wesentlichen dann zu erwarten, wenn bei Bahnmanövern zum Erreichen der höheren Umlaufbahn ein Fehler auftritt oder diese Anhebung vollständig versagt. Gegen die Gefahr des Kritischwerdens bei einem Unfall in der Startphase müssen diese Reaktoren allerdings ausgelegt sein.
- Bei Radioisotopenbatterien ist das Aktivitätsinventar bereits in der Startphase vorhanden, so daß durch Explosion oder Brand der Antriebsstufen eine Freisetzung in der Startphase oder beim Einschuß in eine interplanetare Bahn Freisetzungen von Plutonium auftreten könnten. Die derzeit benutzten RTG sind – im Gegensatz zu den in der Frühphase dieser Technologie benutzten – gegen solche Ereignisse ausgelegt, so daß nur in den unwahrscheinlichen Fällen mit schweren Explosionen mit einer Zerstörung der Schutzhüllen der Plutonium-Pellets gerechnet werden müßte.

Da für die einzelnen Systeme keine umfassenden Informationen über Auslegungsdetails vorlagen, wurde beschlossen, die Untersuchungen modellhaft durchzuführen, dabei jedoch die verwendeten Systeme hinsichtlich thermischer Leistung oder Aktivitätsinventar als Orientierung zu benutzen. Bezüglich der untersuchten Unfallszenarien wurde aufgrund der Zielsetzung des Vorhabens und auch aufgrund der oben beschriebenen Eigenschaften der Reaktoren darauf verzichtet, solche Unfälle zu untersuchen, deren Aus-

wirkungen sich auf das Land beschränken, in dem gestartet wird, d. h. Unfälle bei den Startvorbereitungen bzw. in der ersten Phase des Starts.

Eine weitere Klassifizierung der möglichen Unfallarten führt dazu, daß der unfallbedingte Wiedereintritt einer NPS in die tieferen Luftschichten aus der Betriebsphase oder kurz nach der Betriebsphase – unabhängig von dem auslösenden Ereignis – bezüglich der radiologischen Auswirkungen als abdeckend angesehen werden kann. Dabei wurden für den Wiedereintritt eines Reaktors wiederum drei denkbare Wiedereintrittsszenarien unterstellt:

- Das vollständige Verglühen des Reaktors in einer Höhe zwischen 40 km und 80 km mit anschließender weltweiter Verteilung durch den Transport der entstehenden Aerosole in die Troposphäre. Dieses Szenarium kann bei der derzeitigen Reaktor-Auslegung als unwahrscheinlich, bei Radioisotopenbatterien unter sehr ungünstigen Bedingungen für einen Teil des Brennstoffs als möglich angesehen werden.
- Die Zerlegung des Reaktorbrennstoffs in kleine Partikel mit Durchmessern zwischen einigen 10 μm und einigen 100 μm , die anschließend als „Sand“ über einem flächenmäßig beschränkten, jedoch relativ großen Gebiet niedergehen. Diese Zerlegung wird bei den von der UdSSR derzeit benutzten Reaktoren für den unfallbedingten Wiedereintritt durch ein entsprechendes System angestrebt.
- Der kompakte Wiedereintritt des Systems, bei dem der Aufprall auf dem Boden durch die Auslegung abgedeckt und ein Eingraben des Systems in den Boden vorgesehen ist. Diese Auslegung wird von den USA für die von ihnen diskutierten Systeme vorgesehen. Hier ist jedoch eine Beschädigung des Systems beim Auftreffen auf sehr harte Flächen wie Fels oder Beton nicht vollständig auszuschließen.

Die derzeitige Auslegung von RTG läßt für das Wiedereintrittsverhalten der Brennstoff-Kapseln erwarten, daß diese auf-

grund des sie umgebenden Graphit-Mantels, der als Hitzeschutz wirkt, nicht verglühen, sondern intakt auf die Erde prallen. Bei Auftreffen auf Fels ist jedoch auch hier eine Beschädigung möglich. Falls der Graphit-Mantel durch eine Explosion zerstört wird, würden die Kapseln jedoch verglühen und das Plutonium als Aerosol freigesetzt. Dies gilt auch für zwei noch in hohen Umlaufbahnen befindliche RTG, die für Verglühen ausgelegt sind.

Auf der Grundlage des mit dem Code ORIGEN II ermittelten radioaktiven Inventars für einen Reaktor mit 50 kW thermischer Leistung wurden für die unterschiedlichen Szenarien des Reaktors die möglichen Individualdosen mit hierfür geeigneten Rechenverfahren ermittelt.

Es zeigt sich, daß die resultierenden Dosen aus dem vollständigen Verglühen eines Kleinreaktors relativ niedrig sind; sie liegen im Bereich von 10 μSv effektive Dosis, integriert über die Lebensdauer eines Individuums für alle Expositionspfade (Bild 3.32). Allerdings ist die theoretisch resultierende Kollektivdosis relativ hoch, da die Aktivität weltweit verteilt wurde und damit die gesamte Weltbevölkerung dieser geringen Dosis ausgesetzt ist.

Bei der Zerlegung in kleine Partikel während des Wiedereintritts wird die betroffene Bevölkerung insbesondere durch die externe Bestrahlung aufgrund dieser Teilchen exponiert. Unter Simulation der Verteilung der Partikel und einer modellierten Simulation des Aufenthalts der Personen in einem Gebiet werden für die Einzelperson Dosen im Bereich von einigen 10 μSv im ersten Jahr errechnet. Allerdings können bei ungünstigen Lagen von Partikeln durchaus Dosen im Bereich von 1 mSv im ersten Jahr, bei zufälligem, längerem Hautkontakt erheblich höhere Dosen erreicht werden.

Der kompakte Wiedereintritt eines Reaktorsystems erfordert im engen Bereich um den Reaktor kurzfristig Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung, da bereits der kurze Aufenthalt in der unmittelbaren Nähe zu letalen Dosen führen kann. Bei Zerstörung des Systems können flüchtige Spaltprodukte freigesetzt werden, die zwar keine direkten Notfallschutzmaßnah-

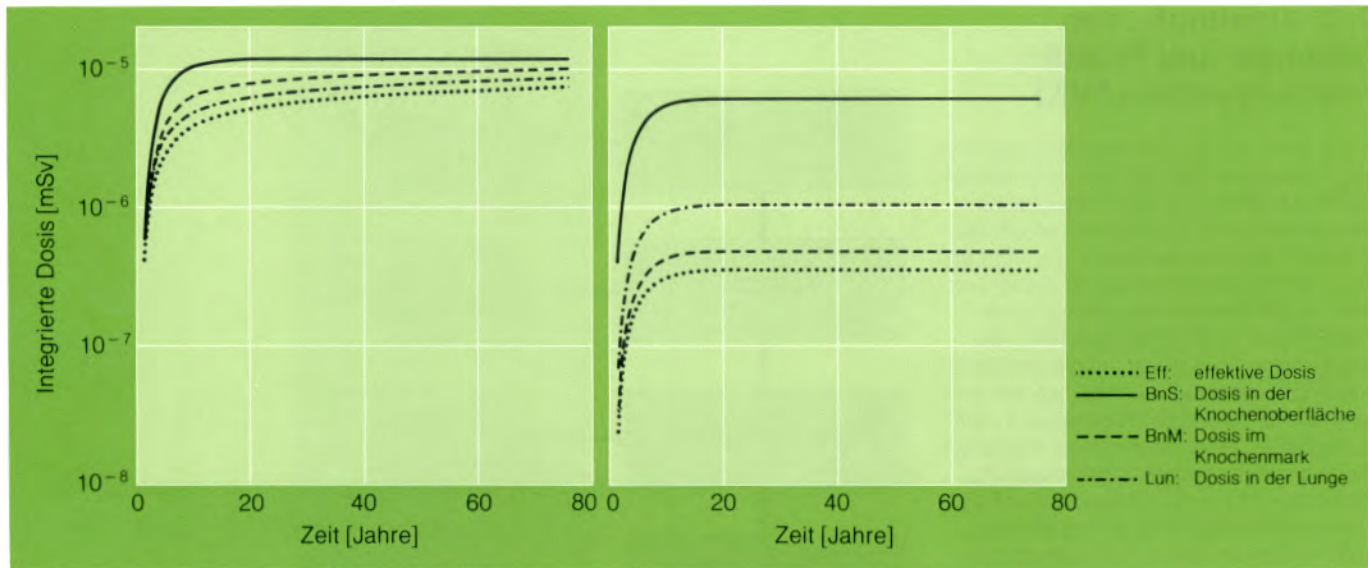


Bild 3.32: Gegenüberstellung der Ergebnisse von Modellrechnungen zur Ermittlung der Strahlenexposition aus der aerosolförmigen Freisetzung des Radionuklidinventars eines 50-kW-(therm.)-Reaktors nach einem Jahr Betrieb (links) und einer Freisetzung von $3,7 \cdot 10^{10}$ Bq Plutonium-238 (rechts). Freisetzungshöhe 40 km, homogene globale Verteilung. Die Ergebnisse berücksichtigen die Dosisbeiträge aus inkorporierten Radionukliden.

men erfordern, jedoch Verzehrverbote und gegebenenfalls Dekontaminationsmaßnahmen in einem begrenzten Gebiet um den Absturzort notwendig machen können.

Für den Wiedereintritt eines RTG wurde – da einerseits die Ergebnisse bezüglich des Inventars skalierbar sind, andererseits Informationen über zu erwartende Freisetzungsmengen nicht vorlagen – eine Rechnung für die Freisetzung von $3,7 \cdot 10^{10}$ Bq (1 Ci) Plutonium-238, dies ist ein kleiner Bruchteil des Gesamtinventars, in Form von inhalationsfähigen Aerosolen durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen, daß bei unterstellter weltweiter Verteilung dieser Menge die resultierenden effektiven Dosen für eine Einzelperson etwa um einen Faktor 5 bis 10 unter den Dosen des vergleichbaren Reaktorszenarios liegen; die Dosen für spezielle Organe, in denen sich Plutonium ansammelt, liegen sogar in der gleichen Größenordnung. Die Dosen für Plutonium, das z. B. bei einem Absturz aus zerstörten Brennstoff-Kapseln freigesetzt werden kann,

konnten aufgrund nicht ausreichender Daten im Rahmen dieses Vorhabens nicht abgeschätzt werden.

Ergänzend muß darauf hingewiesen werden, daß in dem hier vorgestellten Vorhaben für die durchgeführten Untersuchungen wegen der hierfür nicht verfügbaren Daten keine probabilistische Analyse vorgesehen werden konnte.

Die im Rahmen dieses Vorhabens gewonnenen Ergebnisse wurden im November 1989 im Rahmen eines vom BMFT finanzierten internationalen Workshops in der GRS Köln vorgestellt und diskutiert. Bei diesem Workshop waren Spezialisten aus allen wichtigen Raumfahrt treibenden Nationen vertreten; z. B. nahmen drei Fachleute aus den USA, vier aus der UdSSR, weitere aus Frankreich, Großbritannien, Schweden sowie der IAEA teil. Insbesondere konnten die Schlußfolgerungen, die von den Mitarbeitern der GRS und der TU Braunschweig gezogen worden waren, vorgestellt und diskutiert, in einigen Fällen aufgrund der Diskussion abgestimmt werden.

Diese Ergebnisse wurden durch den BMFT in die Diskussion der bereits oben erwähnten zuständigen Arbeitsgruppe für die Vorbereitung der technischen Prinzipien der Nutzung von NPS im Weltraum eingebracht. Unter anderem aufgrund der insgesamt veränderten politischen Lage, der vorbereitenden Papiere, der engen während des Workshops geknüpften Kontakte und nicht zuletzt aufgrund der engagierten Diskussionsführung und der allgemeinen Bereitschaft gelang es im Februar 1990 in New York, ein seit etwa 10 Jahren diskutiertes Prinzip zu den technischen Bedingungen des Einsatzes von NPS im wissenschaftlich-technischen Unterausschuß des Weltraumausschusses zu einem Konsens zu führen.

Der Rechtsunterausschuß des Weltraumausschusses hat sich dem Konsens in seiner Sitzung in Genf im April dieses Jahres angeschlossen.

W. Pfeffer
Abt. Strahlenschutz

3.12 Abfallfluß-, Verfolgungs- und Produkt-Kontrollsystem (AVK)

Am 4. April 1989 wurde vom Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) die „Richtlinie zur Kontrolle radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, die nicht an eine Landessammelstelle abgeliefert werden“ im Bundesanzeiger veröffentlicht¹⁾. Die GRS hat im Auftrage des BMU die technischen Grundlagen zu dieser Richtlinie für die Kontrolle bei Anfall, Konditionierung und Lagerung der radioaktiven Abfälle erarbeitet. Wesentlicher Bestandteil der Richtlinie ist in diesem Zusammenhang die Verpflichtung der Abfallverursacher, eine Abfallflußkontrolle durchzuführen und im Rahmen dieser Kontrollmaßnahmen – entgegen bisher geübter Praxis – eine nuklidspezifische Aktivitäts-Deklaration für Rohabfälle, vorbehandelte und konditionierte Abfälle vorzunehmen.

Zur Erfüllung dieser Anforderungen haben die Betreiber der Kernkraftwerke im Jahre 1988 mit Entwicklung und Aufbau eines dezentralen, aber einheitlichen, rechnergestützten Dokumentationssystems für radioaktive Abfälle, des sogenannten **Abfallfluß-, Verfolgungs- und Produkt-Kontrollsystems (AVK)** begonnen. Das AVK soll in allen Kernkraftwerken eingesetzt werden und eine einheitliche Dokumentation der vorhandenen und zukünftig anfallenden radioaktiven Abfälle sicherstellen. Bis Ende 1989 wurden mit dem Programm MADA, **M**odul zur **A**bfall**d**aten**a**ufnahme des AVK, dessen Entwicklung bereits 1988 abgeschlossen werden konnte, ca. 40 000 Abfallgebinde rechnergestützt erfaßt.

Die GRS ist seit 1989 an der Entwicklung des AVK beteiligt und hat die Aufgabe übernommen, einen Programm-Modul zur Erfüllung der Anforderungen an die Aktivitäts-Deklaration und an die Produktkontrolle zu entwickeln. Aufbau und Aufgaben des AVK werden nachfolgend kurz beschrieben.

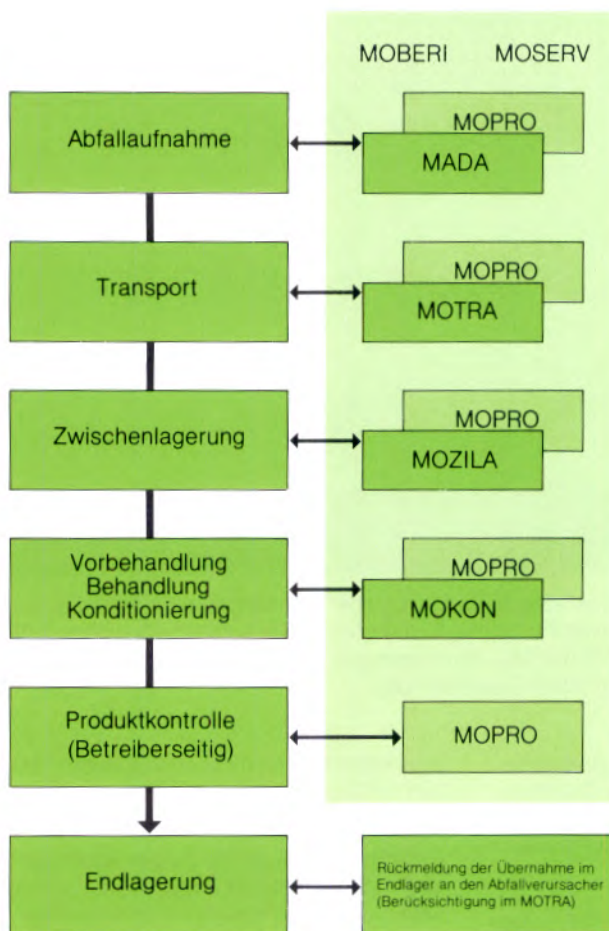


Bild 3.33: Zuordnung der AVK-Module zum Abfallfluß

Aufgabe und Aufbau des AVK

Das AVK hat die Aufgabe, radioaktive Abfälle, die als Rohabfälle, Zwischenprodukte, Abfallprodukte oder in endkonditionierter Form als Abfallgebinde vorliegen können, hinsichtlich ihrer verschiedenen Zustände zu beschreiben, zu dokumentieren und von der Entstehung bis zur Übernahme in ein Endlager des Bundes zu verfolgen. Mit dieser Dokumentation soll der gesamte Entsorgungsweg des Abfalls bis zum jeweils aktuellen Zustand nachvollziehbar sein.

Teilnehmer des AVK sind alle Kernkraftwerksbetreiber, die Gesellschaft für Nuklear-Service (GNS) als Konditionierer und

Spediteur sowie die Betreiber der Zwischenlager. Das Zusammenspiel der AVK-Teilnehmer wird durch Ablaufreglungen organisiert. Die Datenerfassung und Datenhaltung erfolgt mit einem EDV-System, das für dezentralen PC-Einsatz konzipiert und modular aufgebaut ist. Die Zuordnung der AVK-Module zu den Stationen des Abflusses ist in Bild 3.33 gezeigt.

¹⁾ Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU): Bekanntmachung der Richtlinie zur Kontrolle radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, die nicht an eine Landessammelstelle abgeliefert werden. Bundesanzeiger, Jahrgang 41, Nummer 63a, 4. April 1989

Für die Abfallfluß-Verfolgung werden die Module zur Abfalldatenaufnahme (MADA), zum Transport (MOTRA), zur Zwischenlagerung (MOZILA) und zur Konditionierung (MOKON) entwickelt. Für das Berichts- und Servicewesen wird der Modul MOBE-RI bzw. MOSERV und für die betreiberseitige Produktkontrolle durch die GRS der Modul MOPRO entwickelt.

Bestandteil des Produktkontrollmoduls ist die im Rahmen der Abfallfluß-Verfolgung durchgeführte Aktivitätsbestimmung der Abfälle. Dieser Bestandteil wurde vor dem Einsatz im AVK in einem eigenständigen PC-Programm ERNA (**E**rmittlung der **R**adionuklid-Zusammensetzung **N**uklearer **A**bfälle) bis Ende 1989 realisiert. Damit steht schon vor Inbetriebnahme des AVK in den Kernkraftwerken ein PC-Programm zur Aktivitätsbestimmung zur Verfügung, und die Erfahrungen mit diesem Programm können in die MOPRO-Entwicklung einfließen.

PC-Programm ERNA

Die in der BMU-Richtlinie geforderten nuklidspezifischen Aktivitätsangaben sind für alle Radionuklide erforderlich, deren Aktivitätswert über festgelegten Deklarationsgrenzen liegt und die zu den Leitnukliden zu zählen sind. In Anlage 9 der Richtlinie sind Deklarationsgrenzen und Leitnuklide festgelegt.

Zu den Leitnukliden zählen neben gut meßbaren Gammastrahlern, wie Co-60, Cs-137 oder Cs-134, auch meßtechnisch nur sehr schwer nachweisbare Radionuklide, wie C-14, Sr-90 oder J-129. Da in der Praxis die Bestimmung des Aktivitätsinventars für alle möglicherweise relevanten Leitnuklide über Messungen einen erheblichen und in der Praxis nicht vertretbaren Aufwand bedeuten würde, sind gemäß BMU-Richtlinie Abschätzungen des nuklidspezifischen Aktivitätsinventars über sogenannte Leit- zu Schlüsselnuclidkorrelationen zugelassen.

Derartige Korrelationen hat die GRS anhand einer systematischen statistischen Analyse von Meßwerten aus Betriebsabfällen aus bundesdeutschen und amerika-

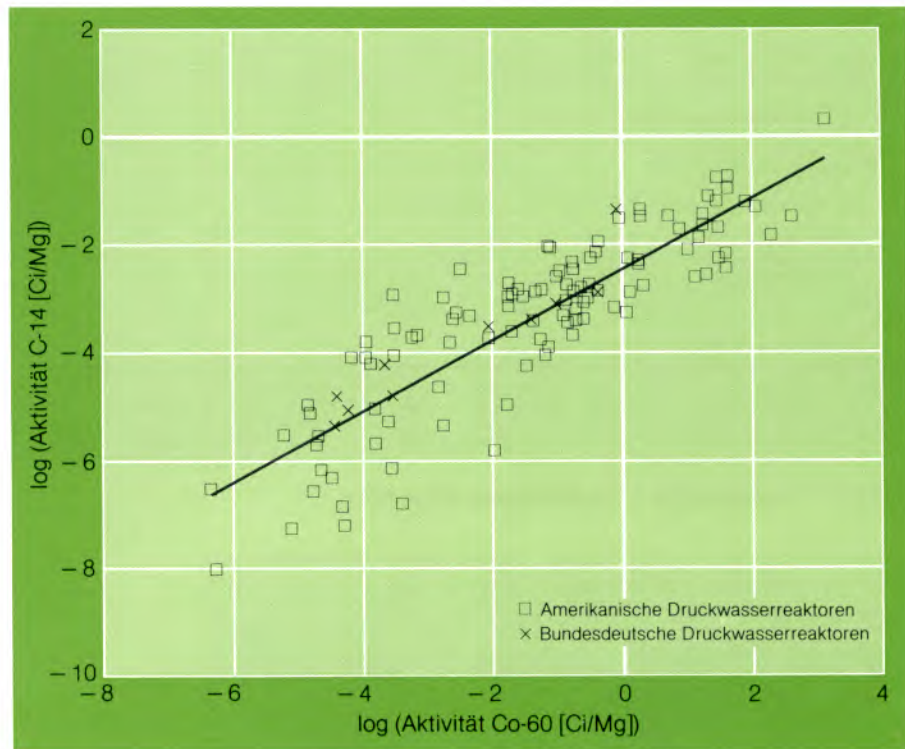


Bild 3.34: Ergebnis der Korrelationsanalyse zwischen C-14 und Co-60

nischen Druck- und Siedewasserreaktoren abgeleitet. Es wurde die Korrelation schwer meßbarer Leitnuklide zu den leicht meßbaren Schlüsselnucliden Co-60 und Cs-137 untersucht. In Bild 3.34 ist das Ergebnis einer derartigen Analyse für die Korrelation zwischen C-14 und Co-60 gezeigt.

Basierend auf diesem Verfahren wurde unter Verwendung der ermittelten Korrelationsparameter das PC-Programm ERNA entwickelt, das in einfacher und praxisgerechter Weise Nuklidinventare für Abfallgebäude berechnet. Bei Eingabe der Aktivität der Schlüsselnuclide Co-60 und Cs-137 werden mit dem Programm die Aktivitäten der übrigen relevanten Leitnuklide sowie der Kernbrennstoffgehalt des Abfalls berechnet.

In Bild 3.35 ist ein Beispiel für eine Eingabemaske gezeigt, wie sie das Programm zur Dateneingabe zur Verfügung stellt. Die dort angegebenen Werte für die Aktivi-

tät der Schlüsselnuclide Co-60 und Cs-137 können z. B. durch eine gamma-spektrometrische Messung in Kombination mit einer Dosisleistungsmessung an der Oberfläche des Abfallgebüdes ermittelt werden.

Nach Eingabe der gezeigten Daten kann mit dem Programm das in Bild 3.36 gezeigte Radionuklidspektrum sowie der Kernbrennstoffgehalt des Abfallgebüdes berechnet und z. B. als Bestandteil der Transportbegleitspapiere ausgegeben werden. Die Ergebnisausgabe in Bild 3.36 gibt in der ersten Zeile die Programmversionsnummer sowie das aktuelle Datum an. Anschließend werden die Eingabedaten, die berechnete Gesamtaktivität und die Tritium-Konzentration in der Restfeuchte des Abfalls dokumentiert. In dem fiktiven Beispiel wurden die Werte für die Co-60- und Cs-137-Aktivität am 15. 1. 1990 gemessen und in der Einheit Bq/Mg eingegeben. Das unter den Eingabedaten aufgeli-

Parameter	Daten	Löschen	Ausgabe	Ende
Gebindekennzeichnung: FASS_004				
Masse:	450.0	[kg]		
Restfeuchte:	5.0	[Gew %]		
Datum Anfall:	20.08.89	[dd/mm/jj]		
Co60-Aktivität:	1.50E 10	[Bq/Mg]		
Cs137-Aktivität:	2.70E 9	[Bq/Mg]		
Datum Messung:	15.01.90	[dd/mm/jj]		
Einzelnuklide/Σα: Nein				
Zum nächsten Datensatz mit Bild + und mit ESC zurück zur Auswahl				
F1:	Hilfe	F10:	Abspeichern	Reaktortyp: DWR

Bild 3.35: Eingabemaske für die Dateneingabe in ERNA

ERNA V 1.1 04-04-1990 12:05				Seite 1
Gebindekennzeichnung: FASS_004				
Datum des Abfallanfalls:	20.08.1989	[dd.mm.jjjj]		
Messdatum :	15.01.1990	[dd.mm.jjjj]		
Abfallmasse :	450.000	[kg]		
Co 60-Aktivität :	1.5E+10	[Bq/Mg]	Messung	
Cs137-Aktivität :	2.7E+09	[Bq/Mg]	Messung	
Cs137/Co 60-Verhlt. :	0.180		Rechnung	
Gesamt-Aktivität :				
Beta/Gamma :	1.4E+10	[Bq/Geb]		
Alpha :	9.4E+04	[Bq/Geb]		
H 3-Konz. :	9.2E+09	[Bq/cbm]	Rechnung	
(in der Restfeuchte beim Abfallanfall)				
Restfeuchte :	5.000	[Gew %]	Messung	

Nuklidinventar in [Bq/Geb] am 04.04.1990				

Nuklid	Erwartungs- wert [Bq/Geb]	Prognose- wert [Bq/Geb]		
H 3	2.0E+08	3.2E+08		
C 14	6.5E+07	5.4E+08		
Fe 55	1.1E+09	2.5E+10		
Co 60	6.6E+09		Messung	
Ni 63	1.6E+09	2.3E+10		
Sr 90	1.1E+06	5.5E+07		
Nb 94	3.7E+05	7.8E+06		
Ru106	3.3E+08	4.3E+10		
Ag108m	1.4E+06	1.3E+07		
Cd113m	1.5E+08	1.4E+09		
J 129	6.8E+01	1.9E+03		
Cs134	9.1E+08	3.2E+09		
Cs137	1.2E+09		Messung	

U 235	5.8E+02	1.7E+05		
Pu238	4.2E+04	2.1E+06		
Pu239	2.6E+04	1.4E+06		
Pu241	9.8E+06	7.0E+08		
Pu242	4.6E+02	3.3E+04		
Am242m	9.3E+02	6.6E+04		

sonst. Beta/Gam.	1.8E+09	1.3E+10		
sonst. Alpha	2.3E+04	1.8E+06		

Kernbr.- stoff	7.5E-03	2.2E+00	[g/Geb]	

Bild 3.36: Ergebnisausgabe von ERNA

stete Nuklidinventar ist in der Einheit Bq/Gebinde angegeben und wurde für den 22. 3. 1990 berechnet.

Die gemessenen Aktivitätswerte der Schlüsselnuklide Co-60 und Cs-137 sind auf das gültige Datum und die Einheit Bq/Gebinde umgerechnet und mit der Anmerkung Messung versehen. Für alle übrigen Radionuklide werden zwei Aktivitätswerte angegeben. Unter der Überschrift Erwartungswert ist der Mittelwert angegeben, während die Spalte Prognosewert den oberen Grenzwert enthält, der aufgrund der Unsicherheit des Schätzverfahrens den tatsächlichen Aktivitätswert mit einer Prognosesicherheit von 95% abdeckt.

Ausblick

Das für das AVK in Entwicklung befindliche MOPRO wird den Leistungsumfang von ERNA umfassen und eine zusätzliche Möglichkeit zur Kontrolle des berechneten Aktivitätsinventars der Abfälle beinhalten. Mit dieser Kontrollfunktion kann z. B. überprüft werden, ob ein Abfallgebäude hinsichtlich seines Aktivitätsinventars den vorläufigen Endlagerbedingungen für die Schachtanlage Konrad²⁾ genügt oder für welche Radionuklide die Deklarationsgrenzwerte der BMU-Richtlinie überschritten sind.

Die Entwicklung des AVK mit dem oben dargestellten Leistungsumfang soll bis Mitte 1990 abgeschlossen werden.

²⁾ Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB): Anforderungen an endzulagernde Abfälle (Vorläufige Endlagerungsbedingungen, Stand Mai 1989)
– Schachtanlage Konrad – Braunschweig, Mai 1989

3.13 Veröffentlichungen, Vorträge



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:

GRS:
Untersuchungen zum Realismus der Radioökologie-
modelle
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlen-
schutz“, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Natur-
schutz und Reaktorsicherheit, BMU-1989-212

Austregesilo, M., J. E. Miró, Z. Jakubowski und T. Vog-
genberger:
Modelling of a Pressurized Water Reactor within the
German Nuclear Power Plant Analyser
Proceedings of the 1989 Eastern Multiconference/
Simulators VI; Tampa, 28. – 31. 3. 1989

Bachmann, P., P. Gruner, J. Jonczyk und W. Kuntze:
Sicherheitstechnische Analysen von Rohrleitungen bei
Belastungen aus äußeren Einwirkungen und bei unvor-
hersehbaren Betriebs- und Störfalllasten
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit, BMU-1989-237

Beraha, D., und O. Lupas:
Fast Three-Dimensional Core Model for Digital Control
in Boiling Water Reactors
Nuclear Science and Engineering 104, 1990

Beraha, D., und T. Voggenberger:
Fundamentals and Main Features of the German NPA-
Project ATHLAS
Proceedings of the 1989 Eastern Multiconference/
Simulators VI, Tampa, 28. – 31. 3. 1989

Bieniussa, K., und H. Reck:
Load Levels, Stresses, Failure Modes and Design Cri-
teria
Jül-Conf-71, April 1989

Birkhofer, A.:
Perspektiven der Energieversorgung
Der Wissenschaftlich-Technische Beirat der Bayeri-
schen Staatsregierung, S. 28 – 34

Birkhofer, A.:
Reaktorsicherheitsforschung – Schwerpunkte und
Perspektiven
Energiewirtschaftliche Tagesfragen 1/2, 1989

Birkhofer, A.:
Anlageninterner Notfallschutz
Schriftenreihe „Technik und Wissenschaft“, Bd. 57,
1989

Birkhofer, A.:
Nationale und internationale Sicherheitsforschung
atw 8/9, 1989

Birkhofer, A.:
Risikoversorge in der Kerntechnik
Festschrift für Rudolf Lukes zum 65. Geburtstag,
Hrsg.: H. Leßmann, B. Großfeld, L. Vollmer, Carl Hey-
manns Verlag 1989

Bracht, K., und H.-G. Friederichs:
Maßnahmen zur Reduzierung der Folgen schwerer
Unfälle: Zusammenfassende Bewertung der Ergebnis-
se BMI-geförderter Studien
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlen-
schutz“,
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit, BMU-1989-226

Firnhaber, M., und W. Ch. Müller:
Vergleichsrechnung (DSP) Nr. 9 „Dynamisches Struk-
turverhalten einer Rohrleitung mit Rückschlagventil
bei Blowdown“ – Vergleichsbericht
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlen-
schutz“,
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit, BMU-1989-225

Grebner, H., und A. Höfler:
Analysis of a Pipe Elbow with Longitudinal Through-
Crack
Nuclear Engineering and Design, 114, 1989

Grebner, H., A. Höfler und O. Haber:
Elastic Plastic Finite Elements Calculations of a Crack-
ed Piping System and Leak Rate Evaluations
International Journal of Pressure Vessels & Piping,
40/1989

Haber, O., H. Grebner und A. Höfler:
Application of Conformal Mapping for Mesh Genera-
tion in Two-Dimensional Elasto-Plastic Fracture Me-
chanics Problems
Engineering Fracture Mechanics, Vol. 33, No. 6, 1989

Hauptmanns, U., und P. Hömke:
Bayesian Estimation of Failure Rate Distributions for
Components in Process Plants
I&EC Research, American Chemical Society, Vol. 28,
No. 11, 1989

Jahn, H., G. Weber und T. v. Pham:
Description of the Mod 2/85 Versions of the RALOC/
FIPLOC Family
Part 1: Code System Including Appendices A and B
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlen-
schutz“,
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit, BMU-1989-213

Jahn, H., B. Hüttermann und B. Schwinges:
Analytical Methods for the Prediction of Hydrogen Di-
stributions in Reactor Containments
Kerntechnik, Vol. 54, No. 3, 1989

Kafka, P.:
Insights from the German Risk Study in the Light of the
Reported Comments on NUREG 1150
Proceedings of SMIRT-10, 1989

Kafka, P.:
Zuverlässigkeit mechanischer Komponenten, Struktu-
ren und Systeme – Methoden und ihre Anwendung –
VDI-Tagungsband TTZ 89, 1989

Kunitz, Harald:
A New Class of Bathtub-Shaped Hazard Rates and its
Application in a Comparison of two Test Statistics
IEEE Trans. Reliability, Vol. 38, 1989

Langhans, J.:
Fast Breeder Reactor Building, Severe Accident Load-
ing and Ultimate Capacity
Nuclear Engineering and Design, 117/1989

Langhans, J.:
Comparison of CONTAIN Results with Experimental
PHDR-Data
Proceedings of SMIRT 10, 1989

Maqua, M., und K. Kotthoff:
Betriebsverfahren bei Vorträgen des NATO/CCMS
17th ITM on Air Pollution Modeling and its Application
Mitteilungen der Deutschen Meteorologischen Gesell-
schaft 1/90

Maßmeyer, K., und M. Möllmann (KFA):
Zusammenfassung der Vorträge des NATO/CCMS
17th ITM on Air Pollution Modeling and its Application
Mitteilungen der Deutschen Meteorologischen Gesell-
schaft 1/90

Nolte, W., H. Burger (KWU) und E. Kersting:
Accident Management Measures for BWR Plants 69
CSNI Report 158/1989

Prock, J.:
Anlageninterne Maßnahmen bei schweren Störfällen,
Bericht über das 13. GRS-Fachgespräch
atw 34, Dezember 1989

Prock, J.:
Meßfehlererkennung in dynamischen Systemen
VDI-Bericht 723/1989

Prock, J.:
Sensor Fault Detection in Dynamical Systems
Proceedings IAEA-NPPCI Specialists' Meeting on Ear-
ly Failure Detection and Diagnosis in Power Plants

Prock, J.:
Ein allgemeines Konzept zur online-Meßfehlererken-
nung in dynamischen Systemen mittels analytischer
Redundanz
Automatisierungstechnik 37/1989

Riedel, U.:
Tagungsbericht „Regulatorische Praktiken im Vergleich“
Bericht über das Symposium über regulatorische Praxis und sicherheitstechnische Regeln für Kernkraftwerke vom 7. – 10. 11. 1988 in München
atw 1/1989

Röwekamp, M., et al.:
The Concept of Fractals Applied to Electrically Conducting Composites
Materials Science Forum 42/1989

Röwekamp, M., et al.:
Fraktale angewandt auf elektrisch leitende Komposit-Werkstoffe
Mair/Roth: Elektrisch leitende Kunststoffe, Carl-Hanser-Verlag, 2. Ausgabe 1989

Romstedt, P.:
A Split-Matrix Method for the Numerical Solution of Two-Phase Flow Equations
Nuclear Science and Engineering 104/1990

Saglietti, F.:
The Impact of Voter Granularity in Fault-Tolerant Software on System Reliability and Availability
Informatik-Fachberichte Nr. 214, 1989, Springer-Verlag

Sunder, R., R. Heinbuch, J. Irlbeck und D. Wach:
MCP Shaft Crack Detection in the Isar-2 Nuclear Power Plant by Frequency-selective Vibration Monitoring
Power Plant Engineering 4/1989

Sunder, R., D. Wach, R. Heinbuch und J. Irlbeck:
Erkennung eines HKP-Wellenanrisses im Kernkraftwerk Isar-2 durch frequenzselektive Schwingungsüberwachung
VGB Kraftwerkstechnik 4/1989

Velkov, K., D. Beraha und O. Lupas:
Real-Time Three Dimensional Core Model
Atomnaya Energiya, Vol. 67, 3, 1989

Velkov, K., D. Beraha und O. Lupas:
Nodal Complying Coefficients in the Reactor Model SHUTTLE
Atomnaya Energiya (Nuclear Energy) 76, 3/1989

Weber, G., und J. Huber:
Vergleich einer FIPLOC-M- mit einer FIRAC-Aerosolrechnung zum Störfall Erdbeben mit Lösungsmittelbrand
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1989-227



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:

Austregesilo, H., und R. Kirmse:
Analysen von Dampferzeugerlecks für den Druckwasserreaktor WWER 440 mit dem Programm ATHLET
Informationsveranstaltung zum GRS-Fachgespräch, Garching, 25. 10. 1989

Azodi, D., und J. Sievers:
Numerische Simulation langer Rißfortschritte mit der Finite-Elemente-Methode
Jahrestagung Kerntechnik, Düsseldorf, 9. – 11. 5. 1989

Azodi, D., und J. F. Kalthoff (Uni Bochum):
Experimental-Computational Determination of Crack Propagation Values for Ductile Steels
1989 ASME Pressure Vessel and Piping Conference, Honolulu, 23. – 27. 7. 1989

Azodi, D.:
On some Recent Advances in Rapid Crack Propagation in Ductile Steels in FR Germany
OJI International Seminar on Dynamic Fracture, Toyohashi 1. – 4. 8. 1989

Bachner, D.:
Informationen zur Lagebeurteilung – KFÜ und Ausbreitungsmodellierung
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von folgenschweren Ereignissen – Nottfallschutz außerhalb der Anlage“, Köln, 24. – 25. 4. 1989

Banaschik, M., und W. Schmülling:
Überblick über die Reaktorsicherheitsforschung im Bereich Komponentensicherheit und Qualitätssicherung
– Deutsch-Sowjetisches Seminar, Köln, 27. 2. – 3. 3. 1989
– 1. Expertentreffen WTZ-DDR/Bundesrepublik Deutschland, Teilprojekt 3 b) „zerstörungsfreie Prüfverfahren und Qualitätssicherung“, Halle/Saale, 12. – 16. 9. 1989

Banaschik, M., und P. Erlenwein:
Safety Research for PWRs in the FRG
The PWR – The Present and Future of Europe's Nuclear Energy, London, 6. – 7. 11. 1989

Banaschik, M.:
Safety Research for PWRs in the FRG
8th Technical Committee Meeting on Nuclear Thermal Reactor Safety Research, IAEA, Wien, 27. – 29. 11. 1989

Bartalsky, H. K.:
Simulation of Self-Actuating Valves in Piping Systems
NURETH-4, Karlsruhe, 10. – 13. 10. 1989

Bauernfeind, V., et al.:
Vibration Monitoring of the Primary Piping System During the Hot Functional Tests of the Mülheim-Kärlich PWR
SMIRT 10, Anaheim, 14. – 18. 8. 1989

Bauernfeind, V.:
Anomaly Detection by Spectral Analysis of Incore Neutron Flux Fluctuation
21th Informal Meeting on Reactor Noise (IMORN), Würtenlingen, 20. – 22. 9. 1989

Beliczey, S., und H. Schulz:
Comments on Probabilities of Leaks and Breaks of Safety Related Piping in PWR Plants
OECD-CSNI Specialists' Meeting on Leaks before Break, Toronto, 24. – 27. 10. 1989

Beraha, D., und T. Voggenberger:
Visualisierung von Prozeßvorgängen am Analysesimulator
GRS-Fachgespräch, München, 25. – 26. 10. 1989

Bieniussa, K., und H. Reck:
Load Levels, Stresses, Failure Modes and Design Criteria
Workshop on Structural Design Criteria for HTR, Jülich, 31.1. – 1. 2. 1989

Birkhofer, A.:
Anlageninterner Nottfallschutz
8. Deutsches Atomrechtssymposium, München, 1. – 3. 3. 1990

Birkhofer, A.:
Severe Accident Management
PSA 89, Pittsburg, 2. – 7. 4. 1989

Birkhofer, A.:
Wie sicher sind unsere Atomkraftwerke?
4. DWW-Forum, Wackersdorf, 24. 4. 1989

Birkhofer, A.:
Nationale und internationale Sicherheitsforschung
Jahrestagung Kerntechnik, Düsseldorf, 9. – 11. 5. 1989

Birkhofer, A.:
Sicherheit deutscher Kernkraftwerke
10. Hochschultage Energie, Essen, 4. – 5. 10. 1989

Birkhofer, A., und W. Thomas:
Schadstoffemissionen aus Kernkraftwerken im Normalbetrieb und unfallbedingte Freisetzen
DAIF-Fachtagung „Schadstoffemissionen bei der Energiegewinnung: Ausmaß, Überwachung, Wirkungen“, Bonn, 24. – 25. 10. 1989

- Birkhofer, A.:
Auslegungsüberschreitende Störfälle und Reaktorsicherheit
GRS-Fachgespräch, München, 25. – 28. 10. 1989
- Birkhofer, A.:
Nuclear Safety in Europe
SKI Conference on Progress in Nuclear Power Safety, Stockholm, 13. – 15. 11. 1989
- Bogorinski, P., und H. von Maravic:
Langzeitsicherheitsnachweis für Endlager radioaktiver und chemischer Abfälle
Informationsveranstaltung zum GRS-Fachgespräch, Garching, 25. 10. 1989
- Fechner, J.B. (BMU), und G. Farber:
Simulatorschulung aus Sicht des BMU
KSG/GfS-Fachtagung „Simulatorausbildung von Kernkraftwerkspersonal“, Essen, 15. – 16. 11. 1989
- Felkel, L., und B. Pütter:
Das Potential von Expertensystemen in Notfallsituationen
GRS-Fachgespräch, München, 25. – 26. 10. 1989
- Felkel, L.:
Real-Time Expert Systems and Deep Knowledge Models
IAEA Specialists' Meeting on Artificial Intelligence in Nuclear Power Plants, Helsinki, 10. – 12. 10. 1989
- Friederichs, H.-G.:
– German Risk Study, Phase B: Fission Product Behaviour and Release to Environment
– Influence of AM Measures on Source Term
– Code Development at GRS for Source Term Analysis
Seminar on Results of German Risk Study, Phase B, Madrid, 18. – 19. 12. 1989
- Glaeser, H.:
– Analyse der Gegenströmung im Ringraum
– Analyse der Gegenströmung an der Stabhalterplatte
UPTF-Fachtagung, Mannheim, 14. 2. 1989
- Glaeser, H.:
Analysis of Downcomer and Tie Plate Countercurrent Flow in the Upper Plenum Test Facility (UPTF), NURETH 4, Karlsruhe, 10. – 13. 10. 1989
- Glaeser, H.:
– Downcomer Countercurrent Flow (CCF) Scaling Effects
– Tie Plate Countercurrent Flow (CCF) Scaling Effects
2D/3D Analysis Meeting, München, 18. – 19. 5. 1989
- Grebner, H., und P. Dieckmann:
Ermittlung von J-Integral-Werten und Leckflächen für Umfangsrisse in Rohren bei Biegebeanspruchung
21. Sitzung des AK „Bruchvorgänge“, Bad Nauheim, 27. – 28. 2. 1989
- Grebner, H., O. Haber und A. Höfler:
Mesh Generation by Conformal Mapping in Two-dimensional Fracture Problems
7th International Conference on Fracture (ICF 7), Houston, 20. – 24. 3. 1989
- Grebner, H., A. Höfler und H. Hunger (KfK):
Untersuchungen zum Lecköffnungs- und Ausströmverhalten an Geradrohren mit Umfangsrissen bei Innendruck- und Biegebelastung
13. Statusbericht PHDR, Karlsruhe, 13. 12. 1989
- Gründler, D.:
Umfang der Prüfungen von Anforderungen an Abfallgebinde
85. PTB-Seminar: „Produktkontrolle radioaktiver Abfälle“, Braunschweig, 17. – 18. 7. 1989
- Gruner, P., E. Hicken und H. Schulz:
Failure Modes of the Primary System of PWR
International Centre for Heat and Mass Transfer Fission Product Transport Processes in Reactor Accidents, Dubrovnik, 22. – 26. 5. 1989
- Hardt, H. J. (BMU), und D. Bachner:
Das Schutzkonzept in der Bundesrepublik Deutschland bei Freisetzung radioaktiver Stoffe: Katastrophenschutz und Strahlenschutzvorsorge
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von folgenschweren Ereignissen – Notfallschutz außerhalb der Anlage“, Köln, 24. – 25. 4. 1989
- Hauptmanns, U.:
Wartung von Industrieanlagen und Umweltauswirkungen
3. Instandhaltungsforum der Universität Dortmund, Dortmund, 10. – 11. 2. 1989
- Hertfeld, K.-H. (RWTH, Aachen), L. Krapp (RWTH Aachen) und H. von Maravic:
Postersession: Deponierung von Braunkohlenkraftwerksaschen Bergbau '89 „Forschungsland NRW“, Düsseldorf, 20. – 26. 5. 1989
- Heuser, F. W.:
Basic Aspects and Results of the German Risk Study, Phase B
PSA 89, Pittsburgh, 2. – 7. 4. 1989
- Hicken, E. F.:
Aktuelle und Fluidynamische Aspekte bei LWR
Jahrestagung Kerntechnik '89, Düsseldorf, 9. – 11. 5. 1989
- Hicken, E. F.:
Die Nutzung von Sicherheits- und Betriebssystemen zur Verminderung des Risikos bei auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen in Druckwasserreaktoren
Vortrag IX. Wissenschaftliche Konferenz an der Technischen Hochschule Zittau, 8. 6. 1989
- Hicken, E. F., und P. M. Hertrich (BMU):
Regulatory Approach and Technical Background
CSNI Specialists' Meeting Intentional Coolant System Depressurization Garching, 12. – 14. 6. 1989
- Hicken, E. F., A. Wahba und E. Schuster:
LOFT – LP – FP – 1
17th Meeting OECD-Loft Programme Review Group, Jackson, 26. – 28. 7. 1989
- Hicken, E. F., et al:
Measures against Hydrogen Explosion and Detonation in the Containment during Core Melt Accidents
International Seminar on „Containment of Nuclear Reactors“, in conjunction with SMIRT 10, Los Angeles, 10. – 11. 8. 1989
- Hicken, E. F.:
Untersuchungen zu anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen im Rahmen der Deutschen Risikostudie Phase B
Seminar über neuere Arbeiten auf dem Gebiet der Reaktortechnik, RWTH Aachen, 19. 10. 1989
- Höfler, A., und H. Grebner:
Elastoplastische Analyse einer Rohrleitung mit Krümmerdurchriß
Jahrestagung Kerntechnik, Düsseldorf, 9. – 11. 5. 1989
- Höfler, A., H. Grebner und O. Haber:
Elastic Plastic Analyses of a Cracked Piping System
SMIRT 10, Anaheim, 14. – 18. 8. 1989
- Höfler, A., S. Beliczey und H. Schulz:
Frequencies of Leaks and Breaks in Safety Related Piping of PWR-Plants as Initiating Events for LOCA's
Seminar on Results of the German Risk Study, Phase B, Paris, 12. 12. 1989
- Höfler, A., und J. Sievers:
Overview on Fracture Mechanical Analyses of Large Thermal Shock Experiments and Structural Response of a Steam Generator During Reflooding within AM-Measures
Results on German Risk Study, Phase B, Madrid, 19. 12. 1989
- Höfler, A., S. Beliczey und H. Schulz:
Frequencies of Leaks and Breaks in Safety Related Piping of PWR-Plants as Initiating Events for LOCA's:
– Primary Coolant Piping and Connected Systems
– Steam Generator Tubes
– Main Steam Lines
Seminar on Results of German Risk Study, Phase B, Madrid, 19. 12. 1989
- Hüttermann, B., und B. Schwinges:
Blind Post Test Prediction with RALOC. HDR-Test T31.5 (Long term) H₂ Distribution
Working Group Meeting PHDR-Hydrogen Distribution Benchmark Exercise T31.5, KfK, Karlsruhe, 6. – 7. 4. 1989
- Hüttermann, B., D. Risse und B. Schwinges:
Blind Post-Test Prediction with RALOC of HDR-Test T31.5. ISP 23-Containment Analysis Standard Problem ISP-23- Workshop, Garching, 4. – 5. 4. 1989
- Jonczyk, J., und P. Gruner:
Beanspruchungen von Rohrleitungssystemen bei Fehlfunktionen von Schwingungsbremsen
15. MPA Seminar, Stuttgart, 5. – 6. 10. 1989
- Kafka, P.:
Insights from the German Risk Study in the Light of the Reported Comments on NUREG 1150
SMIRT-10, Anaheim, 14. – 18. 8. 1989

- Kafka, P.:
Zuverlässigkeit mechanischer Komponenten, Strukturen und Systeme – Methoden und ihre Anwendungen –
TTZ '89, München, 21. 4. 1989
- Kafka, P., und H. Adrian:
Advances in Probabilistic Safety Assessments
ICOSSAN '89, San Francisco, 7. – 11. 8. 1989
- Kafka, P., und H. Kunitz:
Computerized Systems for High-Level Information Processing and Decision Making in PSA
SMIRT-10, Post Conference Seminar 7, Beverly Hills, 21. – 22. 8. 1989
- Kafka, P., und H. Kunitz:
Computerized Systems for PSA-based Information Processing
3rd IAEA/VEIK I Workshop, Eger, 4. – 8. 9. 1989
- Kafka, P.:
– Fault Trees – Event Trees. Coupling and Linking of System Functions related to Generation of Core Damage Frequency
– Some Insights from the German Risk Study, Related to Accident Sequence Scenarios
IAEA Training Course, Obninsk, 12. 11. – 8. 12. 1989
- Kersting, E., W. Nolte und H. Burger (KWU):
Accident Management Measures for BWRs-69
CSNI Specialists' Meeting on Intentional Coolant System Depressurization, München, 12. – 14. 6. 1989
- Kersting E., und W. Korbach:
Prevention of Core Melting under High Pressure with Bleed and Feed in PWRs
CSNI Specialists' Meeting on Intentional Coolant System Depressurization, München, 12. – 14. 6. 1989
- Kirmse, R., P. Papadimitriou und T. Skorek:
Analysen zur Wasserstoffbespeisung des Drittstufen-triebwerks der Europarakete ARIANE mit dem Programm THESEUS
Informationsveranstaltung zum GRS-Fachgespräch, Garching, 25. 10. 1989
- Kirmse, R., und V. A. Voznesensky (KIAE, UdSSR):
Effectivity of a Passive Heat Removal System for a New WWER Reactor. Transactions of the American Nuclear Society, San Francisco, 26. – 30. 11. 1989
- Kirmse, R., und M. Schindler (IKE):
Assessment of DRUFAN/ATHLET on Basis of LOBI Experiments
Seminar on the Commission Contribution to Reactor Safety Research, Ispra, 20. – 24. 11. 1989
- Köberlein, K.:
Nutzen probabilistischer Analysen für die sicherheitstechnische Weiterentwicklung von Kernkraftwerken
Informationsveranstaltung zum GRS-Fachgespräch, Garching, 25. 10. 1989
- Kotthoff, K., und M. Maqua:
Long Term Trend Analyses of Emergency Power Diesel Generator Reliability in German Nuclear Power Plants
CSNI/CEC Specialists' Meeting Trend and Pattern Analysis of Operational Data from NPP, Rom, 3. – 7. 4. 1989
- Kuntze, W. M., P. Gruner und H. Schulz:
Versagensanalyse eines Stahlbeton-Containmentmodells im Maßstab 1:6 unter Hochdruckbelastung
Jahrestagung Kerntechnik '89, Düsseldorf, 9. – 11. 5. 1989
- Kuntze, W. M., H. Alex und P. Gruner:
Nonlinear Analysis of Concrete Barrier Structures under Explosive Charges
1st Int. Conf. SUSI '89, „Structures under Shock and Impact“, Cambridge, (USA), 11. – 13. 7. 1989
- Lange, F.:
Strahlenexposition, biologische Wirkungen und Gesundheitsschäden nach Strahlenexposition
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von folgenschweren Ereignissen – Notfallschutz außerhalb der Anlage“, Köln, 24. – 25. 4. 1989
- Lange, F.:
Mengen- und aktivitätsäquivalente konditionierte Abfälle
13. Tagung „Radioaktiver Abfall“, Essen, 31. 10. 1989
- Lange, F.:
– Konzept der Begrenzung von Strahlenexpositionen in den Transportvorschriften
– Beförderung radioaktiver Abfälle zum geplanten Endlager Konrad
Gefahrgut-Seminar „Transport Radioaktiver Stoffe“, Bad Honnef, 13. – 14. 11. 1989
- Langhans, J.:
Comparison of CONTAIN-Results with Experimental PHDR-Data
– 2nd CONTAIN-LMR Users' Meeting, KfK, Karlsruhe, 12. – 14. 6. 1989
– SMIRT-10, Anaheim, 14. – 18. 8. 1989
– SANDIA National Laboratories, Albuquerque, 21. 8. 1989
– USNRC, Washington D.C., 24. 8. 1989
- Langhans, J.:
Modelling and Verification of Waterrelease from Heated Concrete in CONTAIN
– 2nd CONTAIN-LMR Users' Meeting, KfK, Karlsruhe, 12. – 14. 6. 1989
– SANDIA National Laboratories, Albuquerque, 22. 8. 1989
– USNRC, Washington D.C., 24. 8. 1989
- Langhans, J.:
Comments to Flow Calculations in CONTAIN
– 2nd CONTAIN-LMR Users' Meeting, KfK, Karlsruhe, 12. – 14. 6. 1989
– Sandia National Laboratories Albuquerque, 22. 8. 1989
– USNRC, Washington D.C., 24. 8. 1989
- Maqua, M., und K. Kotthoff:
Betriebs Erfahrungen bei Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken
VDI/GET-Tagung „USV und Notstromversorgung“, Karlsruhe, 25. – 26. 10. 1989
- Maqua, M., und J. Kriks:
Technisches Dokumentationssystem zu Kernkraftwerken für die Störfallauswertung
Informationsveranstaltung zum GRS-Fachgespräch, Garching, 25. 10. 1989
- Meier, S., und Ch. Müller:
Fluid-Structure Interaction in Piping Systems
SMIRT-10, Anaheim, 14. – 18. 8. 1989
- Müller, W.:
Die berufliche Strahlenexposition in kerntechnischen Anlagen
Kolloquium Strahlenhygiene des ISH/BGA, Neuherberg, 19. 4. 1989
- Olma, B. J.:
Remote Diagnosis Support in Loose Parts Monitoring by Use of a New Burst Data Communication System
IAEA Specialists' Meeting, Dresden, 20. – 22. 6. 1989
- Olma, B. J.:
First Experiences with the Remote Acoustic Monitoring System RAMSES
21. Informal Meeting on Reactor Noise (IMORN), Würtenlingen, 20. – 22. 6. 1989
- Pfeffer, W.:
Kurzfristige Schutz- und Gegenmaßnahmen des Katastrophenschutzes
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von folgenschweren Ereignissen – Notfallschutz außerhalb der Anlage“, Köln, 24. – 25. 4. 1989
- Pfeffer, W., und D. Bachner:
Radiological Hazard Caused by Nuclear Reactors and RTGs
International Workshop on Safety Aspects of Nuclear Power Sources in Space, Köln, 13. – 14. 11. 1989
- Prock, J.:
Meßfehlererkennung in dynamischen Systemen
INFINA '89, Informatik für die industrielle Automation, Karlsruhe, 15. – 17. 2. 1989
- Prock, J.:
Sensor Fault Detection in Dynamical Systems
IAEA-NPPCI Specialists' Meeting on Early Failure Detection and Diagnosis in Power Plants, Dresden, 10. – 12. 6. 1989
- Prock, J.:
Signalvalidierung mittels analytischer Redundanz
Informationsveranstaltung zum GRS-Fachgespräch, Garching, 25. 10. 1989
- Prock, J.:
Rechnergestützte Validierung von Meßsignalen
VDE/GMA-Ausschuß „Leittechnik in Kernkraftwerken“, Winnigen, 23. – 24. 11. 1989
- Prock, J.:
The Application of the IFDI-Module with Respect to the ISPR-LOBI-MOD2 Experiment
Arbeitsbericht beim Joint Research Centre, Ispra, 29. 11. 1989
- Quast, M., und T. Grotkamp:
Untersuchungen zu risikobestimmenden Ereignisabläufen für den THTR-300
Jahrestagung Kerntechnik, Düsseldorf, 9. – 11. 5. 1989

- Röwekamp, M., J. Bargon (Uni Bonn) und A. Zimmermann (Uni Bonn):
Elektrische Leitfähigkeit bei Komposit-Filmen aus PVC/PPY-Modellierung mittels der DLP
Poster-Session bei der DPG-Frühjahrstagung Polymerphysik, Darmstadt, 6. 3. 1989
- Rohde, J., B. Hüttermann und B. Schwinges:
Hydrogen-Generation-Distribution-Burning
Information Exchange Meeting USNRC/BMU/GRS, Daun, 11. – 14. 9. 1989
- Rohde, J., B. Schwinges und M. Tiltmann:
Maßnahmen zur Erhaltung der Integrität des Sicherheitsbehälters
GRS-Fachgespräch, München, 25. – 26. 10. 1989
- Sädler, E. I., et al:
A Knowledge-based PC-System for Rotating Machinery Diagnostics
IMEKO-Symposium, Technical Diagnostics, Prag, 31. 5. – 2. 6. 1989
- Schifferstein, K., und E. Merz (KFA):
Time Period of Concern for Longterm Safety Assessment of a Geological Radioactive Waste Repository
International Symposium on the Safety Assessment of Radioactive Waste Repositories, Paris, 9. – 13. 10. 1989
- Schmülling, W.:
Die Bedeutung von Bauteilversuchen – dargestellt an HDR-Experimenten – für die Absicherung der Übertragbarkeit Probe-Bauteil und für die Qualifikation zerstörungsfreier Prüfverfahren
13. Statusbericht des HDR-Sicherheitsprogramms, Karlsruhe, 13. 12. 1989
- Schulz, H., und P. Gruner:
Questions on Safety Margins of Components at Loads Beyond Design Failure Modes of the Primary System of PWR
SMIRT-10 Postconference Seminar No. 2, Monterey, 21. – 22. 8. 1989
- Schwarz, G., und F. Lange:
Radiologische Auswirkungen von Abfalltransporten zum Endlager Konrad. Vorläufige Ergebnisse
Umweltausschuß der Stadt Salzgitter, 15. 3. 1989
- Schwinges, B.:
Brandexperimente – Rechnungen mit RALOC
2. Deutsch-Sowjetisches Seminar, Garching, 17. – 21. 4. 1989
- Schwinges, B.:
Hydrogen-Distribution
Anglo-German Expert Meeting on Hydrogen Related Aspects, Frankfurt, 19. 9. 1989
- Schwinges, B., B. Hüttermann und J. Rohde:
Validierung des RALOC Programms anhand von HDR-Wasserstoff und Brandexperimenten
13. HDR-Statusbericht, Karlsruhe, 13. 12. 1989
- Sievers, J.:
Zählbruchmechanische Analysen zu Thermoschock-Großversuchen
– Jahrestagung Kerntechnik '89, Düsseldorf, 9. – 11. 5. 1989
– XVIII. Intern. Finite Element Kongreß, Baden-Baden, 20. – 21. 11. 1989
- Sievers, J.:
Ductile Fracture Mechanical Analyses of Thermal Shock Experiments
SMIRT 10, Anaheim, 14. – 18. 8. 1989
- Sievers, J., und H. Schulz:
Structural Response of Steam Generators to Cold Water Injection within AM Measures
USNRC-BMU/GRS Information Exchange Meeting, Daun, 11. – 14. 9. 1989
- Sievers, J.:
Strukturanalysemodelle am Beispiel von Kaltwasser-einspeisung bei druckführenden Komponenten
GRS-Fachgespräch 1989, München, 25. – 26. 10. 1989
- Sievers, J., H. Kordisch, H. Schulz und H. Talja:
Zählbruchmechanische Analysen zum Verhalten der Zylinderwand des Druckbehälters mit Teilumfangriß unter Thermoschockbelastung infolge Streifenkühlung
13. Statusbericht PHDR, Karlsruhe, 13. 12. 1989
- Simon, M.:
Selected Events in the FRG
IAEA/NEA Meeting for the Exchange of Information on Recent Unusual Events in Nuclear Power Plants, Wien, 20. – 22. 9. 1989
- Teschendorff, V.:
– Code Comparison Based on THETIS and PERICLES Level Swell Experiments
– The Thermalhydraulic Code ATHLET for Analysis of PWR and BWR Systems
NURETH-4, Karlsruhe, 10. – 13. 10. 1989
- Tiltmann, M., J. Rohde und H. Fabian (KWU):
Nachrüstmaßnahmen an Sicherheitsbehältern von DWR und SWR
Jahrestagung Kerntechnik, Düsseldorf, 9. – 11. 5. 1989
- Wach, D.:
Vibration, Neutron Noise and Acoustic Monitoring in German LWRs
SMIRT-10 – Post-Conference No. 14, Monterey, 24. – 25. 8. 1989
- Wach, D., und R. Sunder:
Long-Term Vibration Tending as a Basis for Performance Assessment and Life Extension of Mechanical Components
SMIRT-10, Anaheim, 14. – 18. 8. 1989
- Wach, D., und P. Jax:
Dynamische Signalanalyse für Diagnosezwecke
1. Expertentreffen zum WTZ-Abkommen zwischen der DDR und der BRD, Halle, 12. – 16. 9. 1989
- Wach, D.:
Early Fault Detection and Diagnosis at Primary Circuit Components in German Nuclear Power Plants
A.I.M. International Meeting on Power Stations, Liège, 25. – 29. 9. 1989
- Wach, D., W. Bastl und P. Jax:
Diagnosesysteme On-Line
Deutsch-sowjetisches Seminar Köln, 27. 2. – 3. 3. 1989
- Wurtinger, W.:
Ermittlung von Leitnukliden bei der Bestimmung des Radionuklidinventars von KKW-Abfallbehältern
Seminar „Qualitätssicherung von radioaktiven Abfallbehältern“, Schule für Kerntechnik, Karlsruhe, 1. 6. 1989
- Wurtinger, W.:
Anforderungen an Abfallgebinde, Abfallprodukt und Abfallbehälter
85. PTB-Seminar „Produktkontrolle radioaktiver Abfälle“, Braunschweig, 17. – 18. 7. 1989
- Zipper, R.:
Status of FRG Activities
– 2D/3D Coordination Meeting, München, 16. – 19. 5. 1989
– 2D/3D Coordination Meeting, Washington D.C., 24. – 27. 10. 1989
- Zipper, R.:
UPTF-TRAMP (Transit and Accident Management Program) Test Matrix and Schedule
8th Meeting of the CSNI-PWG No. 2, Paris, 4. 10. 1989

Die Zentralstelle Forschungsbetreuung (FB) unterstützt den Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) und den Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) bei der Durchführung der Untersuchungen und Forschungsarbeiten zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen. Die Arbeiten umfassen

- Durchführung der Projektträgerschaft für den Programmbereich Reaktorsicherheitsforschung des BMFT
- Projektbegleitung der Untersuchungen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen des BMFT
- Unterstützung des BMFT bei der Planung, Durchführung und Auswertung seiner Auslandszusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung
- Betreuung ausgewählter Untersuchungen zu Fragestellungen im Rahmen der Bundesaufsicht über den Vollzug des Atomgesetzes des BMU.

Schwerpunktmäßig wird im folgenden über die internationale Zusammenarbeit berichtet.

Viele Fragestellungen in der Reaktorsicherheitsforschung sind gleichartig und von nationalen Grenzen unabhängig. Daher hat sich seit Beginn der friedlichen Nutzung der Kernenergie eine internationale Zusammenarbeit entwickelt, die heute so intensiv ist wie in kaum einer anderen Technologie. Dies wird nicht nur deutlich an der Zusammenarbeit in internationalen Organisationen, wie der International Atomic Energy Agency (IAEA), der Organization for Economic Cooperation and Development (OECD) und der Kommission der Europäischen Gemeinschaften (KEG), sondern auch an der wachsenden Zahl bilateraler Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der Reaktorsicherheitsforschung. Bedeutungsvoll ist die dadurch entstandene Breite und Intensität der fachlichen Zusammenarbeit, die sich im Erfahrungs- und Ergebnisaustausch, aber auch in der Planung und Durchführung gemeinsamer Projekte ausdrückt.

Die internationale Zusammenarbeit des BMFT auf dem Gebiet der Reaktorsicher-

heitsforschung erfolgt im Rahmen einer Reihe von bi- und multilateralen Abkommen. In der inhaltlichen Vorbereitung, Begleitung und Auswertung der internationalen Kontakte des BMFT auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung besteht eine wichtige Aufgabe der Forschungsbetreuung, die auch 1989 zur Erarbeitung inhaltlicher Zielsetzungen und der Formulierung bundesdeutscher Positionen beitrug.

Die Kooperation mit den westlichen Partnerländern und internationalen Organisationen wurde kontinuierlich fortgesetzt. Die Zusammenarbeit mit der UdSSR und der DDR konnte durch die Definition und den Beginn gemeinsamer Projekte wesentlich vertieft werden.

Frankreich

Im Berichtszeitraum fanden zahlreiche Fachdiskussionen mit französischen Partnern und das jährliche Koordinatorengespräch BMFT – CEA (Commissariat à l'Energie Atomique) statt. Im Vordergrund der ausgezeichneten deutsch-französischen Zusammenarbeit standen gemeinsame experimentelle Untersuchungen an deutschen und französischen Filtern zur Rückhaltung von Spaltprodukten, die in einer französischen Versuchsanlage in Cadarache durchgeführt werden, und der Informationsaustausch zum Kenntnisstand über das Wasserstoffverhalten. Enge Zusammenarbeit besteht auch bei Untersuchungen zum Brennelementverhalten in der französischen Anlage PHEBUS und der deutschen Anlage CORA sowie zur Beton-Schmelze Wechselwirkung in der deutschen Versuchsanlage BETA, einschließlich des zugehörigen Rechencodes WECHSL. Weiterhin wurde ein verstärkter Gedankenaustausch zu fortgeschrittenen Containments vereinbart.

USA

Auch mit den USA besteht ein intensiver fachlicher Austausch, der sich in 1989 auf das Anlagenverhalten bei Störfällen und Störfallfolgen, Integrität des Primärkreises, Brandschutz, Risiko- und Zuverlässig-

keitsanalysen konzentrierte. Im jährlichen Koordinatorengespräch BMFT – USNRC (United States Nuclear Regulatory Commission) wurden die entsprechenden Schwerpunkte gesetzt. Gemeinsam mit den französischen und amerikanischen Partnern wurden in einem trilateralen Gespräch die Schwerpunkte der jeweiligen Forschungsprogramme diskutiert und Aktivitäten zur weiteren Vertiefung des Erfahrungsaustauschs vereinbart.

Japan

Mit Japan besteht ein Austausch im Rahmen von Vereinbarungen mit MITI (Ministry of International Trade and Industry) und STA (Science and Technology Agency). Koordinatorengespräche fanden im Berichtszeitraum nicht statt, doch wurden in einer Anzahl von Expertentreffen Forschungsergebnisse u. a. zum Wasserstoffverhalten, zur Strukturmechanik und zerstörungsfreier Prüfung diskutiert.

UdSSR

Die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit der UdSSR und der DDR wurde im Jahre 1989 vertieft und ausgeweitet. In der Bundesrepublik Deutschland fand die zweite Sitzung der gemeinsamen Sachverständigengruppe zwischen der Sowjetunion und der Bundesrepublik Deutschland statt. Der Programmpunkt „Wassergekühlte Reaktoren“ des Abkommens über wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit (WTZ) wurde überarbeitet und gliedert sich jetzt in neun Arbeitsthemen:

- Wissenschaftlich-technische Grundlagen der Sicherheitsanforderungen, technische Mittel der Sicherheitsgewährleistung
- Kontrolle des Komponentenverhaltens von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor unter Sicherheitsaspekten
- Analyse von Transienten und Kühlmittelverluststörfällen mit dem Programm ATHLET

- Vergleich von Zuverlässigkeits- und Risikoanalysen
- Theoretische und experimentelle Untersuchungen von schweren Unfällen
- Vorbereitung von Experimenten zur Verteilung und Verbrennung von Wasserstoff im Modell-Containment mit sowjetischen Sensoren und Zündern
- Übernahme des Rechenprogramms RALOC und Modellentwicklung für die Verbrennung von Wasserstoff
- Grundlagen probabilistischer Sicherheitsanalysen, Verfahren und Methoden für die Sicherheitsbewertung
- Gemeinsame Analysen zu ausgewählten Sicherheitsfragen des Reaktortyps RBMK (graphitmoderierter Siedewasser-Druckröhren-Reaktor).

Zusammenarbeitspartner sind die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH und das Kurchatow Institut Moskau für alle Themen, mit Ausnahme des zweiten. Hierfür sind die Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM), Berlin, und das Kurchatow Institut Partner. Die Arbeiten zu einigen der oben genannten Themen – u. a. die gemeinsame Einarbeitung der Partner in die Rechenprogramme ATHLET und RALOC – werden trilateral in Zusammenarbeit mit Wissenschaftlern der DDR durchgeführt. Auch die Koordination der trilateralen Aktivitäten wird von der Forschungsbetreuung wahrgenommen.

DDR

Für die bilaterale Zusammenarbeit mit der DDR wurden die nachfolgend aufgeführten Themen und Koordinationspartner festgelegt. Auf der Seite der Bundesrepublik Deutschland ist als Projektträger die Forschungsbetreuung der GRS für die Vorhabensdurchführung zuständig.

- Thermohydraulik, Notkühlung (GRS und TH Zittau)
- Zerstörungsfreie Prüfverfahren und Qualitätssicherung (BAM und TH Leipzig)

- Bruchmechanik, Festigkeit (BAM, GRS, Staatliche Materialprüfungsanstalt der Universität Stuttgart [MPA] und TU Magdeburg)
- Brennstabverhalten (Kernforschungszentrum Karlsruhe [KfK], Zentralinstitut für Kernforschung [ZfK] Rossendorf und TU Dresden)
- Spaltproduktfreisetzung, -verhalten und -ausbreitung (KfK, ZfK und TH Zittau).

Gemeinsam mit Experten der DDR wurden zu den genannten Themen Seminare und Workshops sowohl in der DDR als auch in der Bundesrepublik Deutschland durchgeführt. Des weiteren werden die laufenden Arbeiten zu den Themen der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit zielstrebig weitergeführt. Daher kamen in einer gemeinsamen Bewertung die Koordinatoren anlässlich ihrer Sitzung im Dezember 1989 zu dem Ergebnis, daß die im Jahre 1989 geplanten Arbeiten grundsätzlich zur vollen Zufriedenheit der Partner durchgeführt wurden. Leichte Verzögerungen ergaben sich bei der Durchführung von experimentellen Arbeiten.

Multinationale Kooperation

Die Mitarbeit deutscher Experten in zahlreichen Arbeitsgruppen und Fachveranstaltungen der IAEA, der OECD und der KEG zu Fragen der Reaktorsicherheit wurde fortgesetzt.

Hierbei war die FB koordinierend tätig. In den Lenkungsorganen „Technical Committee on Thermal Reactor Safety Research“ der IAEA und des „Beratenden Verwaltungs- und Koordinierungsausschusses 5“ der KEG ist sie selbst vertreten und für die fachliche Vertretung der deutschen Interessen verantwortlich.

Internationale Projekte

Im Rahmen der internationalen Zusammenarbeit sind deutsche Forschungseinrichtungen an einer Reihe von multinationalen Gemeinschaftsprojekten beteiligt.

Hierzu gehören die Projekte HALDEN und Programme of the Inspection of Steel Components (PISC), Three Miles Island Vessel Inspection Programme (TMI-VIP) sowie die Advances Containment Experiments (ACE) zur Rückhaltung von Aerosolen. In den Lenkungsorganen dieser Projekte werden die deutschen Interessen von der FB wahrgenommen.

Das neu in der Upper Plenum Test Facility (UPTF) in Mannheim anlaufende deutsche Projekt TRAM (Transients and Accident Management) ist für die Beteiligung von OECD-Mitgliedsländern offen.

5.1 RSK-Geschäftsstelle

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) berät den für die Bundesaufsicht über Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren von kerntechnischen Anlagen zuständigen Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) in Angelegenheiten der Sicherheit und der Sicherung von Kernkraftwerken und Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs.

Zum Vorsitzenden der RSK für das Jahr 1989 bestellte der BMU nach Anhörung der RSK Prof. Dr. Dr.-Ing. E. h. A. Birkhofer und zum stellvertretenden Vorsitzenden Prof. Dr. J. Eibl. Seit Januar 1990 ist Prof. Dr. F. Mayinger Vorsitzender der RSK. Stellvertretender Vorsitzender ist Prof. Dr. G. Keßler.

Die RSK-Geschäftsstelle hat die Aufgabe, die RSK und ihre Ausschüsse sowie deren Arbeitsgruppen bei der Wahrnehmung ihrer Aufgaben und den BMU bei der Umsetzung der Beratungsergebnisse der RSK zu unterstützen.

Die RSK-Geschäftsstelle wurde ebenso wie die SSK-Geschäftsstelle in das mit Errichtungsgesetz vom 9. 10. 1989 gegründete Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) übernommen. Der Sitz der Geschäftsstellen wurde Anfang November nach Bonn verlegt.

Tabelle 5.1 gibt einen Überblick über die Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse. Im Berichtszeitraum wurden von der RSK die in Tabelle 5.2 aufgeführten Empfehlungen verabschiedet.

Die Arbeitsschwerpunkte der RSK und somit der RSK-Geschäftsstelle im Berichtszeitraum werden im folgenden dargestellt. Darüber hinaus hat die Geschäftsstelle die Arbeiten für die RSK-Datenbank fortgeführt.

Inbetriebnahme und nuklearer Betrieb der Konvoi-Anlagen

Die RSK hat auf ihrer 246. Sitzung am 20. 9. 1989 die Erfahrungen aus der Inbe-

Sitzungen	1987	Anzahl 1988	1989
RSK-Sitzungen	11	11	11*)
Ausschußsitzungen			
– Leichtwasserreaktoren	9	7	6
– Natriumgekühlte Reaktoren	4	6	5
– Hochtemperaturreaktoren	2	3	4
– Druckführende Komponenten	9	7	9
– Spaltproduktückhaltung	–	2	–
– Elektrische Einrichtungen	5	6	4
– Bautechnik	2	4	2
– Reaktorbetrieb	7	3	6
– Brennstoffverarbeitung und -lagerung	5	2	2
– Wiederaufarbeitung	5	4	4
– Endlagerung	3	5	6
– Sicherheitsforschung und Grundsatzfragen	1	1	1
– Ad-hoc-Sonderfragen	2	–	1
Summe der Ausschußsitzungen	54	50	50
Sonstige RSK-Veranstaltungen	53	60	42
Insgesamt	118	121	103

*) einschl. einer RSK/SSK-Sitzung

Tabelle 5.1: Anzahl der Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse sowie sonstiger Veranstaltungen

triebnahme und dem nuklearen Betrieb der Konvoi-Anlagen beraten. Dabei kam sie u. a. zu dem Ergebnis, daß der Vergleich der Ergebnisse der an allen drei Anlagen durchgeführten Versuche zeigte, daß im zeitlichen Verlauf der transienten Vorgänge keine nennenswerten Unterschiede zu erkennen sind und daß die Maxima bzw. Minima der zur Beurteilung der Versuche herangezogenen Anlagenparameter kaum voneinander abweichen.

Die Inbetriebsetzungsprüfungen der Konvoi-Kernkraftwerke wurden gemäß der von den Gutachtern geprüften Inbetriebsetzungsprogramme und -anweisungen durchgeführt, die für alle drei Konvoi-Anlagen Gültigkeit hatten.

Die RSK ist der Meinung, daß die aufgetretenen Vorkommnisse im Rahmen der Inbetriebnahme und des nuklearen Betriebs als sicherheitstechnisch nicht bedeutend zu beurteilen sind.

Die Erfahrungen aus den sich in Betrieb befindlichen Anlagen sind bei den Konvoi-Anlagen während der Inbetriebnahme mit eingeflossen.

Die Strahlenexposition des Personals während der Inbetriebnahme wird von der RSK als gering eingestuft.

Die RSK wird sich im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes auch weiterhin mit den Konvoi-Anlagen befassen.

Maßnahmen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes

Im Laufe ihrer Beratungen zum anlageninternen Notfallschutz hat die RSK Vorgaben zu schadenverhindernden und schadeneindämmenden Notfallmaßnahmen gemacht, über deren Ausgestaltung im Berichtszeitraum beraten wurde.

Projekt	Gegenstand der Empfehlung	RSK-Sitzung		Bundesanzeiger	
		lfd. Nr.	Datum	lfd. Nr.	Datum
Sicherheits- überprüfung der KKW	Abschlußbericht über die Ergebnisse der Sicherheits- überprüfung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland	238	23. 11. 1988	47	8. 3. 1989
PKA	Pilotkonditionierungsanlage Gorleben (PKA), Empfehlung zum Standort, zum Sicherheitskonzept der Anlage und zur 1. Teilgenehmigung nach § 7 AtG	244	24. 5. 1989	173	14. 9. 1989
Siemens BE-Werk Hanau	Siemens Brennelementwerk Hanau, Betriebsteil Uranverarbeitung (ehemals RBU, Werk 1), Empfehlung zur 3. Teilgenehmigung nach § 7 AtG	247	18. 10. 1989	53	16. 3. 1990
HTR-Modul	Empfehlung zum Sicherheitskonzept für eine HTR-Modul-Kraftwerksanlage	250	24. 1. 1990	Veröffentlichung in Vorbereitung	

Tabelle 5.2: Empfehlungen der RSK in den Jahren 1989/90

Sekundär- und primärseitige Druckentlastung

Die Maßnahmen zur sekundär- und primärseitigen Druckentlastung befinden sich im Stadium der Detailplanung. Nach Billigung des grundsätzlichen Vorgehens bei allen Druckwasserreaktoren befaßte sich die RSK im einzelnen mit der für das Kernkraftwerk Biblis vorgesehenen Lösung, insbesondere für die primärseitige Druckentlastung. Um die Notfallmaßnahme zu ermöglichen, müssen die primärseitigen Druckentlastungseinrichtungen mit jeweils einer zusätzlichen Steuerleitung versehen und so ertüchtigt werden, daß sie nicht nur für das Abblasen von Dampf, sondern auch für das Abblasen von Wasser-Dampf-Gemischen geeignet sind. Die RSK befaßte sich mit den Auslegungsg Grundlagen für die Armaturen, der Sicherung gegen Fehlauflösung, den Stellkraftreserven sowie mit der Energieversorgung und der Stellungsanzeige der Armaturen. Die Beratungen ergaben keine Bedenken gegen die vorgeschlagenen Lösungen.

Wasserstoffoxidation

Die RSK hat im Berichtszeitraum ihre Beratungen über die Wasserstoffsituation im Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor nach Unfällen mit Kernschmelzen fortgesetzt. Sie informierte sich über den Entwicklungsstand von Maßnahmen zur gezielten Oxidation von Wasserstoff. Mögliche Maßnahmen sind eine frühzeitige gesteuerte Verbrennung durch Zünder und eine katalytische Rekombination. Ferner besteht theoretisch die Möglichkeit der Nachinertisierung des Sicherheitsbehälters durch Inertgaseinspeisung. Katalytische Rekombinatoren befinden sich noch in der Entwicklung. Die Zünder sind bis zur Einsatzreife entwickelt.

Die Betreiber haben ein Konzept mit über den Sicherheitsbehälter verteilten Funken- und Katalysatorzündern vorgestellt, das die RSK zustimmend zur Kenntnis nahm. Die RSK hat dazu noch absichern- de experimentelle Nachweise in Mehr- raumgeometrien vorgeschlagen. Zu der katalytischen Rekombination und zur Nachinertisierung wird die RSK nach Vor- lage weiterer Untersuchungsergebnisse Stellung nehmen.

Die RSK hat im Herbst 1989 ergänzend zu früheren Festlegungen empfohlen, als Testaerosol für Beladerversuche mit den Metallfaserfiltern konservativerweise SnO₂ zu verwenden. Um ein möglichst breites Spektrum auslegungsüberschrei-

Filtersysteme für die Druckentlastung der Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren

tender Ereignisse abdecken zu können, empfahl die RSK weiterhin, eine Auslegungsreserve zu schaffen, indem die früher zugrunde gelegte Auslegungsanforderung für die Belademenge von 40 kg mit einem Sicherheitsfaktor von 1,5 zu multiplizieren ist. In geeigneten Versuchen wurden diese Reserven für die verschiedenen Filtersysteme nachgewiesen.

Die RSK hat sich im Rahmen ihrer Beratungen zum anlageninternen Notfallschutz mehrfach mit der Bedeutung, dem Inhalt und dem Umfang der zu erstellen- den Notfallhandbücher für Kernkraftwerke befaßt. Wesentlicher Bestandteil der Beratungen war auch die Abgrenzung zwischen dem Betriebshandbuch (BHB) und dem Notfallhandbuch (NHB).

Bedeutung, Inhalt und Umfang von Notfallhandbüchern in Kernkraftwerken

Das übergeordnete Ziel der Anweisungen im BHB ist die Verhinderung von Anlagenzuständen und Ereignisabläufen, die zur Überschreitung der Auslegungsgrenzen führen. Für die angegebenen Fahrweisen sind die zur Störfallbeherrschung vorgesehenen Systeme ausgelegt. Die Vorschriften im Betriebshandbuch sind detailliert und bindend für das Betriebspersonal.

Das übergeordnete Ziel der Anweisungen im BHB ist die Verhinderung von Anlagenzuständen und Ereignisabläufen, die zur Überschreitung der Auslegungsgrenzen führen. Für die angegebenen Fahrweisen sind die zur Störfallbeherrschung vorgesehenen Systeme ausgelegt. Die Vorschriften im Betriebshandbuch sind detailliert und bindend für das Betriebspersonal.

Die Beratungen ergaben, daß das NHB gegenüber dem BHB eine Beschreibung von Notfallmaßnahmen enthalten soll, die im Fall auslegungsüberschreitender Ereignisse ergriffen werden können, um das Ereignis zu beherrschen bzw. seine Folgen zu begrenzen. Um dieses Ziel zu erreichen, können alle verfügbaren Systeme vom Personal in einer flexiblen Reaktion auf die jeweilige Situation eingesetzt werden.

Nach Auffassung der RSK sollen BHB und NHB so aufeinander abgestimmt werden, daß der Übergang ins NHB in der Regel aus dem schutzzielorientierten Teil des BHB erfolgt, sobald mit den dort beschriebenen Mitteln ein Schutzziel bzw. Unter-schutzziel nicht mehr erreicht werden kann. Der Grund für den Übergang aus dem schutzzielorientierten Teil des BHB liegt im ebenfalls schutzzielorientierten Aufbau des NHB.

Die Ausarbeitung von Notfallmaßnahmen soll im wesentlichen anhand postulierter, auslegungsüberschreitender Ereignisse erfolgen, die zur Kernzerstörung führen können, soweit sie einen zu beachtenden Beitrag zum Restrisiko darstellen. Aus diesem Grund ist das NHB ein nicht abgeschlossenes Handbuch. Neue Erkenntnisse können zur Erweiterung führen.

Zur Bedeutung von Notfallmaßnahmen innerhalb des tiefgestaffelten Sicherheitskonzepts von Kernkraftwerken hat sich die RSK in ihrer Empfehlung „Anlageninterner Notfallschutz bei Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor“ (226. RSK-Sitzung am 21. 10. 1987) eingehend geäußert.

Verfassungsrechtsstreit im Genehmigungsverfahren für das Kernkraftwerk Kalkar (SNR-300)

Gegenstand des Verfassungsrechtsstreits zwischen der Landesregierung von Nordrhein-Westfalen (Antragstellerin) und der Bundesregierung ist die nach Art. 85 Abs. 3 des Grundgesetzes erteilte bundesaufsichtliche Weisung vom April 1988. Mit

dieser Weisung hat der BMU der für das Genehmigungsverfahren des Kernkraftwerks Kalkar (SNR-300) zuständigen atomrechtlichen Genehmigungsbehörde des Landes (Ministerium für Wirtschaft, Mittelstand und Technologie) verfahrensleitende Vorgaben zur weiteren Gestaltung des Genehmigungsverfahrens gemacht.

Mit der bundesaufsichtlichen Weisung wurde u. a. der Genehmigungsbehörde untersagt, durch die Vergabe eines Gutachtensauftrags im Zusammenhang mit dem Reaktorunfall in Tschernobyl den SNR-300 einer vollständigen sicherheitstechnischen Neubewertung zu unterziehen. Die RSK hat im Auftrag des BMU am 13. 4. 1989 zu den wissenschaftlich-technischen Aussagen in der Antragsschrift vom 31. 10. 1988 zu diesem Verfahren eine Stellungnahme abgegeben.

Die mündliche Verhandlung in diesem Verfassungsrechtsstreit fand am 20. 2. 1990 statt. Das Urteil wird voraussichtlich am 22. 5. 1990 gesprochen.

Hochtemperaturreaktoren

Befunde in den Heißgaskanälen des THTR-300

Bei einer Revision ab Oktober 1988 wurden in den Heißgaskanälen des THTR-300 zwei Befunde festgestellt. Im keramischen Teil der Heißgaskanäle waren Graphitdübel, die der Zentrierung der Graphitblöcke dienen, aus ihren Positionen in die Heißgaskanäle herausgedrückt worden. Im metallischen Teil der Heißgaskanäle waren Köpfe von Zentralbolzen, die der Befestigung der metallischen Isolierung dienen, abgerissen.

Der Ausschuß *HTR* und die RSK haben sich in mehreren Sitzungen mit den Ursachen und der sicherheitstechnischen Bewertung der Befunde befaßt.

Die Ursache des Herausdrückens der Graphitdübel lag an zu hohen Differenzdrücken zwischen dem Fuß der Dübel und dem Heißgaskanal. Da sich jeweils nur der oberste Dübel einer Dübelsäule gelöst hatte, ist die Fixierung der Graphitblöcke

weiterhin gewährleistet. Die losen Dübel blieben vor der Lochplatte zum Dampferzeuger liegen, wo sie sicherheitstechnisch keine Gefährdung darstellen.

Zur Ursache des Versagens von Zentralbolzen der metallischen Isolierung wurde ein Verlust der Verformbarkeit durch Neutronenbestrahlung und das Auftreten thermischer Zwängungen festgestellt. Die Integrität der Isolierung ist durch die Schäden an Zentralbolzen nicht gefährdet, da die Abdeckplatten außerdem an den Ecken mit Eckbolzen befestigt sind; Schäden an den Eckbolzen sind (mit einer Ausnahme anderer Ursache) nicht aufgetreten und nicht zu erwarten, da sie konstruktionsbedingt federnd aufliegen.

Die RSK vertrat als Ergebnis ihrer Beratungen die Ansicht, daß die vorliegenden Befunde an keramischen und metallischen Teilen der Heißgaskanäle keinen Anlaß zu sicherheitstechnischen Bedenken gegen den weiteren Betrieb des THTR-300 geben.

HTR-Modul-Kraftwerksanlage

Der Ausschuß *HTR* hat in einer Reihe von Sitzungen im Jahre 1989 und die RSK in Sitzungen im Oktober 1989 und Januar 1990 über das Konzept einer HTR-Modul-Kraftwerksanlage beraten.

Die HTR-Modul-Kraftwerksanlage besteht aus zwei nuklearen 2-Kreis-Dampferzeugungssystemen von je 200 MJ/s thermischer Leistung. Die beiden Moduleinheiten befinden sich in einem gemeinsamen Reaktorgebäude.

Der Reaktor ist von einem Stahldruckbehälter umgeben und wird durch Helium von oben nach unten strömend gekühlt. Der Kern besteht aus sphärischen Brennelementen, die ihn bis zum Erreichen des Zielabbrandes von 80 GWd/tSM 15mal durchlaufen. Im Reflektor sind sechs Abschaltstäbe zur Heißabschaltung und Regelung angeordnet. Ferner befinden sich in Bohrungen des Reflektors 18 Kleinkugel-Absorbersysteme zur Langzeitabschaltung.

Der Dampferzeuger mit Aufwärtsverdampfung ist in einem separaten Stahldruckbehälter angeordnet.

Der Reaktordruckbehälter und der Dampferzeuger je einer Einheit sind durch einen Verbindungsdruckbehälter mit coaxialer Heißgas-/Kaltgasführung miteinander verbunden. Die gesamte Anordnung befindet sich in einer unterteilten Stahlbetonzelle.

Die Nachwärmeabfuhr erfolgt im bestimmungsgemäßen Betrieb und bei Störfällen über den Wasser-Dampf-Kreislauf. Steht dieser nicht zur Verfügung, wird beim HTR-Modul die Nachwärme über Wärmeleitung, Wärmestrahlung sowie über Naturkonvektion passiv an außerhalb des Reaktordruckbehälters angeordnete Flächenkühler abgeführt.

Reaktordruckbehälter, Verbindungsdruckbehälter und Dampferzeugerdruckbehälter sind hinsichtlich ihrer Abmessungen, Wandstärken, Abstützungen sowie Betriebs- und Auslegungsdaten (Druck, Temperatur) mit den Komponenten moderner Leichtwasserreaktoren vergleichbar. Eine Ausnahme bildet der Frischdampfstutzen am Dampferzeuger, da der Frischdampfzustand dem von Hochtemperaturreaktoren bzw. konventionellen Dampfkraftwerken entspricht.

Die RSK stellte zusammenfassend fest, daß das Konzept des HTR-Modul dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht und auch im auslegungüberschreitenden Bereich sicherheitstechnisch günstige Eigenschaften besitzt. Sie machte die Aussage, daß das Konzept der HTR-Modul-Anlage geeignet ist, die sicherheitstechnischen Genehmigungsvoraussetzungen in der Bundesrepublik Deutschland zu erfüllen.

Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf (WAW)

Im Auftrag des BMU haben sich in den Jahren 1988 und 1989 der Ausschuß *Wiederaufarbeitung* sowie der Ausschuß *Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen* bei der SSK mit dem Standort, dem Sicherheitskonzept, den strahlenschutztechnischen Aspekten sowie mit dem Antrag der Deutschen Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH (DWK) auf Erteilung einer 2. Teilge-

nehmigung für die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf auf der Basis des geänderten Sicherheitsberichts vom Januar 1988 befaßt.

Im April 1989 wurde der Bundesregierung seitens der deutschen Energieversorgungsunternehmen mitgeteilt, daß von ihrer Seite kein Interesse mehr an der Fortführung des Projektes WAW bestehe, da die Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente durch Verträge mit der COGEMA in Frankreich und der BNFL in England sichergestellt werden könne.

Am 6. 6. 1989 beschloß die Bundesregierung nach eingehenden Beratungen den Verzicht auf eine eigene deutsche Wiederaufarbeitung in Wackersdorf. Eine Empfehlung der RSK für die seinerseits geplante Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf war angesichts dieser Entwicklung nicht mehr erforderlich.

Der RSK-Ausschuß *Wiederaufarbeitung* hat daraufhin abschließend das Sicherheitskonzept einer Wiederaufarbeitung anhand der ihm vorliegenden WAW-Unterlagen beraten und die Ergebnisse intern dokumentiert.

Pilot-Konditionierungsanlage Gorleben (PKA)

Die DWK hat am 6. 5. 1986 für den Standort Gorleben einen Antrag auf Genehmigung zum Bau und Betrieb einer Anlage zur Konditionierung von Brennelementen und radioaktiven Abfällen (Pilot-Konditionierungsanlage) beim Niedersächsischen Umweltministerium (NMU) gestellt. Diesem Antrag hat sich am 4. 12. 1987 die Betreiberin des Transportbehälter- und Abfallzwischenlagers Gorleben, die Brennelementlager Gorleben GmbH (BLG), angeschlossen.

Der Ausschuß *Wiederaufarbeitung* hat sich auf mehreren Sitzungen mit sicherheitstechnischen Fragen zum Standort, dem Sicherheitskonzept der Konditionierungsanlage, dem Inhalt des Antrages zur ersten Teilerrichtungsgenehmigung nach § 7 des Atomgesetzes (AtG) sowie ferner mit der Zwischen- und Endlagerfähigkeit

der Produkte befaßt; die RSK hat hierzu eine Empfehlung verabschiedet.

Siemens Brennelementewerk Hanau

Betriebsteil Uranverarbeitung (ehemals RBU, Werk 1)

Die Firma Reaktor-Brennelement Union GmbH (RBU) hat mit Schreiben vom 29. 7. 1988 beim Hessischen Minister für Umwelt und Reaktorsicherheit (HMUR) eine 3. Teilgenehmigung (TG) für die abschnittsweise Errichtung und den Ausbau von Gebäuden, den Abbruch vorhandener Gebäude- und Anlagenteile sowie die Errichtung, die Inbetriebsetzung und den Betrieb einer Reihe von Systemen und Einrichtungen beantragt.

Die Errichtungs- und Nachrüstmaßnahmen sollen weitgehend bei laufendem Betrieb der Systeme, die entweder nach § 9 oder schon nach § 7 AtG genehmigt sind, durchgeführt werden; sukzessive sollen alle Anlagenteile und Systeme nach § 7 AtG genehmigt werden.

Im Rahmen des beantragten Umfangs zur 3. TG haben sich der Ausschuß *Brennstoffverarbeitung und -Lagerung* und die RSK mit den sicherheitstechnischen Aspekten befaßt und als Ergebnis der Beratung eine Empfehlung verabschiedet.

Betriebsteil MOX-Verarbeitung (ehemals Alkem)

Die Firma Siemens hat einen Antrag nach § 7 AtG zur Errichtung von Prozeßeinrichtungen im wesentlichen für den Keramik- und den Brennstabfertigungsbereich sowie die Prüflabors im neu zu errichtenden Fertigungsgebäude innerhalb ihrer Anlage zur Herstellung von Brennelementen aus Uran-Plutonium-Mischoxid (MOX) gestellt. Diese Prozeßeinrichtungen tragen zu einer weitgehenden Fernbedienung und Automatisierung der Verfahrensabläufe bei und sollen damit zu einer Reduzierung der Strahlenexposition des Betriebspersonals führen.

In Erwartung, daß sich die Plutonium-Zusammensetzung durch höhere Abbrände

und die eventuelle Verarbeitung rezyklierter Brennstoffe (U und Pu) ändert und sich die Quellstärke der Strahlung erhöht, hat die RSK schon 1984 eine stetige Weiterentwicklung der Handschuhkastentechnik und eine Ausschöpfung der Möglichkeiten empfohlen, um z. B. durch zusätzliche Kapselung, Fernhantierung, Abschirmung und Automatisierung die Exposition des Personals zu reduzieren.

Die sicherheitstechnischen Aspekte zur Auslegung der Prozeßanlagen hinsichtlich der Minimierung der Strahlenexposition wurden vom Ausschuß *Brennstoffverarbeitung und -Lagerung* beraten. Die RSK ist der Ansicht, daß mit den vorgesehenen Maßnahmen die Anforderungen zur Minimierung der Strahlenexposition des Personals erfüllt werden.

Brennelementfertigungsanlage Lingen

Die Firma Advanced Nuclear Fuels GmbH, Lingen, (ANF) beantragte mit Schreiben vom 6. 3. 1989 zur Vervollständigung des Brennelementherstellungsprozesses die Erteilung einer Genehmigung zur Errichtung einer Konversionsanlage, in der Uranhexafluorid (UF₆) trockenchemisch zu Urandioxidpulver (UO₂) umgewandelt wird. Bei der Brennelementfertigung in Hanau erfolgt der Konversionsprozeß naßchemisch.

Der Ausschuß *Brennstoffverarbeitung und -Lagerung* und die RSK haben die Sicherheitsaspekte zur Trockenkonversion beraten. Sie sind der Ansicht, daß ein sicherer und umweltverträglicher Betrieb gewährleistet werden kann.

Internationale Zusammenarbeit

Internationales Fachgespräch zur Langzeitsicherheit

Am 27. und 28. 4. 1989 fand in Bonn ein Fachgespräch von Mitgliedern der RSK und der SSK mit Experten aus den USA, Kanada, Großbritannien, Frankreich,

Schweden, Japan und der Schweiz über die Langzeitsicherheit bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle statt. Als Basis des Gesprächs diente u. a. die gemeinsame Stellungnahme von RSK und SSK zum Zeitrahmen für die Beurteilung der Langzeitsicherheit. Dabei wurde bei den ausländischen Experten überwiegend die Ansicht geteilt, daß der zu fordernde Nachweis der Endlagersicherheit durch eine Sicherheitsanalyse für den Zeitraum von 10 000 Jahren zu führen ist.

Für diesen Nachweiszeitraum ist zu fordern, daß die durch eine mögliche Ausbreitung von Radionukliden aus dem verschlossenen Endlager in die Biosphäre potentiell resultierenden Individualdosen nicht größer sein dürfen als die Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenexposition.

Fachgespräch RSK/Groupe Permanent Déchets, Frankreich, (GPD)

Im Rahmen eines Treffens von RSK-Mitgliedern und Mitgliedern des Ausschusses *Endlagerung* mit der GPD wurde am 26. 6. 1989 die Schachtanlage Konrad und am 28. 6. 1989 das Erkundungsbergwerk Gorleben, Schacht 1, sowie das Brennelement- und Abfallzwischenlager Gorleben besichtigt.

Am Abend des 26. 6. 1989 kam es zu Gesprächen mit Vertretern des Rates und der Verwaltung der Stadt Salzgitter sowie Bundestags- und Landtagsabgeordneten; Vertreter der Stadt trugen ihre Position im Zusammenhang mit dem Planfeststellungsverfahren Konrad vor.

Das Fachgespräch zwischen RSK und GPD am 27. 6. 1989 befaßte sich u. a. mit ausgewählten Themenbereichen aus den COGEMA-Abfallspezifikationen. Die von deutscher Seite vorgetragenen Stellungnahmen zu den bisher vorliegenden, noch vorläufigen Spezifikationen (cemented hulls and end caps; cemented technological waste, bituminized waste) sowie zur Qualitätskontrolle radioaktiver Abfälle aus La Hague wurden erörtert; in erster Linie wurden die Gas- und Wärmeproduktion der fixierten Abfälle, deren Transport und Handhabung, Produktdaten, Konditionie-

rungsmethoden sowie mögliche chemische Reaktionen im Abfallprodukt und zwischen Produktsubstanzen und Behältern diskutiert.

Die für die Endlagerung in Frankreich zuständige ANDRA informierte die Teilnehmer des Fachgesprächs über die Aktivitäten bei der Erkundung von Endlagerstandorten. Vier mögliche Endlagerstandorte mit verschiedenen Endlagerformationen (Ton, Salz, Granit, Tonschiefer) werden bis 1990 erkundet; die Auswahl eines Standorts soll Ende 1990 getroffen werden. Darauf folgt eine Phase der Qualifizierung des Standorts und die Errichtung eines unterirdischen Labors. Nach der Genehmigung könnte Ende 1997 die Errichtungsphase beginnen.

Informationsaustausch GPR/RSK über Flugzeugabsturz

Am 7. 12. 1989 fand in Paris ein Gespräch einer RSK-Delegation mit Experten der Groupe Permanent Réacteur (GPR) zum Thema Schutz von Kernkraftwerken gegen Flugzeugabsturz statt. In Frankreich gelten probabilistische Auslegungskriterien für Flugzeugabsturz. Danach ist eine Auslegung gegen den Absturz eines Großflugzeuges des kommerziellen Luftverkehrs nicht erforderlich. Eine Auslegung gegen den Absturz eines kleineren Flugzeuges (< 5,7 Mg) des freien Luftverkehrs wird vorgenommen. In der Bundesrepublik Deutschland ist die Auslegung gegen diese Flugzeuge durch die Auslegung gegen schnellfliegende Militärmaschinen abgedeckt. Nachrechnungen in Frankreich ergaben, daß generell sowohl die 900-MW-DWR-Kernkraftwerke als auch die 1300-MW-DWR-Anlagen dem Absturz einer Militärmaschine (13 Mg) bei einer Auftreffgeschwindigkeit von ca. 150 m/s standhalten.

Die Brennelementlagerbecken, die bei französischen Druckwasserreaktoren außerhalb des Reaktorgebäudes angeordnet sind, sind nicht speziell gegen Flugzeugabsturz ausgelegt. Ein Schutzzustand ist aber gegeben durch starke Betonwände und die abschottende Wirkung höherer Nachbargebäude.

5.2 SSK-Geschäftsstelle

Die Strahlenschutzkommission (SSK) berät den Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) in allen Fragen des Schutzes vor ionisierenden und nichtionisierenden Strahlen. Die zu beratenden Themen werden grundsätzlich vom Bundesminister festgelegt, jedoch steht es der SSK frei, auch zu selbst gestellten Themen Stellung zu nehmen.

Den Vorsitz der SSK führte im Berichtsjahr Prof. Dr. Kellerer, Würzburg; stellvertretende Vorsitzende waren Prof. Dr. Dr. Oberhausen, Homburg, und Prof. Dr. Kaul, Neuherberg.

Tabelle 5.3 gibt die Anzahl der Sitzungen der einzelnen SSK-Beratungsgremien im Jahr 1989 sowie einen Vergleich zum Vorjahr wieder.

Mit der Gründung des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) ist die Geschäftsstelle der Strahlenschutzkommission in das BfS übergegangen. Die Geschäftsstelle ist infolge dieses Übergangs seit dem 1. November 1989 in Bonn in den Räumen des BMU untergebracht.

Die SSK befaßte sich im Jahr 1989 vorwiegend mit den folgenden Themen:

Maßnahmen bei radioaktiver Kontamination der Haut

Hierzu erarbeitete eine Arbeitsgruppe des Ausschusses *Medizin und Strahlenschutz* der SSK einen Entwurf, der der SSK vorgelegt und auf ihrer 92. Sitzung im September 1989 verabschiedet wurde.

Die Textfassung erscheint als Veröffentlichung der SSK zusammen mit den Ergebnissen einer Sondersitzung des Ausschusses *Medizin und Strahlenschutz* zum gleichen Thema.

Die Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) in der Bekanntmachung der Neufassung vom 30. Juni 1989 fordert im § 64 Abs. 3 Maßnahmen bei Personen, die mit radioaktiven Stoffen kontaminiert sind. Anlage IX enthält Grenzwerte für Schutzmaßnahmen bei Oberflächenkontaminationen von Arbeitsplätzen und Gegenständen; Grenzwerte für Dekontaminationsmaßnahmen

Beratungsgremien	Zahl der Sitzungen (Zahl der Sitzungstage)	
	1988	1989
● Strahlenschutzkommission (SSK)	8 (15)	6 (12)
● Ausschüsse der SSK:		
– Strahlenschutztechnik	4 (5)	4 (4)
– Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen	4 (5)	5 (5)
– Medizin und Strahlenschutz	4 (5)	3 (3)
– Radioökologie	5 (9)	4 (8)
– Strahlenschutz bei radioaktiven Abfällen und Reststoffen	4 (7)	3 (4)
– Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen	6 (9)	9 (9)
– Strahlenrisiko	4 (4)	4 (4)
– Nichtionisierende Strahlen	3 (5)	2 (4)
● Arbeitsgruppen	41 (60)	48 (64)
● Gemeinsame Arbeitskreise von RSK und SSK	3 (3)	1 (1)
Insgesamt:	86 (127)	89 (118)

Tabelle 5.3: Sitzungen der SSK, ihrer Ausschüsse und Arbeitsgruppen

an der Haut sind nicht enthalten. Für die Praxis des Strahlenschutzes sind jedoch zumindest Richtwerte erforderlich, um unzweckmäßige oder nachteilige Dekontaminationsmaßnahmen, die die Haut schädigen oder eine Inkorporation begünstigen, zu vermeiden.

Die Empfehlung betrifft die technischen, medizinischen und wissenschaftlichen Einrichtungen, in denen entsprechend dem Atomgesetz und der Strahlenschutzverordnung mit offenen radioaktiven Stoffen umgegangen wird.

Die Empfehlung bezieht sich nicht auf Notfall- oder Katastrophenschutzmaßnahmen und befaßt sich nicht mit der medizinischen Versorgung von kontaminierten Wunden.

Strahlenschutzüberlegungen hinsichtlich des Absturzes von nuklearbetriebenen Satelliten

Auf der 94. Sitzung am 6. Dezember 1989 wurde in der SSK zu diesem Thema eine Empfehlung verabschiedet:

In Satelliten werden zur Energieversorgung im Weltraum je nach Aufgabe und Energiebedarf chemische Batterien, Solarzellen, Radionuklidbatterien oder Kernreaktoren verwendet. Die beiden letzteren enthalten radioaktive Stoffe, die bei nicht bestimmungsgemäßem Ablauf der Mission zu einer erheblichen Strahlenbelastung der Bevölkerung führen können. Eingesetzt werden diese nuklearen Energieversorgungssysteme bisher von den USA und der UdSSR.

Beispielhaft sei darauf hingewiesen, daß derzeit von der UdSSR pro Jahr ca. zwei Aufklärungssatelliten mit Kernreaktoren an Bord in den Weltraum geschossen werden. Nach Ende ihrer Mission sollen sie in einen etwa 800 km hohen sogenannten Parkorbit geschickt werden. Dort sollen die Satelliten ca. 300 Jahre verweilen, um ein Abklingen der Radioaktivität auf geringe Reste sicherzustellen, ehe sie zur Erde zurückkehren.

Das Anheben in den Parkorbit ist in der Vergangenheit nicht in allen Fällen gelun-

gen. Darüber hinaus führt die steigende Zahl von Satellitenrückständen im Parkorbit (800 – 1000 km Höhe) dazu, daß Kollisionen der geparkten Satelliten mit diesen Trümmern – abhängig von der Teilchengröße – mit Wahrscheinlichkeiten von 300 Jahren möglich sind. 5 bis 50 Jahre nach einer solchen Kollision kehren ein getroffener Satellit oder Bruchstücke davon vorzeitig zur Erde zurück.

Der UNO-Weltraumausschuß bemüht sich seit einer Reihe von Jahren, Empfehlungen zu formulieren, bei deren Einhaltung der Einsatz von nuklearbetriebenen Satelliten akzeptiert werden kann.

Die SSK hat jetzt für den Bereich der Bundesrepublik Deutschland auf Wunsch des BMU zu diesem Fragenkomplex Stellung genommen.

Modelle, Annahmen und Daten zur Berechnung der Strahlenexposition bei der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft oder Wasser zum Nachweis der Einhaltung der Dosisgrenzwerte nach § 45 StrlSchV

Diese Zusammenstellung wurde im Ausschuß *Radioökologie* der SSK erarbeitet und im Dezember 1989 von der SSK verabschiedet. Sie dient als erweiterte wissenschaftliche Begründung für die von der Bundesregierung am 21. Februar erlassene Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 45 StrlSchV. Die Unterlage wird in Kürze als Veröffentlichung der SSK erscheinen.

Werden bei kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen radioaktive Stoffe in die Atmosphäre oder in Fließgewässer abgegeben, so ist mit einer Strahlenexposition des Menschen zu rechnen. Die beschriebenen Rechenverfahren dienen zur Berechnung der potentiellen Strahlenexposition der Referenzperson und damit zur Beurteilung in atomrechtlichen Genehmigungsverfahren, ob bei den beantragten Ableitungen radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen die in § 45 StrlSchV festgelegten Dosisgrenzwerte eingehalten werden.

Die Übernahme des neuen Dosiskonzepts der Internationalen Strahlenschutzkom-

mission in die Strahlenschutzverordnung machte eine grundsätzliche Überarbeitung der bisher im Genehmigungsverfahren verwendeten „Allgemeinen Berechnungsgrundlage“ erforderlich. Dabei wurden die Ergebnisse wissenschaftlicher Arbeiten der letzten Jahre eingearbeitet.

Zur Ermittlung der Teilkörperdosen und der effektiven Dosis sind die Beiträge aller relevanten Radionuklide über die einzelnen Expositionspfade und Emittenden für die Referenzperson zu summieren.

In § 45 sind die Dosisgrenzwerte sowohl für die Teilkörperdosen als auch für die effektive Dosis festgelegt. Vereinfachend kann die effektive Dosis auch für Radionuklidgemische mit den radionuklidspezifischen Effektivdosisfaktoren berechnet werden.

Expositionspfade können unberücksichtigt bleiben oder es können zusätzliche Expositionspfade berücksichtigt werden, wenn dies aufgrund der örtlichen Besonderheiten des Standortes bzw. des Ortes der Nutzung oder aufgrund der Art der Anlage oder Einrichtung begründet ist. Ebenso sind auch die besonderen örtlichen Verhältnisse, die auf die Ausbreitungsbedingungen von entscheidender Bedeutung sein können, im einzelnen zu berücksichtigen.

Die in der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift enthaltenen Rechenmodelle, Parameter und die Eigenschaften der Referenzperson sind so gewählt worden, daß für die Strahlenexposition des Menschen ein konservatives Gesamtergebnis zu erwarten ist.

Die Rechenmodelle und Daten wurden entsprechend dem Stand des Wissens zusammengestellt. Dabei wurden Zahlenwerte auch für solche Parameter angegeben, die in der Natur großen Schwankungen unterliegen. Im einzelnen sind begründete Abweichungen von den Rechenmodellen und Daten möglich.

Zusammenarbeit mit der DDR auf dem Gebiet des Strahlenschutzes

Mit einem Vortrag von Dr. Arndt vom Staatlichen Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz (SAAS) nahm die SSK in ih-

rer 95. Sitzung die Zusammenarbeit mit der DDR auf dem Gebiet des Strahlenschutzes auf. Thema waren die Maßnahmen zur Bewältigung der Reaktorkatastrophe in Tschernobyl. Die Zusammenarbeit mit der DDR soll durch die Teilnahme von SAAS-Mitarbeitern an den SSK-Sitzungen intensiviert werden.

Neue Bewertung des Strahlenkrebsrisikos

Die internationale Strahlenschutzkommission (ICRP) hat neue Empfehlungen erstellt und den Entwurf zur Diskussion gestellt. Die SSK hat zu dieser Unterlage eine Stellungnahme erarbeitet, die der ICRP zugeleitet werden soll. An diesen Beratungen haben auch fünf Vertreter des SAAS teilgenommen.

Risiken durch ionisierende Strahlung und chemotoxische Stoffe

Die SSK hat sich auf ihrer Klausurtagung im Dezember 1989 mit diesem Thema befaßt. Es wurden Vorträge zu folgenden Themen gehalten:

- Der Risikobegriff in verschiedenen Fachdisziplinen
- Quantifizierung des Risikos durch ionisierende Strahlen
- Risikoprojektion und -extrapolation
- Beurteilung der Risiken für Morbidität, Mortalität und Lebenszeitverkürzung
- Grenzen der Risikoquantifizierung durch epidemiologische Studien
- Quantifizierung des Risikos durch chemotoxische Stoffe
- Genetische Wirkungen
- Epidemiologische Studien
- Risikobewertung und -akzeptanz
- Risikoakzeptanz – Ein Kommunikationsproblem
- Risikoakzeptanz aus ethischer Sicht
- Risikoakzeptanz aus soziologischer Sicht
- Risikoakzeptanz aus psychologischer Sicht

- Risikoakzeptanz im Spannungsfeld von Wissenschaft, Politik und Öffentlichkeit

Eine Veröffentlichung der Vorträge im Rahmen der Schriftenreihe der SSK ist vorgesehen.

Laufende Genehmigungsverfahren

Pilot-Konditionierungsanlage Gorleben (PKA)

Die Stellungnahmen des Ausschusses *Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen* und *Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen* zum Standort und Konzept der Pilot-Konditionierungsanlage (PKA) Gorleben wurden im April 1989 der SSK vorgelegt, die sie zustimmend zur Kenntnis nahm.

Die PKA ist als Mehrzweckanlage konzipiert. In der Anlage soll die Konditionierung radioaktiver Reststoffe aus kerntechnischen Anlagen in eine für die Endlagerung geeignete Form, die außerdem auch eine Zwischenlagerung ermöglicht, vorgenommen werden. Der Pilotcharakter der PKA erlaubt es, alle erforderlichen Arbeiten auf dem Gebiet der Konditionierung sowohl zur Demonstration als auch zur Weiterentwicklung der anzuwendenden Verfahren durchzuführen.

Die primäre Aufgabe der PKA ist die Konditionierung von ausgedienten Brennelementen, Brennstäben und von Brennelement-Einbauteilen.

Darüber hinaus kann die PKA folgende Aufgaben erfüllen

- Umladen von Abfallgebinden, die aufgrund der Verträge zur Wiederaufarbeitung von Brennelementen aus deutschen Kernkraftwerken von ausländischen Wiederaufarbeitungsanlagen zurückgeführt werden, in Behälter für die Zwischen- und Endlagerung
- Konditionierung von radioaktiven Abfällen in eine für die Endlagerung geeignete Form
- Instandhaltungsarbeiten an Transportbehältern, an Transport-/Lagerbehältern, an Abfallgebinden sowie an Endlagerbehältern.

Die Konditionierung von Brennelementen bezieht sich in erster Linie auf solche Brennelemente, die nicht wiederaufgearbeitet werden sollen. Die PKA ist bei der Konditionierung von Brennelementen für einen Schwermetalldurchsatz von maximal 35 t pro Jahr ausgelegt.

Bei der Abfallkonditionierung werden radioaktive Abfälle aus in- und ausländischen kerntechnischen Anlagen konditioniert, indem diese zu endlagerfähigen Gebinden verarbeitet bzw. in Zwischenlagerbehälter umgeladen werden.

Die Ausschüsse *Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen* und *Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen* erheben keine grundsätzlichen Einwände gegen das Projekt.

Siemens Brennelementewerk Hanau, Betriebsteil Uran- und Mischoxidverarbeitung

Die Firma Siemens errichtet in Hanau eine Fertigungsstätte für die Herstellung von Brennelementen aus Uran/Plutonium-Mischoxid (MOX). Derzeit ist die Teilgenehmigung für die Errichtung der Prozeßeinrichtungen „Keramik- und Brennstabfertigung“ sowie für die Einrichtung des dazugehörigen Prüflabors beantragt.

Der Ausschuß *Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen* hat die vorgesehenen Maßnahmen beraten und stellt fest, daß die geplanten Einrichtungen und organisatorischen Maßnahmen geeignet sind, die Vorschriften der §§ 49 und 54 StrlSchV zu erfüllen. Der Ausschuß geht davon aus, daß die Schutzmaßnahmen im Genehmigungsverfahren umgesetzt werden und sichergestellt wird, daß die der radiologischen Berechnung zugrundeliegenden Bedingungen während des Betriebs eingehalten und die noch erforderlichen Leistungen erbracht werden.

Die SSK hat der vom Ausschuß *Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen* erarbeiteten Stellungnahme im Dezember 1989 zugestimmt.

Brennelementfertigungsanlage Lingen

Die Brennelementfertigungsanlage Lingen betreibt Einrichtungen und Anlagen zur Herstellung von Urandioxid-Pulver mit dem Verfahren der Trockenkonversion (Umwandlung von angeliefertem Uranhexafluorid zu Urandioxid). Sie soll schrittweise auf die endgültige Jahresdurchsatzmenge ausgebaut werden.

Als Ergebnis seiner Beratungen stellt der Ausschuß zusammenfassend fest, daß unter Strahlenschutzgesichtspunkten keine Einwände gegen die geplante Betriebserweiterung der Brennelementfertigungsanlage Lingen bestehen.

Die vom Ausschuß *Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen* erarbeitete Stellungnahme ist Teil dieses Verfahrens. Die SSK hat ihr im Dezember 1989 zugestimmt.

Ursprünglich geplante Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf

Der Antragsteller, die Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen (DWK), hat am 26. Januar 1988 einen Antrag auf Erteilung einer zweiten Teilgenehmigung für die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf (WAW) gestellt. Dazu wurde als Antragsunterlage ein neuer Sicherheitsbericht in der Fassung vom Januar 1988 vorgelegt, in dem die Änderungen des Vorhabens gegenüber der Darstellung im Sicherheitsbericht mit Stand August 1983 berücksichtigt sind. Aus dem neuen Sicherheitsbericht ergibt sich der gegenwärtige Planungsstand der Anlage unter Einschluß der Änderungen.

Nach der Rücknahme des Antrags der DWK als Folge der Verlagerung der Wiederaufarbeitung nach Frankreich, erfolgte die Diskussion der vom Ausschuß *Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen* erarbeiteten Stellungnahme im Rahmen einer geordneten Beendigung des Genehmigungsverfahrens. Die Stellungnahme zeigt, daß die Anlage bis zu diesem Stand grundsätzlich genehmigungsfähig wäre.

Veröffentlichungen

Im Berichtszeitraum hat die SSK zwei Veröffentlichungen herausgegeben.

Band 2, 2. Auflage: „Wirkungen nach pränataler Bestrahlung“

Seit der Veröffentlichung der 1. Auflage dieses Bandes wurden einige neue Erkenntnisse zur Wirkung ionisierender Strahlung auf die pränatale Entwicklung von Mensch und Versuchstier gewonnen, die bei dieser Neuauflage berücksichtigt wurden. Bezüglich der Frage der Dosiswirkungsbeziehung liegen sowohl neue Auswertungen epidemiologischer Studien als auch weitergehende Ergebnisse experimenteller Untersuchungen vor. Hierdurch ergaben sich einige Änderungen in Kapitel 4 und 6. In Kapitel 8 und 12 wird auf neuere Forschungsergebnisse auf dem Gebiet der Zytogenetik und der Kombinationswirkungen von ionisierenden Strahlen und chemischen Substanzen eingegangen.

Da die 1. Auflage auch international Interesse gefunden hat, wird die 2. Auflage nunmehr zweisprachig vorgelegt, um der interessierten englischsprachigen Fachwelt den Zugang zu dieser Veröffentlichung zu erleichtern.

Die Vorgänge während der pränatalen Entwicklung haben sich als besonders strahlenempfindlich erwiesen.

Bei der Anwendung radioaktiver Stoffe und ionisierender Strahlen in Medizin und Technik bedarf die Abschätzung möglicher Risiken einer besonderen Betrachtung dieser komplexen Prozesse und ihrer eventuellen strahlenbedingten Veränderungen. Bei Empfehlungen und Regeln zum Strahlenschutz im internationalen und nationalen Bereich hat der Schutz des Embryos/Feten daher schon bisher besondere Berücksichtigung gefunden.

Eine Arbeitsgruppe, die auf Vorschlag der Strahlenschutzkommission vom BMU berufen worden ist, hat die Aufgabe übernommen, die erste Auflage nach neueren wissenschaftlichen Erkenntnissen zu überarbeiten. Am Anfang dieser Zusammenstellung werden zunächst die komplexen, entwicklungsbiologischen Grundla-

gen dargelegt, da viele Effekte erst auf dieser Basis einem Verständnis zugeführt werden können. Die Ermittlung der Strahlenexposition stellt eine entscheidende Grundlage für die Risikobewertung dar. Insbesondere bei der Inkorporation von radioaktiven Stoffen in den Embryo bzw. Feten über die Mütter müssen Verteilungs- und Stoffwechselvorgänge komplexer Art berücksichtigt werden, die noch vielfach Fragen offenlassen. Entsprechend der Bedeutung wird der bisherige Wissensstand auf diesem Gebiet in einem eigenen Kapitel dargestellt.

Anschließend werden die wesentlichen Effekte, die nach einer Exposition während der drei Hauptentwicklungsperioden beobachtet worden sind, dargestellt. Es folgen Kapitel, in denen übergeordnet einige Langzeit- oder Späteffekte beschrieben werden, bevor eine Bewertung sowie Darstellung der bisherigen Strahlenschutzregelungen und Empfehlungen gegeben werden.

Band 13 „Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen“

In der Bundesrepublik Deutschland sind das Meldewesen über Störfälle und Unfälle in kerntechnischen Einrichtungen in der Weise geregelt und die Kernreaktor-Fernüberwachungssysteme (KFÜ) so ausgestattet, daß die zuständige atomrechtliche Aufsichtsbehörde sehr frühzeitig von derartigen Ereignissen Kenntnis erhält. Damit stehen die KFÜ-Rechner, die darin gespeicherten Rechenprogramme und die damit erzielbaren Ergebnisse, wie Dosisverteilungen in der Umgebung, wichtige Radionuklide oder wichtige Expositionspfade, für die Strahlenschutz-Fachberatung unmittelbar zur Verfügung. Trotzdem gibt es eine ganze Reihe von Gründen, den Fachberater Strahlenschutz mit eigenen, unabhängigen, relativ einfachen und durchschaubaren Arbeitshilfen auszustatten.

Der vorliegende Leitfaden soll diese Anforderungen erfüllen. Er stellt eine Überarbeitung der „Zusammenstellung von Entscheidungsgrundlagen für den fachlichen Berater bei kerntechnischen Unfällen“ dar.

Besonderes Gewicht wurde darauf gelegt, die notwendigen Rechengänge durch Vorauswertungen, beispielsweise in Form graphischer Darstellungen, möglichst zu verkürzen. Ein weiteres Bestreben galt dem Ziel, realistische Dosisabschätzungen auf der Grundlage neuerer wissenschaftlicher Erkenntnisse zu ermöglichen.

Weiterhin werden Hinweise zur Bewertung der Ergebnisse von Dosisabschätzungen und daraus abzuleitende Empfehlungen für Maßnahmen gegeben.

Die Ergebnisse der Abschätzungen bedürfen jedoch immer der Bewertung durch den entsprechenden vorgebildeten Fachmann und – sobald wie möglich – des Vergleichs mit Meßergebnissen.

Der Leitfaden wurde von einer Arbeitsgruppe des Ausschusses *Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen* der Strahlenschutzkommission erarbeitet. Die Strahlenschutzkommission beriet den Leitfaden mehrfach und verabschiedete ihn am 7. Dezember 1988.

Um dem Fachberater Strahlenschutz eine umfassende Unterlage an die Hand zu geben, sind im Anhang 1 bzw. 2 die „Radiologischen Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden“ und die „Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“ mit abgedruckt.

Der Kerntechnische Ausschuß (KTA) hat „die Aufgabe, 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⁾

Zur Vorbereitung seiner Beschlußfassungen bedient sich der KTA acht von ihm eingesetzter Unterausschüsse (UA). Es sind dies:

- UA Programm und Grundsatzfragen
- UA Anlagen- und Bautechnik
- UA Betrieb
- UA Elektro- und Leittechnik
- UA Hochtemperaturreaktoren
- UA Mechanische Komponenten
- UA Reaktorkern und Systemauslegung
- UA Strahlenschutztechnik

Die fachlich orientierten Unterausschüsse stimmen die Arbeitsergebnisse von Arbeitsgremien innerhalb und zwischen den im KTA vertretenen Gruppen ab.

Die Erarbeitung von Texten für zu erstellende Regeln wird von Arbeitsgremien vorgenommen. Hierzu vergibt der KTA aus sachlichen Gründen Aufträge an bestimmte Institutionen, die dafür Arbeitsgremien einsetzen.

Neben der weiteren Vervollständigung des KTA-Regelwerks ist auf seine ständige Überarbeitung hinzuweisen. Anlässlich solcher Überarbeitungen wird 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.

Der KTA-Geschäftsstelle obliegt die Führung der Geschäfte des KTA. Zur Wahrnehmung dieser Aufgabe hat die Geschäftsstelle eine Sitzung des Kerntechnischen Ausschusses und eine seines Präsidiums betreut.

Es fanden 24 Unterausschußsitzungen statt, um Vorlagen für den KTA beschluß-

reif zu machen. In dieser Phase der Regelerstellung besteht die Aufgabe der Geschäftsstelle hauptsächlich darin, die Stellungnahmen aus dem Kreis der KTA-Mitglieder zu einer Textfassung eines künftigen Regelentwurfs oder Änderungsvorschläge aus der Öffentlichkeit zu einem Regelentwurf so aufzubereiten, daß sie in den Unterausschüssen beratungsfähig werden. Das heißt, formale Anforderungen an Inhalt, Aufbau und äußere Form sind abschließend einzuarbeiten und schließlich Beratungsergebnisse eines Unterausschusses in die Textfassung einzubringen.

Die Arbeitsgremien haben im Berichtszeitraum 57 zum Teil mehrtägige Sitzungen abgehalten, die dem Ziel dienen, Textfassungen für Regelvorhaben zu erarbeiten. Bei vielen Regelvorhaben unterstützt die Geschäftsstelle die jeweiligen Auftragnehmer, indem sie die Betreuung der Arbeitsgremien übernimmt. Zur Vor- und Nachbereitung der Textarbeit in den Arbeitsgremien werden von diesen häufig Arbeitsgruppen für bestimmte Aufgaben eingesetzt. 44 Sitzungen solcher Arbeitsgruppen haben stattgefunden.

Zum Ende des Jahres 1989 umfaßte das KTA-Regelwerk:

- 74 Regeln²⁾
- 8 Regelentwürfe²⁾
- 20 Regelentwürfe in Vorbereitung
- 2 Vorberichte

Gegenwärtig laufen 16 Änderungsverfahren, bei sieben von ihnen liegt ein Entwurf zur Änderung der Regel vor.

Die Regelvorhaben, über die auf der 43. KTA-Sitzung im Juni 1989 beschlossen wurde, sind in Tabelle 6.1 aufgeführt.

Die Arbeiten an dem Auftrag des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit über eine „vergleichende Untersuchung von Regelwerken auf dem Gebiet der Sicherheit von Kernkraftwerken“ wurden wie vorgesehen im Jahr 1989 abgeschlossen. Die auf dem „internationalen Symposium über die regulatorische Praxis und über sicherheitstechnische Regeln für Kernkraftwerke“, das im Rahmen dieses Vorhabens vom 7. bis 10. Nov. 1988 in München mitveranstaltet

worden war³⁾, einvernehmlich dargelegten Auffassungen zur Harmonisierung von sicherheitstechnischen Forderungen bestimmten die weiteren Arbeiten im Berichtszeitraum. Es wurden die „NUSS-Codes on the Safety of Nuclear Power Plants“ der internationalen Atomenergieorganisation (IAEA) behandelt und Übersetzungen von drei Codes ins Deutsche eingehend bearbeitet. Ferner wurden sicherheitstechnische Grundbegriffe der IAEA und einiger Länder den in unserem Lande benutzten gegenübergestellt und daraus Vorschläge abgeleitet.

¹⁾ Bekanntmachung des BMU über die Bildung eines Kerntechnischen Ausschusses in der Fassung vom 1. September 1986

²⁾ Erhältlich bei Carl Heymanns Verlag KG, Luxemburger Straße 449, 5000 Köln 41

³⁾ U. Riedel: Atomwirtschaft (Januar 1989) S. 49/50

Sachgebiet	KTA-Nr.	Regeln und Regelentwürfe (in der Fassung 6/89)
Organisation, Arbeitsschutz und Qualitätssicherung	1301.2	Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken, Teil 2: Betrieb ¹⁾
	1404	Dokumentation beim Bau und Betrieb von Kernkraftwerken ²⁾
Gesamtanlage und bauliche Anlagen	2103	Explosionsschutz in Kernkraftwerken mit Leichtwasser- und Hochtemperaturreaktoren ²⁾
	2201.1	Auslegung von Kernkraftwerken gegen seismische Einwirkungen
	2201.2	Teil 1: Grundsätze ³⁾
	2201.4	Teil 2: Baugrund ³⁾
	2201.5	Teil 4: Anforderungen an Verfahren zum Nachweis der Erdbebensicherheit für maschinen- und elektrotechnische Anlagenteile ⁴⁾
	2206	Teil 5: Seismische Instrumentierung ³⁾
Kühlsysteme	2502	Auslegung von Kernkraftwerken gegen Blitzeinwirkungen ⁴⁾
	3201.1	Mechanische Auslegung von Brennelementlagerbecken in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren ⁴⁾
	3201.4	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren
	3205.2	Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen ³⁾
	3205.3	Teil 4: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung ³⁾
	3211.3	Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen
	3303	Teil 2: Komponentenstützkonstruktion mit nichtintegralen Anschlüssen für druck- und aktivitätsführende Komponenten in Systemen außerhalb des Primärkreises ⁴⁾
		Teil 3: Serienmäßige Standardhalterungen ²⁾
Sicherheits-einschluß	3413	Druck- und aktivitätsführende Komponenten außerhalb des Primärkreises
Aktivitätskontrolle und -führung	1502.2	Teil 3: Herstellung ⁴⁾
Versorgungs- und Hilfeinrichtungen	3601	Wärmeabfuhrsysteme für Brennelementlagerbecken von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren ⁴⁾
	3602	Ermittlung der Belastungen für die Auslegung des Volldrucksicherheitsbehälters gegen Störfälle innerhalb der Anlage ²⁾
	3605	Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken
	3702.2	Teil 2: Kernkraftwerke mit Hochtemperaturreaktor ²⁾

¹⁾ Regeländerung ²⁾ Regel ³⁾ Entwurf zur Änderung einer Regel ⁴⁾ Regelentwurf

Tabelle 6.1: Im Jahre 1989 aufgestellte Regeln und beschlossene Regelentwürfe

7.1 Organisation und wirtschaftliche Grundlage

Die GRS ist eine gemeinnützige, von der öffentlichen Hand getragene wissenschaftlich-technische Gesellschaft. Ihre Gesellschafter sind die Bundesrepublik Deutschland, der Freistaat Bayern, das Land Nordrhein-Westfalen, die zehn – vormals elf – Technischen Überwachungs-Vereine der Bundesrepublik und der Germanische Lloyd. Die Organe der GRS bestehen aus der Gesellschafterversammlung, dem Aufsichtsrat und den Geschäftsführern.

In ihren Betriebsteilen in Köln und in Garching bei München sowie den technischen Büros in Berlin, Paris und Washington beschäftigt sie rund 460 Mitarbeiter, davon über 300 Naturwissenschaftler und Ingenieure. Die Organisation der Gesellschaft ist nach fachlichen Gesichtspunkten in ortsübergreifende Fach- und Zentralbereiche gegliedert (Bild 7.1).

Wirtschaftliche Grundlage

Die GRS ist gemeinnützig und finanziert sich ausschließlich über Aufträge. Hauptauftraggeber mit jeweils rund 40% am Auftragsvolumen sind der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT). Des weiteren finanziert sich die GRS durch Aufträge der Genehmigungsbehörden der Länder, der Technischen Überwachungs-Vereine, der Europäischen Gemeinschaft und sonstiger Organisationen im In- und Ausland. Das Auftragsvolumen für das Jahr 1989 belief sich auf ca. 75 Mio. DM.

Aufsichtsrat

Staatssekretär Clemens Stroetmann, Bonn, Vorsitzender

Direktor Dipl.-Ing. Karl Stäbler, Stuttgart, stellvertr. Vorsitzender

Ministerialdirigent Dr. Knut Bauer, Bonn

Direktor Dr.-Ing. Karl Eugen Becker, München

Ministerialdirigent Wilfried Beimann, Düsseldorf

Direktor Dipl.-Ing. Heinz Cramer, Hannover

Ministerialrat Dr. Hans-Jürgen Danne, Bonn

Ministerialrat Dr. Norbert Dittrich, Bonn

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

Direktor Prof. Dr. Albert Kuhlmann, Köln

Ltd. Ministerialrat Dipl.-Ing. Rudolf Mauker, München

Ministerialrat Hubert Steinkemper, Bonn

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 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 Südwest e.V.	7,70
Germanischer Lloyd	3,85

Geschäftsführer

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

Geschäftsführung

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

Fachbereiche

Thermohydraulik	Prozeßführung	Systemanalyse	Betriebsverhalten	Entsorgung
Prof. Dr. E. F. Hicken	Dr. W. Bastl	W. Ullrich	D. Rittig	W. Thomas
Schwere Störfälle	Mensch – Maschine	Leichtwasser-reaktoren	Störungs- auswertung	Brennstoff- kreislauf
Kühlkreislauf	Leittechnik	Neue Reaktorsysteme	Betriebs- auswertung	Strahlen- und Umweltschutz
Anlagendynamik und Reaktorphysik	Prozeßrechner	Industrieanlagen	Strukturmechanik	Endlagerung
		Interdisziplinäre Aufgaben	Technische Dokumentation	

G. Hennenhöfer

Europäische Zusammenarbeit
A. Jahns

Zentralbereiche

Projekte R. Antoni	Datenverarbeitung Dr. H. Hoermann	Verwaltung R. Dollase	Forschungs- betreuung Dr. M. Banaschik
Kernkraftwerke	Mathematik	Finanzen und Organisation	Programme und Anlagen
Entsorgung und Umwelt	DV-Anwendung	Personal und Recht	Störfälle und Komponenten
Vertragsbetreuung	DV-Köln	Verwaltung Garching	Zentralaufgaben
Kommunikation	DV-Systeme		

Bild 7.1:
Organisation der GRS

7.2 Leistungsprofil

Auftrag der GRS ist die Beurteilung und Weiterentwicklung der technischen Sicherheit, vorrangig auf dem Gebiet der Kerntechnik. Ihre Arbeitsgebiete sind Forschung und Entwicklung, Sicherheitsanalysen, Auswertung von Betriebserfahrungen sowie sicherheitstechnische Beratung.

Codeentwicklung

Eines der wichtigsten Instrumentarien für die Bewertung der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen sind Rechenprogramme, mit denen die komplexen, physikalisch-chemischen Zusammenhänge beschrieben werden können. Derartige Rechencodes werden für spezifische Aufgabenstellungen weltweit entwickelt. Sie werden z. B. für Störfall- und Zuverlässigkeitsanalysen im Rahmen von Genehmigungsverfahren eingesetzt oder auch für Sicherheitsanalysen bzw. Risikostudien. Die in den Modellen beschriebenen Phänomene sind nicht ausschließlich nuklearspezifisch und werden von der GRS teilweise auch bei nichtnuklearen Fragestellungen, wie z. B. in der Weltraumtechnik, eingesetzt.

Die GRS befaßte sich von Anfang an intensiv mit der Entwicklung und Verifikation dieser analytischen Verfahren. Als wesentliche GRS-Codeentwicklungen, die anhand von Experimenten an Versuchsanlagen, wie LOFT (Loss of Fluid Test), LOBI (Loop Blowdown Investigation) oder PKL (Primärkreisläufe) modellmäßig erprobt und verifiziert wurden, seien folgende Programmsysteme hervorgehoben:

- die Anlagenmodelle ALMOS für Siedewasserreaktoren und ALMOD für Druckwasserreaktoren, mit denen sich Betriebstransienten mit und ohne Reaktorschnellabschaltung simulieren lassen,
- die Programme DRUFAN und FLUT, die zur Analyse von Lecks in verschiedenen Phasen bei Kühlmittelverluststörfällen eingesetzt werden,

- der Systemcode ATHLET, in den mehrere Programme integriert sind, mit seiner Erweiterung für den Einsatzbereich schwerer Störfälle (ATHLET-SA),
- das dreidimensionale Kernmodell QUABOX/CUBBOX-HYCA zur Berechnung von Leistungsverteilung und Reaktivitätszustand in Reaktorkernen,
- das Programm DAPSY/DAISY für die Simulation von Druckwellenausbreitungsvorgängen,
- das Programmsystem RALLY, das zur Berechnung von Zuverlässigkeitskenngrößen entwickelt wurde, und
- der Code RALOC für die Berechnung der Dampf- und Gasverteilung in Kernreaktoren.

Von der GRS entwickelte Rechencodes werden zahlreichen in- und ausländischen Institutionen zur Verfügung gestellt, denn die Entwicklung und Verifikation dieser Verfahren stellt eine Aufgabe dar, die nur auf internationaler Ebene effektiv zu meistern ist.

Probabilistische Sicherheitsanalysen

Das wohl umfassendste Projekt, mit dem die GRS bisher betraut wurde, ist die Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke im Auftrag des BMFT. Sie stellt eine typische interdisziplinäre Aufgabe dar, die nur im Zusammenwirken von Experten verschiedener Fachrichtungen gelöst werden kann, und an der neben der GRS auch weitere Fachleute aus anderen Institutionen beteiligt waren. Der Zweck einer solchen Studie besteht vor allem darin, im Sinne einer Systemanalyse relative Schwachstellen zu identifizieren und damit Verbesserungsmöglichkeiten zur Erhöhung der Sicherheit aufzuzeigen.

Die Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, der als Referenzanlage das Kernkraftwerk Biblis B mit Druckwasserreaktor zugrunde liegt, wurde 1976 begonnen. Die Ergebnisse der Phase A wurden 1979 der Öffentlichkeit vorgestellt und in einem Hauptband und acht Fachbänden detailliert dokumentiert. Phase B der Studie, in



Der ausführliche Band zur Deutschen Risikostudie, Phase B

der vor allem verbesserte Methoden und neue Ergebnisse der Sicherheitsforschung berücksichtigt werden sollten, wurde 1989 zum Abschluß gebracht und die Ergebnisse veröffentlicht.

Sicherheitsanalysen werden grundsätzlich für ein bestimmtes Kernkraftwerk durchgeführt. Dabei ist Voraussetzung, daß detaillierte Kenntnisse über alle Einzelheiten des Kernkraftwerkes vorliegen. Die Untersuchungen können auch Hinweise für baugleiche oder -ähnliche Anlagen liefern. Ihre Ergebnisse können aber nicht auf andere Reaktorkonzepte übertragen werden.

Für Siedewasserreaktoren liegt in der Bundesrepublik Deutschland noch keine entsprechende, geschlossene Darstellung wie für Druckwasserreaktoren vor. So hat die GRS Ende 1988 damit begonnen, im Rahmen einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) für das Kernkraftwerk Gundremmingen als Referenzanlage auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe systematisch zu untersuchen und Anlagenschwachstellen zu identifizieren.

Risikountersuchungen hat die GRS auch über weitere Reaktorkonzepte und Anlagen durchgeführt, wie die „Risikoorientierte Analyse zum SNR-300“ über den Schnellen Brüter in Kalkar, die system-

technische Analyse zum THTR-300 im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse für Hochtemperaturreaktoren und, gemeinsam mit chinesischen Experten, probabilistische Sicherheitsanalysen für deren Kernkraftwerk Qinshan.

Anlageninterner Notfallschutz

Parallel zu den Arbeiten zur Phase B der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke wurde die Bedeutung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes – sogenannte Accident-Management-Maßnahmen (AM-Maßnahmen) – erkannt. Das heißt, auch wenn Auslegungsgrenzen überschritten werden, bestehen durch Nutzung der Auslegungsreserven der Anlage noch Möglichkeiten, ein Kernschmelzen zu verhindern bzw. die Folgen eines Kernschmelzunfalls wirksam zu begrenzen. Die Weiterentwicklung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen bildet daher einen aktuellen Arbeitsschwerpunkt der GRS.

Auswertung von Betriebserfahrungen

- Besondere Vorkommnisse, Störfälle, Unfälle

Zentral für die Bundesrepublik sammelt die GRS seit Jahren im Auftrag des BMU besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken und anderen kerntechnischen Anlagen. Auch wichtige Vorkommnisse in ausländischen Anlagen werden mit einbezogen. Die Vorkommnisse werden unter folgenden Gesichtspunkten ausgewertet:

- Ursache des Ereignisses
- Wirksamkeit von Abhilfemaßnahmen
- Wiederholungsgefahr
- Übertragbarkeit auf andere Anlagen

Damit ist eine umfassende Bewertung der sicherheitstechnischen Relevanz möglich, die von den Aufsichtsbehörden als Entscheidungsgrundlage herangezogen wird.

Der bisher schwerste Unfall in einem westlichen Leichtwasserreaktor ereignete

sich im Jahr 1979 im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island (TMI). Die GRS hat daraufhin sehr schnell und detailliert die verfügbaren Informationen beschafft, ausgewertet und der Fachwelt wie der Öffentlichkeit zur Verfügung gestellt.

Der Unfall im sowjetischen Kernkraftwerk Tschernobyl am 26. April 1986 führte bei der GRS zu außergewöhnlichen Aktivitäten. Schon früh hat sie in einem ersten Bericht die anfangs nur spärlich vorliegenden Informationen zur Anlage und zum Unfallablauf sowie die radiologischen Auswirkungen in der Bundesrepublik Deutschland zusammengestellt und bewertet. Kurz nach der internationalen Wiener Konferenz bei der IAEA konnte ein zweiter detaillierter Bericht veröffentlicht werden.



Ferndiagnose von Körperschallereignissen in Kernkraftwerken

● Kenndaten

In verschiedenen Druck- und Siedewasserreaktoren der Bundesrepublik werden im Rahmen der Auswertung von Betriebserfahrungen Daten gesammelt, die zur Verbreiterung der Datenbasis von Zuverlässigkeitskenngrößen dienen.

● Technische Betriebsüberwachung

Im Rahmen der Betriebssicherheit von Kernkraftwerken befaßt sich die GRS u. a. auch mit der Entwicklung und Erprobung von Methoden zur Schadenfrüherkennung und Fehlerdiagnose. So wurden inzwischen alle Kernkraftwerke der Bundesrepublik mit Körperschall-Überwachungssystemen zur Detektion und Ortung lockerer und loser Teile im Primärsystem ausgerüstet. Von der GRS neuentwickelte, vollautomatische Schwingungs-Überwa-

chungssysteme (COMOS), mit denen sich Schäden an Reaktoreinbauten und Primärkreislaufkomponenten erkennen lassen, werden bereits in mehreren Druckwasserreaktoren betrieben.

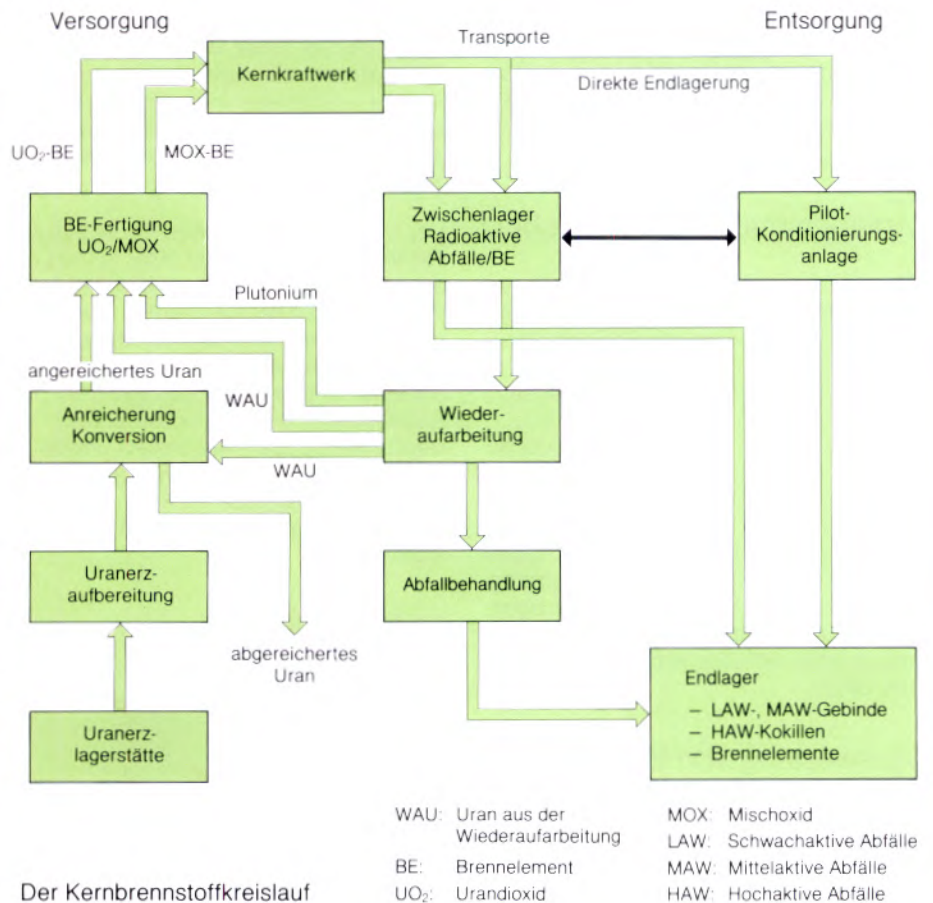
Brennstoffkreislauf und Entsorgung

Seit 1980 befaßt sich die GRS verstärkt mit der Bewertung von Entsorgungseinrichtungen und Anlagen des Brennstoffkreislaufs. So erstellte sie im Auftrag der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden Sicherungsgutachten für verschiedene Brennelementfabriken ebenso wie für Transporteinrichtungen und Zwischenlager.

Im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens für das geplante Endlager Konrad hat sie in einer Systemanalyse Untersuchungen zum bestimmungsgemäßen Betrieb und zu Störfällen durchgeführt. Dabei war u. a. der fortschreitende Planungszustand der Anlage zu berücksichtigen. Weiterhin hat die GRS die Transportstudie Konrad begonnen. Ziel dieser Studie ist es, die mit dem Transport radioaktiver Abfälle verbundenen Fragestellungen bezüglich Sicherheit und Risiko zu bewerten. Für das geplante Endlager Gorleben wird ein Konzept zur Durchführung von Störfallanalysen und zur Ermittlung der radiologischen Belastungen während der Betriebsphase erstellt und Berechnungen zur Langzeitsicherheit angestellt. Darüber hinaus prüft die GRS die Untersuchungen zur direkten Endlagerung, die im Rahmen der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten des BMFT durchgeführt werden, insbesondere unter genehmigungsrelevanten Gesichtspunkten.

Strahlen- und Umweltschutz

Die GRS berät die bundesdeutschen Behörden in Fragen des radiologischen Arbeitsschutzes und der betrieblichen Ableitungen radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken. Weiterhin bildet die Untersuchung von Freisetzungs- und Rückhalte-



Der Kernbrennstoffkreislauf

prozessen von Spaltprodukten in Kernkraftwerken bei Unfällen einen der Schwerpunkte der Arbeiten auf dem Gebiet des Strahlen- und Umweltschutzes. Darüber hinaus wird geprüft, inwieweit sich für den Bereich der Kerntechnik entwickelte Untersuchungsmethoden auch auf Fragestellungen im nichtnuklearen Sektor, z. B. bei der Sanierung von Altlasten, übertragen lassen.

Aktivitäten auf nichtnuklearen Gebieten

In den letzten Jahren konnte die GRS auch auf dem nichtnuklearen Sektor Fuß fassen. Mit der Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen für Komponenten aus

Chemieanlagen konnte die Datenbasis für probabilistische Untersuchungen in diesem Bereich erheblich erweitert werden.

Besonders hervorzuheben ist die Beteiligung an verschiedenen EG-Projekten. Zusammen mit weiteren ausländischen Partnern wurden u. a. Fragestellungen zu Software-sicherheit und Softwareentwicklung zur Überwachung von Prozeßanlagen durchgeführt.

7.3 Internationale Zusammenarbeit

Reaktorsicherheit ist eine länderübergreifende Aufgabe. Um ein hohes und konsistentes Sicherheitsniveau bei Kernkraftwerken zu erzielen, ist deshalb die internationale Zusammenarbeit für die GRS von großer Bedeutung.

Internationale Organisationen

So sieht es die GRS als ihre Aufgabe, in Arbeits- und Entscheidungsgremien insbesondere folgender internationaler Organisationen mitzuarbeiten:

- International Atomic Energy Agency (IAEA)

Die Aufgabenschwerpunkte liegen hier bei

- der Unterstützung von Drittländern in Sicherheitsfragen,
- der Mitarbeit bei der Erstellung international gültiger sicherheitstechnischer Regeln und Sicherheitsanforderungen,
- der Teilnahme an Operational Safety Review Teams (OSART) und an Analysis of Safety-Significant Events Teams (ASSET),
- dem Programm zur Bewertung der Betriebssicherheit von Kernkraftwerken,
- der Teilnahme an Programmen der internationalen Reaktorsicherheitsforschung.
- Organization for Economic Cooperation and Development / Nuclear Energy Agency / Committee on the Safety of Nuclear Installations (OECD/NEA/CSNI).

Dort beteiligt sich die GRS

- bei der Konsensfindung in grundlegenden Sicherheitsfragen,
- beim Austausch von Betriebserfahrungen, u. a. im Zusammenhang mit dem Incident Reporting System (IRS),
- an Untersuchungen zur Mensch-Maschine-Kommunikation,

- mit der Teilnahme an Reaktorsicherheitsforschungsprogrammen der NEA, u. a. zu Reaktortransienten, Primärkreisintegrität, schweren Unfällen, Risikobewertung.

- Kommission der Europäischen Gemeinschaften (KEG)

Schwerpunktmäßig arbeitet die GRS mit

- beim Erfahrungsaustausch auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit und
- bei der Harmonisierung grundlegender Sicherheitsfragen in den Mitgliedsländern.

- den Informationsaustausch zu verbessern,
- die Basis für Entscheidungen bei grundsätzlichen Sicherheitsfragen zu verbreitern,
- die Betriebssicherheit durch Umsetzung ausgetauschter Betriebserfahrungen zu erhöhen und
- die Diskussion über neue Forschungsvorhaben anzuregen.

Letztendlich führen solche Aktivitäten zur weiteren Verbesserung der Sicherheit und tragen dazu bei, einen internationalen Konsens in Sicherheitsfragen zu erzielen.

Koordinationsaufgaben Reaktorsicherheitsforschung

Die GRS unterstützt den BMFT bei Planung, Durchführung und Auswertung seiner Auslandszusammenarbeit. Die Kooperation erfolgt auf der Basis einer Reihe bilateraler Verträge sowie durch Mitwirkung in multinationalen Organisationen und Projekten. Regelmäßig finden Koordinatorengespräche statt mit dem französischen Commissariat à l'Energie Atomique (CEA), der amerikanischen Nuclear Regulatory Commission (USNRC) und den japanischen Institutionen Ministry of International Trade and Industry (MITI) und Science and Technology Agency (STA). Eine intensive Beteiligung besteht darüber hinaus auch an den großen internationalen Forschungsprojekten, wie z. B. HALDEN, Programme of the Inspection of Steel Components (PISC), den internationalen Standardproblemen sowie im Rahmen der trilateralen Zusammenarbeit zwischen der USNRC, dem Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) und dem BMFT am 2D/3D-Projekt.

Aufgrund des Abkommens über Wissenschaftlich-Technische Zusammenarbeit (WTZ) mit der Sowjetunion und der DDR wurde auf dem Gebiet Reaktorsicherheitsforschung die Zusammenarbeit vertieft und deutlich ausgeweitet.

Generell hat die Zusammenarbeit zwischen den die Kernenergie nutzenden Ländern zum Ziel

7.4 Deutsch-französische Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Sicherheitstechnik

Am 19. 7. 1989 haben die GRS und ihr französischer Partner, das Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN/CEA), in Paris eine Vereinbarung über die Zusammenarbeit bei nuklearen und auch nichtnuklearen sicherheitstechnischen Fragen geschlossen.

Dieses Abkommen ist u. a. ein Ergebnis der „Gemeinsamen Erklärung über die Zusammenarbeit zwischen Frankreich und der Bundesrepublik Deutschland im Bereich der friedlichen Nutzung der Kernenergie“, die der französische Minister für Industrie und Raumordnung, Fauroux, und Umweltminister Prof. Töpfer am 6. Juni 1989 unterzeichnet haben.

Die Kooperation dient dem Zweck, die langjährigen Kontakte mit dem IPSN zu intensivieren und auch zu formalisieren. Sie soll sich schrittweise mit folgenden Aufgaben befassen:

- Erarbeitung gemeinsamer Studien und Bewertungen auf den Themenfeldern neue Reaktorkonzepte, anlageninterne Notfallmaßnahmen, Lagerung von Abfällen und nichtnukleare Sicherheit,
- Austausch von Personal und Bildung gemeinsamer Arbeitsgruppen für bestimmte Themen und schließlich
- längerfristige Bildung einer gemeinsam getragenen Organisationsstruktur.

Zu diesen Aufgaben wurde eine Vielzahl von Themen konkret definiert. Erste Ergebnisse liegen bereits vor, wie der erste gemeinsame Bericht zum Thema „Wasserstoffverhalten“, der im November 1989 veröffentlicht wurde. Zum Thema „neue Reaktorkonzepte“ haben das IPSN und die GRS ein Papier erarbeitet, in dem grundlegende Sicherheitsanforderungen und Fragen an die Firma Nuclear Power International, ein gemeinsames Unternehmen von Siemens und Framatome, zu deren neuem Druckwasserreaktor-Konzept zusammengestellt wurden.



Prof. Adolf Birkhofer und Francois Cogné, Direktor des IPSN, unterzeichnen die Vereinbarung zur deutsch-französischen Zusammenarbeit.

7.5 Deutsch-deutsche Zusammenarbeit

Anfang 1990 erhielt die GRS vom BMU den Auftrag, die Sicherheit der in Greifswald in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke russischer Bauart WWER 440/230, Blöcke 1 – 4, zu analysieren. Eine bis dahin nahezu unbekannte Technik sollte Gegenstand einer Sicherheitsbeurteilung sein. Die hohe politische und öffentliche Erwartungshaltung stellte an die GRS große wissenschaftliche und organisatorische Ansprüche. Sie mußte sehr rasch spezifische Anlagenkenntnisse erwerben, gleichzeitig aber auch der interessierten Öffentlichkeit vermitteln, welche Aufgaben die GRS zu erfüllen hat und welches ihre jeweiligen Erkenntnisse waren. Am 15. 2. 1990, nach rund 6wöchiger Arbeit, hat die GRS einen ersten Zwischenbericht dem BMU übergeben. Bundesminister Prof. Töpfer hat ihn der Bundespresskonferenz vorgestellt und die sich daraus ergebenden Konsequenzen erläutert. Die Analysen, bei denen auch das Staatliche Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz der DDR (SAAS) integriert war, wurden in einem weiteren Schritt vertieft. Im Juni 1990 konnte dann nach eingehenden Diskussionen mit russischen Experten, die die Anlage geplant hatten, ein zweiter Zwischenbericht vorgelegt werden.

Für das 2. Halbjahr 1990 ist eine weitere Analyse für die Blöcke 5 – 8 in Greifswald vorgesehen. Diese Aufgabe wird gemeinsam mit dem SAAS durchgeführt. Danach erfolgen Sicherheitsanalysen für das Kernkraftwerk Stendal mit Reaktoren vom Typ WWER 1000/320.

7.6 Informationsarbeit

Die vielfältigen Ergebnisse der GRS aus Sicherheitsanalysen sowie Forschungs- und Entwicklungsarbeiten werden für ihre Auftraggeber in zahlreichen Berichten dokumentiert. Die GRS sieht sich in der Pflicht, wichtige Erkenntnisse auch der interessierten Öffentlichkeit zu vermitteln. Sie bedient sich daher einer Reihe von Möglichkeiten, die teils traditionell, teils den aktuellen Erfordernissen angepaßt sind. So veranstaltet die GRS jährlich ein „Fachgespräch“, bei dem Schwerpunktthemen aus dem laufenden Arbeitsprogramm vorgestellt und diskutiert werden. Darüber hinaus informiert die GRS z. B. in Form von Fachseminaren oder Berichten über aktuelle Entwicklungen, wenn ein besonderes Interesse vorliegt.



Informationsveranstaltung im Garchinger Seminarraum

GRS-Fachgespräch 1989

Im Rahmen der Arbeiten zur Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke und der Analysen über anlageninterne Maßnahmen bei schweren Störfällen hatte die GRS herausgefunden, daß eine zusätzliche Sicherheitsebene geschaffen und damit die Sicherheit weiter verbessert werden kann. Die dazugehörigen technischen und konzeptionellen Entwicklungen vorzustellen, war das Anliegen der GRS auf ihrem Fachgespräch, das im November 1989 in München stattfand. Der Einladung waren rund 300 in- und ausländische Gäste gefolgt.

Dem Fachgespräch vorangestellt wurde wie stets eine Pressekonferenz, die mit ca. 20 Journalisten gut besucht war. Die Journalisten nahmen nicht nur die Informationen der Geschäftsführung über aktuelle Entwicklungen des Unternehmens und seiner Arbeitsschwerpunkte entgegen, sondern machten auch intensiv von dem Angebot Gebrauch, die breite Themenpalette der Reaktorsicherheit nachzufragen. Die Resonanz in den Medien war beachtlich und angesichts der komplexen Materie erstaunlich fundiert.

War es im letzten Jahr eine Postersession, mit der das Fachgespräch angereichert wurde, so fand diesmal eine Informations-

veranstaltung im Garchinger Seminarsaal statt, bei der aktuelle Projekte der GRS vorgestellt wurden. Damit bot sich vielen Gästen erstmalig die Gelegenheit, die GRS vor Ort kennenzulernen. Über 100 Gäste bekamen interessante Vorträge geboten, z. B. über die Analysen zur Wasserstoffbespeisung der Europarakete ARIANE oder den Langzeitsicherheitsnachweis für Endlager.

Die Vorträge des Fachgesprächs wurden in einem Tagungsband als GRS-Bericht veröffentlicht.

Seminare zum Accident Management

Unter dem Titel „Vermeidung oder Begrenzung von folgenschweren Ereignissen“ werden von der GRS im Auftrag des BMU seit 1987 Seminare für die atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden sowie die Technischen Überwachungs-Vereine durchgeführt. Die Seminare werden in zwei Teilen veranstaltet, um dem teilweise unterschiedlichen Teilnehmerkreis gerecht zu werden. Teil 1

behandelt die Fragen innerhalb, Teil 2 außerhalb des Kraftwerksgeländes.

Teil 1 wurde am 28./29. November 1989 bereits zum zweiten Mal wiederholt. Bei der letzten Seminarveranstaltung wurden u. a. die Themen „Notfallhandbuch“ und „Notfallübungen am Simulator“ eingehend behandelt und lebhaft diskutiert. Es hat sich gezeigt, daß Untersuchungen zu Siedewasserreaktor-Anlagen zunehmend an Bedeutung gewinnen. Die Thematik wurde weitgehend von der GRS abgedeckt.

Bereits am 24./25. 4. 1989 hatte die GRS ebenfalls als Wiederholungsveranstaltung das Seminar „Vermeidung oder Begrenzung folgenschwerer Ereignisse – Teil 2: Notfallschutz außerhalb der Anlage“ in Köln durchgeführt.

Workshop über nukleare Sicherheit im Weltraum

Die GRS befaßt sich auch mit der Frage der Gefährdung durch den Einsatz nuklearer Energieversorgungssysteme im Weltraum. Angesprochen sind dabei insbesondere Isotopenbatterien und kleinere Kern-

reaktoren. Die Arbeiten hierzu werden vom Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) finanziert. Die Ergebnisse fließen in die Diskussion über Sicherheitskriterien für solche Systeme bei den Vereinten Nationen ein. Es fand eine Arbeitsteilung statt zwischen der TU Braunschweig, die für den bahnmechanischen Teil und das Systemverhalten verantwortlich ist, und der GRS, die die Aspekte der radiologischen Gefährdung durch diese Systeme bearbeitet.

Aus der Idee, diese Ergebnisse im Rahmen eines Workshops auf internationaler Ebene zu diskutieren, entwickelte sich mit Unterstützung des BMFT für die GRS die Möglichkeit, diesen Workshop am 13./14. November 1989 in Köln auszurichten und ihn im Rahmen der Möglichkeiten nach unseren Vorstellungen zu gestalten.

Weitere Veranstaltungen

Darüber hinaus hat die GRS folgende Fachseminare organisiert und fachlich mitgestaltet:

- Komponentenverhalten unter Sicherheitsaspekten bei Kernkraftwerken des Typs DWR
Deutsch-Sowjetischer Erfahrungsaustausch im Rahmen des WTZ-Abkommens
GRS-Köln, 27. 2. – 3. 3. 1989
- Aachtes Deutsches Atomrechtssymposium
München, Residenz, 1. – 3. 3. 1989
- Analyse menschlicher Zuverlässigkeit
GRS-Garching, 29. 5. – 2. 6. 1989
- CSNI/GRS-Expertenmeeting Accident Management
GRS-Garching, 12. – 14. 6. 1989
- Zerstörungsfreie Prüfverfahren und Qualitätssicherung
Expertengespräch mit der DDR im Rahmen des WTZ-Abkommens
GRS-Garching, 7. – 8. 3. 1990
- 1. Seminar über Phänomene und Analysen schwerer Störfälle
GRS-Garching, 17. – 21. 4. 1990

Präsentation der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B

Die Arbeiten an der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B“, konnten 1989 abgeschlossen werden. Die Studie, finanziert vom BMFT und von der GRS federführend durchgeführt, wurde von Anfang an mit außerordentlich großem Interesse, nicht nur bei Politik und Behörden, Wissenschaft und Wirtschaft, sondern auch seitens der allgemeinen Öffentlichkeit begleitet.

Die sach- und zielgerechte Information war dabei stets ein besonderes Anliegen der GRS. Der Abschlußbericht konnte im Sommer dem BMFT übergeben werden. Bundesforschungsminister Riesenhuber hat ihn anlässlich einer Pressekonferenz in Mannheim im Sommer 1989 vorgestellt. Die gedruckte Version erschien im Frühjahr 1990. Den durch die Pressekonferenz geweckten Bedarf an weiteren fachlichen Detailinformationen deckte die GRS durch verschiedene Maßnahmen ab:

- Zur Pressekonferenz konnte die GRS „Eine zusammenfassende Darstellung“ vorlegen, die inzwischen eine Auflagenhöhe von über 5000 Exemplaren erreicht hat und kostenlos an Interessierte abgegeben wird.
- Des weiteren bot die GRS eine Reihe von Informationsveranstaltungen an, um Methoden und Ergebnisse vertiefend darzustellen. Diese Möglichkeit nutzten Behörden und Betreiber, aber auch die Kernenergie ablehnende Wissenschaftler, sehr intensiv.
- Das öffentliche Interesse zeigte sich auch in einer großen Zahl von brieflichen Anfragen interessierter Bürger.



