



Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

Jahresbericht
1993/94





**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH**

Jahresbericht
1993/94



Die derzeitige Situation des Kernkraftwerks Rovno war im Sommer 1994 Gegenstand einer Recherche der Zeitschrift STERN. Zu ihrem Interview am 21. Juli 1994 in dem ukrainischen Kernkraftwerk wurden die beiden STERN-Reporter von zwei GRS-Angehörigen begleitet.



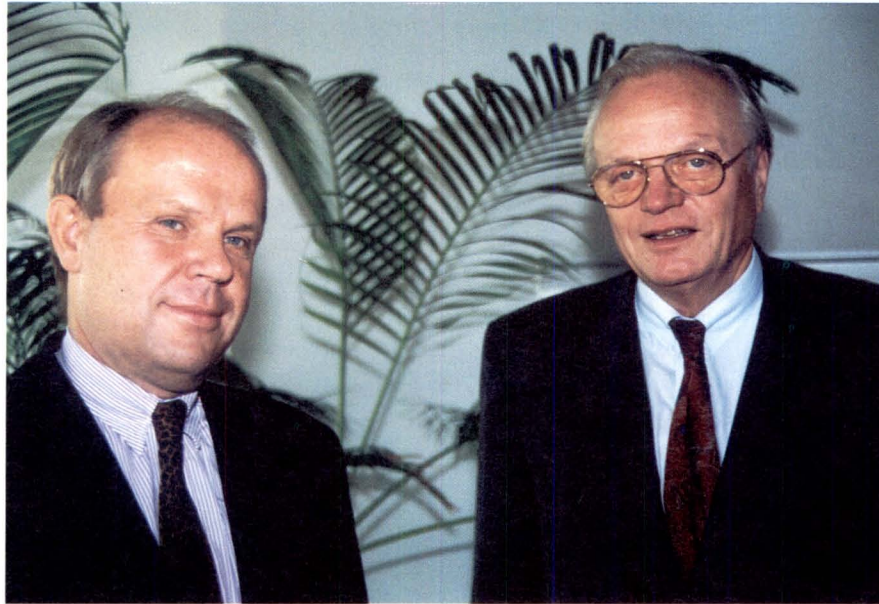
Zum 8. Jahrestag der Katastrophe von Tschernobyl veranstaltete die GRS zusammen mit ihrem französischen Partner IPSN am 21. April 1994 eine Pressekonferenz im Presseclub Straßburg. Zum gleichen Thema fand vier Tage später im Bonner Presseclub eine weitere Pressekonferenz der GRS zusammen mit dem GSF-Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit (Neuherberg/München) statt. Beide Veranstaltungen fanden beachtliche Resonanz in den Medien.

IMPRESSUM

Herausgeber: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Redaktion: Regina Knoll
Fachredaktion: Dr. Renate Nowak
Grafische Gestaltung und Satz: DAVIS BONN GmbH
Druck: Engelhardt

Nachdruck, auch auszugsweise, nur mit Genehmigung der
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Schwertnergasse 1, 50667 Köln

1	Einführung	8
2	GRS-Vorhaben	10
3	Künftige Reaktorkonzepte	25
3.1	Perspektiven unterschiedlicher Entwicklungskonzepte in der deutschen Reaktortechnik	25
3.2	Entwicklung gemeinsamer deutsch-französischer Sicherheitsziele und -anforderungen für zukünftige Reaktoren	30
4	Osthilfeprogramm	34
4.1	Das Investitionsprogramm des BMU für Rußland und die Ukraine	34
4.2	Neuere Informationen zum Zustand des Blocks 4 des KKW Tschernobyl	37
4.3	Sicherheitstechnische Untersuchungen zur Vorbereitung von Ertüchtigungsprogrammen für ukrainische Kernkraftwerke	42
4.4	Kozloduy - ein Beispiel für Assistance	45
4.5	Orientierende sicherheitstechnische Bewertung der russischen Reaktoranlage W-407	47
4.6	Moskauer Büro GRS/IPSN/RISKAUDIT	51
5	Forschungsergebnisse aus den Fachbereichen	53
5.1	Nachrechnung des Bündel-Quench-Versuchs Cora-13 mit ATHLET-CD	53
5.2	Modellentwicklung zur Wasserstoffverbrennung in einem unterteilten Sicherheitsbehälter	59
5.3	Fortschritte bei der Simulation von Öl- und Kabelbränden mit dem Code CRDLOC	62
5.4	Ein rechnergestütztes Beratungssystem auf dem Gebiet Verfügbarkeit-Zuverlässigkeit-Sicherheit für komplexe Systeme und Anlagen (RELADS)	67
5.5	Sicherheitsbeurteilung für den European Transonic Windtunnel (ETW)	71
5.6	Precursor-Analysen in der GRS	74
5.7	Internationale Bewertungsskala für bedeutsame Ereignisse in kerntechnischen Einrichtungen (INES)	77
5.8	Untersuchung des Jodverhaltens beim PHEBUS-Versuch – Meßmethoden und Rechnungen mit IMPAIR	79
5.9	Nachweis der Kritikalitätssicherheit bei Transportbehältern für abgebrannte Brennelemente – Stand der Technik und neue Trends	83
5.10	Bestimmung der Freisetzung von Urandioxid aus einem Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente nach Hohlladungsbeschuß	86
5.11	Harmonisierung der Charakterisierung des Aktivitätsinventars von Kernkraftwerksabfällen in der Europäischen Union	89
5.12	Qualifizierung von Rechenprogrammen zum Nachweis der Langzeitsicherheit von Endlagern	93
6	Geschäftsstelle TAA/SFK	98
7	Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH	100
7.1	Übersicht	100
7.2	Digitales Überwachungssystem SIGMA	101
7.3	Entwicklung eines Aktivitätsdatenerfassungs- und Auswertesystems (ADAS 2)	104
8	RISKAUDIT	107
9	Organisation und wirtschaftliche Entwicklung	109
9.1	Organisation	109
9.2	Fachliche Schwerpunkte	112
9.3	Wirtschaftliche Grundlage	113
10	Veranstaltungen, Vorträge, Veröffentlichungen	114



Die Geschäftsführer der GRS, G. Hennenhöfer (l.) und A. Birkhofer

Die internationale Entwicklung in der Kernenergie hat gezeigt, daß Reaktorsicherheit als globale Herausforderung Ländergrenzen überschreitet. Eine enge Kooperation mit ausländischen Sicherheitsorganisationen ist unverzichtbar. Die Zusammenarbeit mit unserem Partner, dem französischen Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), wurde weiter verstärkt. Auch die Unterstützungsprogramme zur Verbesserung der Sicherheit osteuropäischer Anlagen machten Fortschritte. Unsere Tochtergesellschaften RISKAUDIT und ISTec sowie die Mitgliedschaft in der TSOG (Technical Safety Organisation Group) haben dazu beigetragen, die Position der GRS als kompetenter und international gefragter Sicherheitspartner zu stärken. Im Inland steht die Betriebsbewertung der laufenden Anlagen weiterhin im Mittelpunkt unserer fachlichen Arbeiten. Zusätzlich zu ihren klassischen Arbeitsgebieten kümmert sich die GRS außerdem zunehmend um Fragen des konventionellen Umweltschutzes und der Anlagensicherheit.

Während derzeit im Westen die Anforderungen an eine neue Generation von Kernkraftwerken formuliert werden, ist die Situation in Osteuropa nach wie vor durch Sicherheitsdefizite der dortigen Anlagen geprägt. Um diese Defizite der russischen Reaktortypen zu beheben, riefen die westlichen Industrienationen verschiedene Unterstützungsprogramme ins Leben. Dabei hat sich die GRS im Auftrag des Bundesministers für Naturschutz, Umwelt und Reaktorsicherheit (BMU) beim Aufbau einer west-östlichen Sicherheitspartnerschaft stark engagiert: Es geht um Dialog, nicht um Patentrezepte. Um diesen Dialog zu fördern, wurde Anfang 1993 in Zusammenarbeit mit unserem Partner IPSN ein Büro in Moskau eröffnet. Ein zweites in Kiew arbeitet bereits seit Anfang 1994. Zu den wichtigsten Aufgaben dieser Büros, die von RISKAUDIT geführt werden, gehört der Aufbau gegenseitigen Vertrauens. Denn für ein gemeinsames Sicherheitsverständnis ist entscheidend, daß der Denkansatz der Vorsorge weit im Vorfeld einer Gefährdung von allen Beteiligten als Grundlage akzeptiert wird. Aus diesem Grund sieht die GRS ihre Aufgaben nicht nur in sicherheitstechnischen Bestandsaufnahmen und Empfehlungen für einen möglichst effektiven Einsatz der Finanzmittel, sondern auch in einem intensiven Know-how-Transfer durch gemeinsame Forschungsprojekte, Schulungsseminare, Hospitationen oder Workshops.

Das mit dem IPSN gegründete und inzwischen etablierte Unternehmen RISKAUDIT ist im Auftrag der Europäischen Union (EU) oder auch der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung, London, tätig. Nach zahlreichen Vorhaben in Osteuropa konnte zudem im vergangenen Jahr erstmals mit dem TSO-

Studienprojekt zur Sicherheit fortgeschrittener Druckwassereaktoren und zur Entwicklung von Sicherheitszielen ein Vertrag abgeschlossen werden, der ausschließlich Arbeiten in Westeuropa betrifft. Um die Zusammenarbeit der westeuropäischen Sicherheitsorganisationen wirkungsvoll zu fördern und die Europäische Kommission über deren Einsatz im Rahmen ihrer Programme zur Ertüchtigung der osteuropäischen Kernkraftwerke effektiv beraten zu können, wurde eine Instanz geschaffen, die die internationalen Aktivitäten aufeinander abstimmen soll. Auf EU-Ebene wurde deshalb 1993 die TSOG gegründet, eine Gruppierung, in der bisher sechs von ihren Ländern benannte Sicherheitsorganisationen, darunter GRS und IPSN, zusammenarbeiten. Sie hat sich bereits innerhalb eines Jahres bewährt. TSOG ist nur eines der Instrumente, mit denen sich Westeuropa dem Osten als verlässlicher Partner beweist.

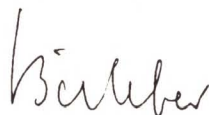
Steht bei der Kooperation mit dem Osten eine Vermittlung westlicher Sicherheitskultur im Vordergrund, befaßt sich die GRS im Westen bereits seit einigen Jahren mit der Aufgabe, das Anforderungsprofil an künftige Reaktorgenerationen zu entwickeln. Daran arbeitet die Gesellschaft gemeinsam mit IPSN seit 1989. Bewährte Sicherheitstechnik, die bereits heute schwere Unfälle hinreichend unwahrscheinlich macht, muß dazu evolutionär weiterentwickelt werden. Ziel ist - wie in der jüngsten Novellierung des Atomgesetzes gefordert - durch eine innovative Konstruktion selbst bei einem hypothetischen Unfall mit Kernschmelzen die radiologischen Auswirkungen auf das Kernkraftwerk zu beschränken.

Im Inland bleibt für uns neben diesen neuen Aufgaben die Betriebsbewertung bestehender Anlagen fachlicher Schwerpunkt. Das Sicherheitsniveau der Anlagen auch mit zunehmender Betriebsdauer zu halten, ist eine große Herausforderung. Schwachstellen, die beim Altern des Reaktors entstehen, müssen weit im Vorfeld einer Gefährdung erkannt, Verbesserungen entwickelt werden. Dazu gehört auch die vertiefte Auswertung scheinbar unbedeutender betrieblicher Vorkommnisse.

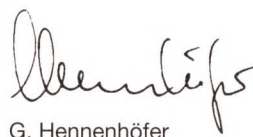
Die GRS leistet wichtige Beiträge zur Reaktorsicherheitsforschung. Ein Schwerpunkt ist die Entwicklung von Computersimulationen, die das Verhalten eines Reaktors auch jenseits der Auslegungsgrenzen beschreiben. Immer mehr in- und ausländische Organisationen nutzen unsere Programme. Hierzu zählt u.a. das renommierte Moskauer Kurtchatov-Institut, das die entsprechend angepaßten Rechencodes anwendet, um die Betriebssicherheit der russischen Druckwasserreaktoren zu verbessern.

Zur Erweiterung des Leistungsspektrums wurden neue Aufgabenbereiche im radiologischen und konventionellen Umweltschutz erschlossen. Repräsentatives Beispiel ist das im Auftrag des Bundesamtes für Strahlenschutz entwickelte Altlastenkataster zur Abschätzung der Uranerz-Bergbaufolgen in Ostdeutschland. Auch in übergeordneten sicherheitstechnischen Fragestellungen konventioneller Industrieanlagen, z. B. beim Aufbau einer Störfalldatenbank für Chemieanlagen oder bei der Sicherheitsbewertung des weltweit größten Windtunnels, konnte sich die GRS Anerkennung erwerben.

Mit BMU und BMFT ist der Bund Hauptauftraggeber der GRS. In den Bereich Zukunftssicherung fällt eine Rahmenvereinbarung über die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit und des Strahlenschutzes, die BMU und GRS nach mehrjähriger Diskussion unterzeichneten. Dort wird nachdrücklich festgestellt, daß sich der BMU von der GRS als Sachverständigenorganisation des Bundes gutachlich beraten läßt. Darüber hinaus sollen durch eine Erweiterung der Aufgabenfelder und durch verstärkte internationale Tätigkeiten weitere Auftraggeber, wie die EU oder die chemische Industrie, gewonnen werden. Unsere Geschäftspartner von den Stärken des Unternehmens immer wieder zu überzeugen, ist der beste Garant für eine erfolgreiche Zukunft der GRS.



A. Birkhofer



G. Hennenhöfer

Köln, den 30. September 1994

Übersicht

Trotz des schwieriger gewordenen Umfeldes konnte das Geschäftsjahr 1993 aufgrund der guten Auslastung mit positivem Ergebnis abgeschlossen werden. Für 1994 mußte das Arbeitsprogramm im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung des BMFT erstmalig gekürzt werden, um es den vorhandenen Mitteln anzupassen. Änderungen bestehender Verträge sind daher notwendig, um neue Vorhaben beginnen zu können.

Zur Kompensation fehlender Aufträge aufgrund reduzierter Mittel beim BMFT konnten Vorhaben für andere Auftraggeber wie Landesbehörden und aus dem Ausland gesteigert werden.

Vorab angekündigte Kürzungen der Haushaltsmittel beim BMU, von denen in erster Linie Ostprojekte betroffen sind, konnten bei den Planungen für 1994 berücksichtigt werden. Durch Hinzunahme neuer Aufgaben in den Bereichen „Entsorgung“ und „Internationales“ konnte das BMU-Auftragsvolumen stabilisiert werden.

Der Anteil der Auftraggeber am Arbeitsprogramm der GRS in 1994 ist in Kapitel 9 aufgeführt. Auf ausgewählte Vorhaben und Ergebnisse im Berichtszeitraum Mitte 1993 bis Mitte 1994 zu den Arbeitsgebieten

- Forschungs- und Entwicklungsvorhaben
- Sicherheitsuntersuchungen für Kernkraftwerke
- Sicherheitsuntersuchungen Entsorgung und Brennstoffkreislauf
- Sicherheitsbewertung ausländischer Anlagen
- Nichtnukleare Untersuchungen

wird in den folgenden Abschnitten näher eingegangen.

Die Forschungs- und Entwicklungsvorhaben dienen dazu, das Wissen über Ursachen und Abläufe von Störfällen in Kern-

kraftwerken stetig zu erweitern, Werkzeuge zur Bewertung der Sicherheit fortlaufend weiter zu entwickeln, Sicherheitsreserven zu quantifizieren und Anstöße für die Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik zu geben. Dazu werden Vorhaben auf unterschiedlichen Fachgebieten durchgeführt unter enger internationaler Zusammenarbeit sowohl mit osteuropäischen Ländern als auch mit westlichen Industrienationen. Einen wesentlichen Schwerpunkt bildet dabei die Entwicklung und Verifikation fortschrittlicher Rechenprogramme auf dem Gebiet „Thermohydraulik/Reaktorphysik“. Die Rechenprogramme besitzen eine weite nationale und internationale Verbreitung, wobei insbesondere ihre Anwendung für Sicherheitsanalysen osteuropäischer Reaktoren hervorzuheben ist.

Die vertiefte fachliche Auswertung von behördlich gemeldeten Ereignissen und Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken bilden den praxisorientierten Schwerpunkt der GRS. In zunehmendem Maß wird aber auch vom BMU fachliche Unterstützung von der GRS bei aufsichtlichen Fragestellungen angefordert.

Die Unterstützung der Aufsichts- und Genehmigungsbehörden in Osteuropa im Auftrag des BMU wurde planmäßig fortgeführt und intensiviert. Besonders erfolgreich verliefen Seminare, Arbeitstreffen und Hospitationen, wobei spezielle und gewünschte Fachthemen eingehend behandelt werden konnten.

Gemeinsam mit dem IPSN wurden Eckpunkte für Sicherheitsanforderungen an zukünftige Leichtwasserreaktoren erarbeitet, die sich auf Verbesserungen in der Anlagenauslegung und Maßnahmen gegen schwere Unfälle erstrecken.

Im Rahmen der Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten (Altlastenkataster) wurde die Verifikation der Objekte durch Messungen vor Ort wie geplant abgeschlossen. Damit liegt eine datenbankgestützte Dokumentation der durch den Bergbau bedingten radiologi-

schen Altlasten in Thüringen, Sachsen und Sachsen-Anhalt vor.

Für die zukünftige Entwicklung der GRS, insbesondere im europäischen Binnenmarkt und bei der Zusammenarbeit mit Ländern Osteuropas, ist die Zusammenarbeit mit dem französischen IPSN von strategischer Bedeutung. Bei den gemeinsamen Ostvorhaben wie bei anderen Projekten konnten erhebliche Fortschritte bei der gemeinsamen fachlichen Arbeit erzielt werden.

Im Bereich der nichtnuklearen Anlagensicherheit bearbeitet die GRS Vorhaben für das Umweltbundesamt (UBA) und den BMFT. Anfang 1994 begann ein Vorhaben für den BMFT zur Entwicklung und Anwendung analytischer Methoden zur Eignungsuntersuchung der Verbringung bergbaulicher Rückstände in dauerhaft offene Grubenräume im Festgestein. Dieses Vorhaben wurde vom UBA befürwortet und zeigt, daß die GRS auch im nichtnuklearen Bereich erfolgreich tätig ist.

Zur Erschließung neuer Aufgabenfelder wurde bei der GRS eine Arbeitsgruppe eingerichtet, in der die Themen identifiziert werden, die zukünftig im nichtnuklearen Bereich von der GRS aufgrund ihrer speziellen Kompetenzen, ihrer Rolle als Sachverständiger des Bundes und angesichts bestehender Marktlücken erfolgversprechend bearbeitet werden können.

Forschungs- und Entwicklungsvorhaben

Die GRS bearbeitet Forschungs- und Entwicklungsvorhaben auf unterschiedlichen Gebieten der Sicherheit kerntechnischer Anlagen. Schwerpunkte der Untersuchungen liegen auf den Gebieten

- Thermohydraulik/Reaktorphysik
- Sicherheitsbehälter/Schwere Störfälle
- probabilistische Sicherheitsanalysen
- Komponentenverhalten/Strukturzuverlässigkeit



Ansicht der SFD-Versuchsanlage CORA

- Mensch-Maschine-Zusammenspiel/ Leittechnik
- zukünftige Reaktorkonzepte und
- wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit den mittel- und osteuropäischen Ländern.

Thermohydraulik/ Reaktorphysik

Auf dem Gebiet der „Thermohydraulik/Reaktorphysik“ ist insbesondere die Entwicklung und Verifikation des Rechenprogrammes ATHLET (Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten) zu erwähnen, welches der realistischen Simulation des gesamten Störfallspektrums von betriebsnahen Transienten bis hin zu schweren Störfällen mit Kernzerstörung (ATHLET-CD) in Druck- und Siedewasserreaktoren dient.

ATHLET-Entwicklung

Schwerpunkte des Arbeitsprogramms zur Weiterentwicklung der Rechenprogramme ATHLET und ATHLET-CD sind die Modelle zu Thermohydraulik, Wärmeübertragung, Bortransport, Kernschmelzen und Spaltproduktverhalten, die Erstellung eines Moduls zur mehrdimensionalen Fluidodynamik, sowie Qualitätssicherung und Dokumentation des Gesamtprogramms.

Aktuelle Entwicklungsfortschritte wurden u.a. bei der Erweiterung des Modells zur Kontaktkondensation zwischen unterkühltem Wasser und Dampf erzielt. Unterschiedliche Strömungsformen in horizontalen Rohren werden im Modell berücksichtigt, was u.a. von Bedeutung für eine mögliche Belastung der RDB-Wand durch Kaltwasserstrahlen ist. Zur Verifikation dieses Modells wurden drei Experimente aus der HDR-Versuchsanlage mit guten Ergebnissen nachgerechnet.

Die Programmversion für schwere Störfälle mit Kernzerstörung ATHLET-CD wurde zur Simulation der Spaltproduktfreisetzung aus dem Brennstoff in den Spalt und in das Fluid um den Diffusionsprozeß der Gase in den Brennstofftabletten erweitert. Ein verbessertes Aufschmelz- und Verlagerungsmodell für DWR-Steuerstäbe wurde anhand von Versuchsnachrechnungen überprüft.

Ziel des Vorhabens RS 756a „Reaktorphysik“ ist die Kopplung des 3D-Neutronenkinetikmodells QUABOX/CUBBOX mit dem Systemcode ATHLET für Störfallberechnungen mit enger Kopplung der Neutronendynamik im Kern und der Fluidodynamik im Kern und Kreislauf für Leichtwasserreaktoren mit quadratischen Brennelementen.

In ATHLET ist inzwischen eine allgemeine Schnittstelle für neutronenkinetische Modelle implementiert. Die Anpassung in der Programmstruktur von QUABOX/CUBBOX für die Schnittstelle in ATHLET wurde begonnen.

ATHLET-Verifikation

Im Rahmen des Vorhabens RS 829, das am 31.12.1993 endete, wurden im Berichtszeitraum Nachrechnungen folgender Versuche durchgeführt:

- BETHSY-Versuche 5.1a und 5.2d
- UPTF-TRAM-Versuch A6
- CORA-Versuche 13, W1 und W2

Für den Versuch 5.1a (Schrittweises Entleeren der Sekundärseite) an der französischen Versuchsanlage BETHSY berechnete ATHLET ein realistisches Verhalten der Versuchsanlage. Mit der ATHLET-Ver-

suchsnachrechnung von BETHSY 5.2d (AM-Prozedur beim „station blackout“) wurde begonnen. Notwendige Entwicklungsarbeiten als Voraussetzung für die Nachrechnungen werden derzeit durchgeführt.

Für den UPTF-Versuch A6 (Wirksamkeit der kaltseitigen Druckspeicher-Einspeisung bei mittlerem Leck im kalten Strang) sind die ATHLET-Rechnungen noch nicht zufriedenstellend. Modelldefizite, wie Wasserabstreifeffekte und Kondensationseffekte, wurden behoben.

Die Versuchsnachrechnung des Versuchs CORA-13 (Stabbündelversuch für die frühe Kernschmelzphase) mit ATHLET-CD wurde mit einem neuen Quenchmodell bis einschließlich des Wiederauffüllens erfolgreich wiederholt. Der Versuch CORA-W1 zum Verhalten eines hexagonalen Brennelements mit WWER-spezifischem Hüllrohrmaterial wurde unter Einsatz eines verbesserten Verlagerungsmodells mit Erfolg nachgerechnet und dokumentiert. Die Nachrechnung des Versuchs CORA-W2 (Internationales Standardproblem ISP-36) zum Verhalten eines WWER-Brennelements mit Borcarbid-Absorber zeigte gute Übereinstimmung mit dem Experiment. Ausgewählte berechnete Daten wurden auf einem ISP-Workshop den Teilnehmern im Februar 1994 als Randbedingung für die blinde Nachrechnung zur Verfügung gestellt.

Eine erste Anwendung der weiterentwickelten Zeitintegrationsroutine FEBE in Versuchsnachrechnungen bestätigte die verbesserte Robustheit und erhöhte Rechengeschwindigkeit des Programmsystems ATHLET.

Der erste Teil des Vorhabens RS 878 „Begleitung des UPTF-TRAM-Versuchsprogrammes“ umfaßt Untersuchungen zu Einzelphänomenen, die im Rahmen von Leckstörfällen und im Rahmen von Transienten mit Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes von Bedeutung sind. Diese Versuche werden unter der Bezeichnung „Versuchsgruppe A“ zusammengefaßt. Die Versuchsgruppe wurde phänomenologisch ausgewertet und in Auftragsberichten zu den Versuchsthe-

men dokumentiert. Ergebnisse und ein Überblick über die wichtigsten Erkenntnisse dieser Versuchsgruppe wurden auf einem internationalen Working Group of Experts Meeting in Mannheim im Dezember 1993 vorgestellt.

Im Rahmen des Vorhabens RS 961 „Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen thermohydraulischer Rechenprogramme“ wurde mit der Identifizierung von Modellen für die Beschreibung der wesentlichen Phänomene und der „unsicheren“ Modellparameter begonnen. Als Referenzlauf wurde dazu der Integralversuch SB-CL-18 aus dem japanischen Versuchsprogramm ROSA IV ausgewählt, ein vorhandener ATHLET-Datensatz modifiziert und eine erfolgreiche Rechnung der Wiederauffüll- und Flutphase durchgeführt.

Sicherheitsbehälter/ Schwere Störfälle

Das im Rahmen des Vorhabens RS 792A weiterentwickelte und verifizierte Rechenprogramm RALOC dient zur Simulation des Verhaltens von Wasserstoff und zur Modellierung der integralen thermodynamischen und -hydraulischen Vorgänge in Sicherheitsbehältern nach postulierten schweren Unfällen sowie zur Analyse von Auslegungsstörfällen. Insbesondere erfolgt

- die Weiterentwicklung und Validierung des Wasserstoffverbrennungsmodells sowie Entwicklung eines Wasserstoff-Katalysatormodells und
- die Validierung und Versuchsauswertung zur Gasschichtungsproblematik.

Mit einer neuen Codeversion wurden erste Validierungsrechnungen anhand des HDR-Versuchs E11.4 und des Battelle-Versuchs F2 durchgeführt. Zur weiteren Validierung des RALOC-Codes wurde im Rahmen des Vorhabens RS 792A mit gutem Erfolg an dem „blinden“ internationalen Standardproblem ISP35 (H_2 -Verteilung im japanischen NUPEC-Versuchsstand) teilgenommen.

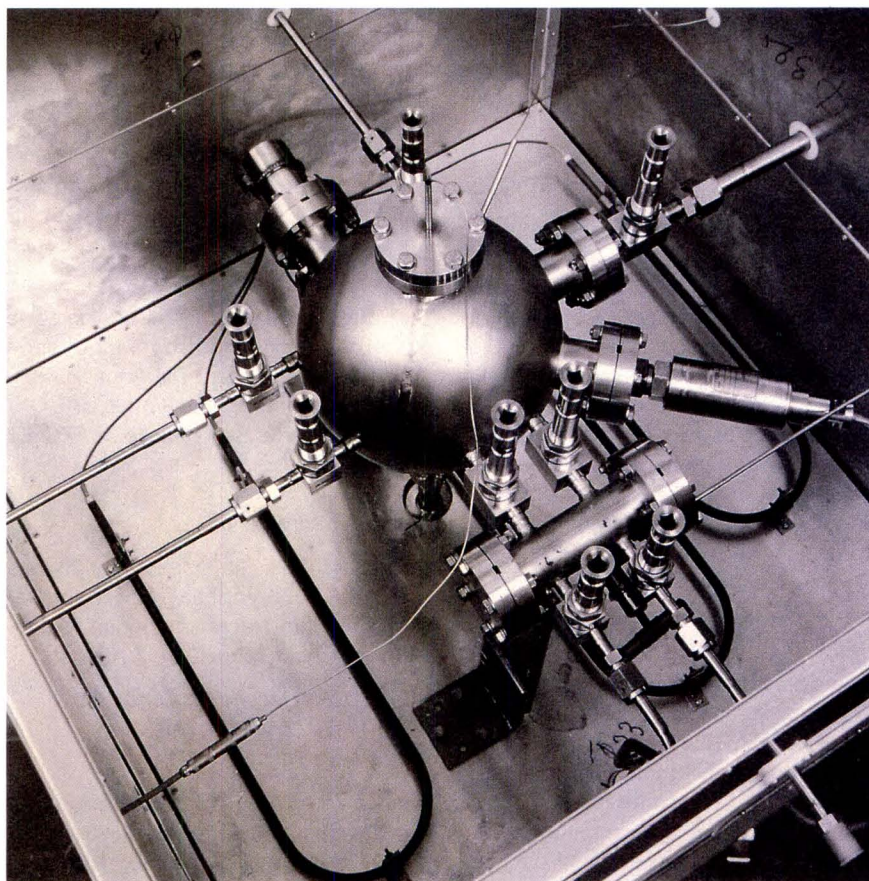
Im Rahmen des Vorhabens RS 847 „Weiterentwicklung und Verifikation des eng gekoppelten Thermohydraulik-Aerosol-

codesystems FIPLOC-M“ wird das Aerosolverhalten im Sicherheitsbehälter simuliert. Im Berichtszeitraum wurden weitere Rechnungen mit FIPLOC-M zum ersten PHEBUS-Versuch durchgeführt und bei der Spezifikation und Auslegung der KAEVER-Versuche mitgearbeitet. Die Überprüfung von FIPLOC-M wurde mit einer Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse zum Verhalten hygroskopischer Aerosole fortgesetzt. Die neue Version mit integriertem Jodmodell IMPAIR wurde an einer komplexen Mehrraumgeometrie erfolgreich überprüft.

Die Weiterentwicklung des ATHLET-CD-Codes bezüglich des Spaltprodukt- und Aerosoltransportes im Primärkreis wird im Vorhaben RS 912 „Freisetzung radioaktiver Stoffe“ bearbeitet. Modelle zum Ablagerungsverhalten von Aerosolen

infolge von Trägheitsabscheidung in Rohrkrümmern und zur Ablagerung insbesondere von Tellur an Wänden durch Chemisorption wurden überprüft und die notwendigen Verbesserungen in das Programm TRAPG implementiert.

Weiterhin werden in dem Vorhaben Methoden zur Berechnung der Freisetzung von Spaltprodukten und inaktiven Materialien bei der Schmelze-Beton-Wechselwirkung auf der Basis chemischer Gleichgewichtsmodelle weiterentwickelt und verifiziert. Nachrechnungen entsprechender Experimente im Rahmen der ACE-Versuchsreihe wurden erfolgreich durchgeführt. Auf der Grundlage der überarbeiteten Stoffdatenbasis ergab sich insbesondere auch für Cer eine nunmehr verbesserte Übereinstimmung mit den Versuchsergebnissen.



Erste Versuchsanlage in der KFA Jülich zur katalytischen Wasserstoffverbrennung

Im Rahmen des Vorhabens RS 948 werden unterschiedliche Kombinationen von Strömungs- und Ausbreitungsmodellen hinsichtlich ihrer Leistungsfähigkeit zur Beschreibung der störfallbedingten Schadstoffausbreitung im Nahbereich von kerntechnischen Anlagen untersucht. Ein wesentlicher Arbeitsschwerpunkt hierbei ist die Initialisierung kleinräumig rechnerischer Strömungs- und Ausbreitungsmodelle durch den Ergebnistransfer der großräumiger arbeitenden operationellen Prognosemodelle des Deutschen Wetterdienstes.

Komponentenverhalten/ Strukturzuverlässigkeit

Ziel der Arbeiten im Vorhaben RS 940 „Numerische Simulation des strukturellen Verhaltens der Komponenten einer DWR-Kühlkreislaufschleife unter außergewöhnlichen Belastungen“ ist die Entwicklung und Erprobung einer Methodik, mit der die gegenseitige strukturelle Beeinflussung der Komponenten einer Kühlkreislaufschleife eines DWR simuliert werden kann.

Durch die Weiterentwicklung von leistungsfähigen Prozeduren zur überwiegend automatischen Erzeugung von Modellen für Finite-Elemente-Analysen wird der Aufbau von Strukturmodellen sowohl einer gesamten Primärkreislaufschleife als auch von Teilkreisläufen (z.B. Volumenausgleichsleitung) und Einzelkomponenten möglich. Diese komplexen Strukturmodelle werden anhand von meßtechnisch erfaßten transienten betrieblichen Belastungen überprüft und anschließend zur numerischen Simulation des strukturellen Verhaltens für ausgewählte Ereignisabläufe infolge anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen herangezogen.

Mit den beiden entwickelten Teilkreislaufmodellen für die Volumenausgleichsleitung einschließlich Druckhalter, bestehend aus Rohrleitungselementen bzw. 3D-Kontinuumselementen, wurde je ein kompletter Anfahrvorgang gerechnet. Die Verformungen der beiden Modelle an signifikanten Stellen (z.B. Krümmer) stimmen für diesen Lastfall gut überein.

Im Vorhaben RS 956 „Thermoschock“ soll durch bruchmechanische Analysen zu Thermoschock-Großversuchen im internationalen Vergleich ein Beitrag zur Verifizierung bruchmechanischer Methoden geleistet werden. Dabei stehen die bei Notkühl-einspeisungen auftretenden komplexen Belastungszustände, charakterisiert durch die Kombination thermischer und mechanischer Transienten, im Vordergrund.

In der Fracture Assessment Group des Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI/FAG) werden unter dem Arbeitstitel FALSIRE (Fracture Analysis of Large Scale International Reference Experiments) Vergleichsanalysen durchgeführt, die von der GRS und dem Oak Ridge National Laboratory, USA, (ORNL) koordiniert werden. Die Analysen der Teilnehmer werden ausgewertet, in einer Ergebnis-Datenbank zusammengestellt, vergleichend dargestellt und bewertet. Für die momentan angelaufene Phase II wurden sechs Großversuche aus Deutschland, Frankreich, England, USA und Rußland zur numerischen Simulation des struktur- und bruchmechanischen Verhaltens der Versuchskörper ausgewählt.

Mensch-Maschine- Zusammenspiel/Leittechnik

Im Rahmen des Vorhabens RS 758 A erfolgt die 2. Phase der Entwicklung einer Testwarte. Sie hat im wesentlichen folgende generelle Zielsetzungen:

- Verbesserte Anwendung der Systemcodes ATHLET und RALOC zur Beschreibung thermohydraulischer Prozesse bzw. des Containmentverhaltens für realitätsnahe Sicherheitsanalysen, insbesondere durch den Rückfluß von Informationen und Erfahrungen aus dem Einsatz und der Weiterentwicklung der beiden Codes,
- Schaffung der methodischen Grundlagen für ein Störfallbewertungssystem (SBS), das dem Benutzer das für seine Analysetätigkeit benötigte, über die reine Simulation hinausgehende Wissen anbietet,

- Entwicklung eines Prototyps des SBS, Integration in die Testwarte und exemplarische Erprobung anhand von ausgewählten Störfallabläufen.

Das Störfallbewertungssystem ist mit Methoden zur schnellen Neuberechnung der minimalen Schnittmengen unter Berücksichtigung gemeinsamer Ausfälle ausgestattet worden. Dies ist notwendig, um die beabsichtigten „Was-wäre-wenn“-Analysen für Komponenten- oder Teilsystemausfall on-line durchführen zu können.

Eine Notfallprozedur (sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung) ist in die Expertensystemumgebung des Teilsystems „Prozeduranalyse“ eingefügt worden. Die Prozedur erhält Daten aus dem Analysesimulator und liefert Steuerdaten an den Simulator zurück. Somit können Prozeduren automatisch abgefahren werden. Das Expertensystem bietet nunmehr die Möglichkeit, Fehlhandlungen bei der Abarbeitung der Prozedur zu definieren und auf dem Simulator selbsttätig ablaufen zu lassen.

Die aus anderen Anwendungen des Simulators einfließende Rückinformation wird laufend berücksichtigt und hat zu zahlreichen Verbesserungen der Handhabung bzw. Anpassungen an die jeweilige Applikation geführt.

Probabilistische Sicherheitsanalysen

Die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) ist heute international als das Analyse- und Bewertungsinstrument anerkannt, mit dem die neuesten Erkenntnisse der Reaktorsicherheitsforschung aus den Bereichen Thermohydraulik, Reaktorphysik und Werkstoffverhalten sowie die Erfahrungen aus dem Anlagenbetrieb zu einer ganzheitlichen Beurteilung und Weiterentwicklung von Sicherheits- und Risikovorsorge bei Kernkraftwerken praktisch genutzt werden können. Dies gilt sowohl für die Bereiche Systemtechnik und Betriebsführung wie auch für den Bereich der schweren Stör- und Unfälle.

Die „Weiterentwicklung methodischer Grundlagen und Rechenprogramme für PSA“ erfolgt im Vorhaben RS 872. Ein Verfahrensrahmen zur Aufdeckung und Einordnung von gemeinsam verursachten Ausfällen wurde erarbeitet und das Vorgehen zur Erfassung, Klassifizierung und Bewertung von Personalhandlungen weiterentwickelt. Erfolgreich getestet wurden die Methoden zur Behandlung von Reparaturzeiten sowie zur Ermittlung generischer und anlagenspezifischer Verteilungen der Ausfallwahrscheinlichkeiten von Komponenten. Die Programme zur rechnerischen Auswertung besonders komplexer Ereignisbaum- und Fehlerbaumstrukturen konnten in ihrer Leistungsfähigkeit verbessert werden.

Ohne Anwendung von PSA-Methoden auf konkrete Anlagen ist eine zielgerichtete Weiterentwicklung dieser Methoden nicht möglich: Mit der SWR-Sicherheitsanalyse Phase II (RS 951) wird das Instrumentarium zur systemtechnischen Analyse zu speziellen auslösenden Ereignissen und speziellen Betriebszuständen für hiesige anlagentechnische Gegebenheiten bereitgestellt und erprobt. Ziele sind die Ermittlung von Schwachstellen, die Bewertung systemtechnischer Verbesserungen sowie die Untersuchung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes.

Im Berichtszeitraum wurden Ereignisse infolge des Ausfalls von Hilfs- und Nebeneinrichtungen, z.B. der Ausfall der Gleichstromversorgung, untersucht. Eine Methodik zur Berücksichtigung der Wiederinbetriebnahme ausgefallener Systeme, z.B. der Stromversorgung, wurde entwickelt. Zur Untersuchung der Wirksamkeit von anlageninternen Notfallmaßnahmen wurde der ATHLET-Datensatz ergänzt. Für die Untersuchung von Ereignisabläufen während des An- und Abfahrens sowie bei Anlagenstillständen wurde eine an der Verfügbarkeit von Sicherheitssystemen und an thermohydraulischen Erfordernissen hinsichtlich der Wirksamkeit von Systemfunktionen ausgerichtete Klassifizierung von Betriebsphasen vorgenommen. Relevante auslösende Ereignisse während dieser Phasen wurden gesichtet.

Im Vorhaben „Sicherheitsanalytische Untersuchungen zu schweren Störfällen in SWR“ (RS 960) werden Methoden zur Untersuchung des Anlagenverhaltens bei auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen bereitgestellt und erprobt. Allerdings ist der Entwicklungsstand deutscher Rechencodes noch nicht ausreichend, so daß auf ausländische Codes zurückgegriffen werden muß.

Im Berichtszeitraum wurde u.a. folgende Arbeiten durchgeführt:

- Detaillierung von Unfallablaufbäumen bis zum Versagen des RDB,
- Erstellung eines Datensatzes für den Integralcode MELCOR und Durchführung erster Kernschmelzrechnungen,
- Entwurf eines Raummodells für das Rechenprogramm RALOC zur differenzierten Rechnung der Druck-, Temperatur- und Wasserstoffverteilung im Sicherheitsbehälter bei Kernschmelzabläufen.

Zukünftige Reaktorkonzepte

Bei den Untersuchungen zur Sicherheit von Fusionsreaktoren (RS 879) wurde vergleichend bewertet, wie sich verschiedene Kühlkonzepte für den in Planung befindlichen internationalen Tokamak-Reaktor (ITER) auf die Sicherheit auswirken. Ausschlaggebend sind insbesondere Art und Größe von unfallbedingten Belastungen des Sicherheitseinschlusses. Neben den üblichen konventionellen Belastungen wie Überdruck oder hohe Temperaturen kann der Sicherheitseinschluß eines Fusionsreaktors auch durch Auswirkungen tiefer Temperaturen und Unterdruck belastet werden, wenn die tiefkalten, supraleitenden Magnete und ihre Hilfssysteme vom Unfallablauf betroffen sind. Ein aus der Kernspaltungstechnik stammendes Rechenprogramm für die Analyse von Vorgängen innerhalb des Sicherheitsbehälters wurde so erweitert, daß auch die bei sehr tiefen Temperaturen auftretenden Phänomene und Belastungen behandelt werden können.

Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit den MOE-Staaten

Das Vorhaben RS 941 dient der Weiterentwicklung von Methoden zur realistischen Simulation WWER-spezifischer thermohydraulischer Phänomene und der Bereitstellung von Methoden zur Beurteilung des Verhaltens des Sicherheitseinschlusses von WWER-Reaktoranlagen. Dabei ist vor allem die Entwicklung eines verbesserten Modells des horizontalen Dampferzeugers und die Erarbeitung von WWER-spezifischen Verifikationsmatrizen für ATHLET zu erwähnen. Die Analyse im Rahmen des Internationalen Standardproblems der IAEA SPE-4 (PMK-2) mit ATHLET zeigt – wie schon die Analyse des PACTEL-Experiments (ISP-33) – gute Übereinstimmung der Rechnungen mit den Versuchsergebnissen dieses WWER-typischen Integralversuchs.

In ATHLET wurde inzwischen eine allgemeine Schnittstelle für neutronenkinetische Modelle implementiert. Zur Beschreibung des dreidimensionalen Kernverhaltens von WWER-Reaktoren wurde im Kurtchatov-Institut das Rechenprogramm PIPR-8 entwickelt. Dieses Programm wurde erfolgreich mit ATHLET gekoppelt. Mit dem gekoppelten Programmsystem wurde eine ATWS-Transiente und ein Steuerstabauswurf-Störfall gerechnet.

Inwieweit sich Methoden für Sicherheitsanalysen von RBMK-Reaktoren anwenden und gegebenenfalls weiterentwickeln lassen, wird im Vorhaben RS 942 geprüft, wobei insbesondere die GRS-Rechenprogramme QUABOX/CUBBOX-HYCA, ATHLET und DRASYS zum Einsatz kommen.

Im Rahmen der ATHLET-Anpassung an die RBMK-spezifischen Phänomene erfolgte eine weitere Qualifizierung der vorhandenen Datensätze. Durch Untersuchungen zu kleinen Lecks bzw. zum vollständigen Bruch des Gruppenverteilers konnte gezeigt werden, daß bereits jetzt die Nachrechnung typischer

Störfallszenarien mit ATHLET möglich ist. Zur Erweiterung der Anwendbarkeit des Programms wurden Modellentwicklungen zur Nachbildung der Strahlungswärmeübertragung durchgeführt.

Im Programm QUABOX/CUBBOX wurden Anpassungen durchgeführt, um den Aufwand für die sehr umfangreiche RBMK-Datenaufbereitung zu optimieren und um den Anschluß zur Datenbasis von betrieblichen Messungen für RBMK-Anlagen herzustellen. Berechnungen zum kritischen Zustand des KKW Smolensk-3 lieferten einen Beitrag zur Verifikation. Untersuchungen zum Void-Effekt bestätigen für die Kernbeladung von Smolensk-3 den geringen bis leicht negativen Wert, welcher sich auch in Messungen ergeben hatte.

Im Rahmen der DRASYS-Anwendung erfolgten Störfallrechnungen unter Anwendung neuer Modelle, die für die Simulation von RBMK-Reaktoren entwickelt wurden. Hierbei zeigte sich ein weiterer Verifikationsbedarf, insbesondere zum Austritt von Zweiphasengemischen in stark überhitzte Räume.

Das WTZ-Vorhaben mit Ungarn (RS 934) wurde am 31.12.1993 beendet. Die inhaltlichen Zielsetzungen wurden mit der Nachrechnung einer Anlagentransiente im KKW Paks zur Verifizierung des ATHLET-Datensatzes abgeschlossen. Die Nachrechnung der Reaktorschnellabschaltung im KKW Paks zur Verifizierung des Datensatzes hat gezeigt, daß mit ATHLET auch die spezifischen konstruktiven Besonderheiten von WWER-Anlagen mit hinreichender Genauigkeit modelliert werden können. Verifikationsbedarf besteht noch im Hinblick auf die Modellierung von WWER-spezifischen Besonderheiten sowie für die BOP-Modelle. Die Wirksamkeit der Notkühlsysteme im KKW Paks wurde für verschiedene Verfügbarkeiten dieser Systeme bei verschiedenen Kühlmittelverluststörfällen und gleichzeitigem Ausfall der Stromversorgung mit ATHLET analysiert. Bei den Analysen zum doppelendigen Bruch im kalten Strang wurde, ausgehend von sehr konservativen

Anfangs- und Randbedingungen, die Verfügbarkeit der Notkühlsysteme schrittweise erhöht. Akzeptable Notkühlwirksamkeiten wurden erst mit der Annahme ermittelt, daß alle vier Druckspeicher und zwei aktive Notkühlsysteme verfügbar sind.

Sicherheitsuntersuchungen für Kernkraftwerke

Im Auftrag des BMU führt die GRS Sicherheitsuntersuchungen für Kernkraftwerke durch mit den Schwerpunkten:

- Ausweitung und Aktualisierung der Wissensbasis zu aktuellen anlagentechnischen und betrieblichen Gegebenheiten sowie relevanten Erkenntnissen nach Stand von Wissenschaft und Technik
- Bereithalten von Daten und Analysehilfsmitteln zur Verfolgung sicherheitstechnisch bedeutsamer Trends sowie zur Bearbeitung aktuell auftretender Sicherheitsfragen
- Systematische Auswertung nationaler und internationaler Betriebserfahrungen
- Weiterentwicklung von Methoden und Bewertungskriterien für die periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken
- Erschließung zusätzlicher Maßnahmen der Risikovorsorge (4. Ebene) durch Untersuchungen zu schweren Störfällen und anlageninternem Notfallschutz
- Entwicklung von Sicherheitsanforderungen für zukünftige Leichtwasserreaktoren und Überprüfung vorgelegter Konzeptvorschläge.

Auf einige Arbeiten im Berichtszeitraum wird im folgenden näher eingegangen.

Ingenieurtechnische Auswertung von besonderen Vorkommnissen und Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken des In- und Auslandes

Neben den Arbeiten zur vertieften fachlichen Auswertung von meldepflichtigen Ereignissen unter Nutzung sonstiger in- und ausländischer Betriebserfahrungen wird in zunehmendem Maß fachliche Unterstützung vom BMU bei aufsichtli-

chen Fragestellungen angefordert. Besonders hervorzuheben sind hier die fachlichen Beiträge der GRS zum Kernkraftwerk Biblis, Block A (KWB-A), die eine wichtige Grundlage für aufsichtliche Entscheidungen des BMU waren. Die Beiträge betrafen die sicherheitstechnische Bedeutung

- von 49 bis zur Revision im Frühjahr '94 nicht erfüllte Auflagen, die aus der Neubewertung der Anlagensicherheit durch den TÜV Bayern resultierten und die 1991 von der zuständigen hessischen Behörde angeordnet wurden, wobei die Auflagen sowohl systemtechnische Verbesserungen wie auch Nachweisdefizite zur Erdbebensicherheit bzw. Folgeschäden bei Kühlmittelverluststörfällen umfassen,
- von fünf „Anordnungen“ und sonstigen Ausführungen mit technischen Sachverhalten, deren Erfüllung als Voraussetzung für ein Wiederanfahren nach der Revision von der hessischen Behörde genannt wurden und zu denen der Brandschutz der Rangierverteileräume, die Erdbebenauslegung des Speisewassersystems, die Wasserstoffersetzung nach Kühlmittelverluststörfällen sowie die Anlagensicherung gehörten,
- eines Schadens am Antriebsmotor einer Hauptkühlmittelpumpe, der während der Vorbereitungen zum Anfahrbetrieb nach der Revision auftrat,
- einer Tropfleckage an einer Probenahmeleitung kleineren Durchmessers des Druckhaltesystems.

Dabei konnte von der GRS fachlich begründet und schlüssig gezeigt werden, daß

- die den Auflagen zugrundeliegenden Mängel auch unter Berücksichtigung neuerer Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung nur eine geringe Risikorelevanz haben und ein angemessener Zeitraum zur Erfüllung der entsprechenden Auflagen weiterhin zwar zulässig ist, die Optimierung der Sicherheitstechnik aber in angemessener Relation zur Gesamtlebensdauer der Anlage durchgeführt werden sollte,

- die genannten „Anordnungen“ und sonstigen technischen Ausführungen keine sicherheitstechnischen Sachverhalte betreffen, durch die eine Gefahr für die Sicherheit der Anlage beim Wiederanfahren nach der Revision gegeben wäre,
- der aufgrund eines Instandhaltungsfehlers aufgetretene Wicklungsschaden am Motor sowie das damit verbundene Brandereignis nur eine geringe sicherheitstechnische Relevanz hat und kein Anlaß gegeben ist, das vorhandene Brandschutzkonzept in Frage zu stellen,
- der aufgetretenen Tropfleckage in Anbetracht des sehr geringen Kühlmittelaustritts, des kleinen Durchmessers der Leitung und der schnellen Leckererkennung sowohl in systemtechnischer wie auch in radiologischer Hinsicht keine sicherheitsrelevante Bedeutung zukommt und darüber hinaus keine Anzeichen für einen Zusammenhang zwischen diesem Ereignis und den interkristallinen Rissen bestehen, die in austenitischen Rohrleitungen deutscher Siedewasserreaktoren gefunden wurden.

Diese fachlichen Aussagen wurden in einem sehr engen Zeitrahmen erarbeitet, ohne daß die GRS bisher in das Aufsichts-Verfahren im einzelnen eingeschaltet war. Dies war nur dadurch möglich, daß die GRS aus zahlreichen vorlaufenden Arbeiten (Risikostudien, Datensammlung) mit den technischen Einzelheiten der Anlage vertraut war und auf intensive fachliche Kontakte zurückgreifen konnte.

Weiterhin war die GRS vom BMU im Rahmen des Vorhabens SR 2028 gehalten, kurzfristig zu erweiterten Fragestellungen Stellung zu beziehen, die in Verbindung mit dem Umbau der Zwangsumwälzpumpen des Kernkraftwerks Brunsbüttel (KKB) aufgetreten sind. Dabei handelte es sich um

- erweiterte dynamische Betrachtungen zum Bruch eines Pumpenaußenstutzens oder der Verbindungsschrauben von Pumpe und Pumpenaußenstutzen,
- das Versagen der Rücklaufsperrung bei Ausfall einer Pumpe,
- weitere Fragestellungen zum Unwuchterhalten der Pumpenwelle und zur

Beeinträchtigung von Steuerstabsführungen durch abgerissene Laufradschaufeln.

Aufgrund eigener Einschätzungen kam die GRS im ersten Fall zur Auffassung, daß ein Versagen des Pumpenaußenstutzens bzw. der Verbindungsschrauben praktisch ausgeschlossen ist. In Anbetracht möglicher Folgeschäden sollte jedoch überprüft werden, inwieweit Sicherheitsverbesserungen mit angemessenem Aufwand möglich sind. Für die Durchführung eventueller Sicherheitsverbesserungen besteht jedoch keine besondere zeitliche Dringlichkeit.

Ein Versagen der Rücklaufsperrung kann nach Ansicht der GRS zwar grundsätzlich nicht ausgeschlossen werden. Jedoch läßt die Betriebserfahrung erwarten, daß dies ein sehr seltenes Ereignis sein dürfte. Ob es dabei überhaupt zu sicherheitsrelevanten Folgeschäden kommen kann, hängt wesentlich von den anlagenspezifischen Verhältnissen ab, die zunächst einmal zu überprüfen sind. Soweit erforderlich sollten darauf aufbauend angemessene Sicherheitsverbesserungen durchgeführt werden, für die aber keine besondere Dringlichkeit besteht.

Den anderen Fragestellungen wird keinerlei sicherheitstechnische Bedeutung beigemessen.

Da die erweiterten Fragestellungen auch für andere SWR-Anlagen von Bedeutung sein können, wurde die Stellungnahme vom BMU für eine aufsichtliche Anfrage bei den betreffenden Landesbehörden verwendet.

Zusammenfassend läßt sich letztlich wieder feststellen, daß die aufgeworfenen Fragestellungen bei KWB-A wie auch bei KKB zum großen Teil aus der undifferenzierten und formalen Anwendung des vorhandenen Regelwerks für ältere Anlagen resultieren. Dies ist eine erneute Bestätigung für die Notwendigkeit eines einheitlichen sicherheitstechnischen Bewertungsmaßstabes für bestehende Anlagen, die derzeit von der GRS erarbeitet wird und als „Schutzzielkonzept“ bereits in den einschlägigen Gremien fachlich diskutiert wird.

Weiterentwicklung sicherheitstechnischer Anforderungen an neue Konzepte für Leichtwasserreaktoren

Aufbauend auf Arbeiten, die die GRS gemeinsam mit dem IPSN als Basis für das Dokument „GPR/RSK Proposal for a Common Safety Approach for Future Pressurized Water Reactors“ durchgeführt hat, wurden Präzisierungen vorgenommen, die dann eine Einschätzung ermöglichen sollen, ob mit konkret vorgeschlagenen Anlagenkonzepten das angestrebte Sicherheitsniveau erreicht wird.

Im Berichtszeitraum wurden zu folgenden Themen gemeinsame Berichte von GRS und IPSN erstellt:

- Acceptable radiological consequences of severe accidents, with associated assumptions and data; severe accident approach and main orientations for the mitigating features
- Probabilistic goals, with associated assumptions and data, system design
- Implementation of the break preclusion concept on the main primary coolant lines
- Specification of external events, mainly the aircraft crash load case (including the partial bunkerisation protection approach), and the explosion pressure wave load case
- Acceptable radiological consequences of incidents and accidents, including severe accidents, with associated assumptions and data; design basic accidents.

Diese Berichte dienen bzw. dienen als Grundlage für gemeinsame Beratungen von RSK und der französischen Group Permanent chargé des Réacteurs Nucléaires (GPR). Zu den genannten Themen sollen im Juni Leitlinien der Kommissionen verabschiedet werden.

Probabilistische Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke

Während die schutzzielorientierte Sicherheitsstatusanalyse noch weiterer methodischer Entwicklungen und Diskussionen mit den Beteiligten bedarf, ist die proba-

bilistische Sicherheitsanalyse als Teil der PSÜ für ältere Kernkraftwerke praktisch etabliert. Die GRS war im Berichtszeitraum über Aufträge der Landesbehörden als Mitgutachter bei der Begutachtung laufender bzw. vorgelegter PSA für deutsche Kernkraftwerke beteiligt. Hinsichtlich eines bundeseinheitlichen Vorgehens ist ein ausreichender Detaillierungsgrad sowie eine vergleichbare Qualität der Analysen erforderlich. Mit der Übertragung von Erkenntnissen aus der GRS-Sicherheitsanalyse für SWR wurden Empfehlungen zu methodischen Verbesserungen bei einer aktuellen PSA eines SWR-Betreibers abgeleitet.

Die GRS hat weiterhin die Erkenntnisse aus der laufenden Begutachtung sowie aus den eigenen PSA in Vorschläge zur Weiterentwicklung des PSA-Leitfadens sowie in Anleitungen zum Vorgehen bei der Begutachtung umgesetzt. Darüber hinaus wurden Vorgehensweisen und Erfahrungen aus ausländischen PSA ausgewertet, Vorschläge für die Verbesserung des PSA-Leitfadens erarbeitet sowie Empfehlungen für das Vorgehen bei der Begutachtung zusammengestellt. Methodische Verbesserungen bei den laufenden PSA sollen aufgrund von Ergebnissen des Vorhabens 2053 im Bereich von Gemeinsam verursachten Ausfällen, Personalhandlungen, Unsicherheiten, Behandlung von Nicht-vollast-Betriebszuständen entwickelt werden.

Untersuchungen zum anlageninternen Notfallschutz

Aufgrund von Untersuchungen der GRS zum anlageninternen Notfallschutz wurden Notfallprozeduren konkret überarbeitet. Es wurden zusätzliche Kriterien für die Einleitung von Notfallmaßnahmen in die Prozedur einbezogen sowie eine klarere Darstellung der Abläufe vorgenommen, was für die Erfolgswahrscheinlichkeit dieser Maßnahmen von großer Bedeutung ist.

Mit den Analysen wurde auch eine Basis für die Schulung der Notfallprozeduren am DWR-II-Anlagensimulator in Essen geschaffen.

Mit Analysen der GRS konnte weiterhin gezeigt werden, daß mit dem vorhandenen Volumenregel- und Zusatzboiersystem im Rahmen der primärseitigen Druckentlastung und Bespeisung als Notfallmaßnahme bei Druckwasserreaktoren eine wirksame alternative Einspeisemöglichkeit in den Reaktordruckbehälter besteht.

Weiterhin werden derzeit konkrete Vorschläge für den Einsatz der vorhandenen Druckentlastungs- und Bespeisungseinrichtungen bei einem erheblich erweiterten Spektrum von Gefährdungszuständen gemacht, z.B. zur Beherrschung von auslegungsüberschreitenden Dampferzeugerheizrohrbrüchen.

Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit Deutschlands mit der GUS und den MOE-Staaten

Aufgrund der Erfahrungen und des erzielten Erfolgs wird die Reihe von Seminaren, die der GUS und den MOE-Staaten Hilfe zur Selbsthilfe bieten sollen, in 1994/95 fortgeführt und um die Durchführung von Arbeitstreffen und Hospitationen ergänzt. Die Seminare dienen dazu, ausgesuchte und mit den betreffenden Staaten abgestimmte Themenkreise vorzustellen. In Workshops werden im Rahmen von Arbeitsgruppen konkrete Beispielfälle und praktische Übungen durchgeführt, in Arbeitstreffen werden spezielle Einzelfragen behandelt. Hospitationen tragen dazu bei, das in Seminaren, Workshops und Arbeitstreffen Erarbeitete auf ausgewählten Gebieten zu vertiefen.

Themenschwerpunkte sind:

- Sicherheitskonzept und -anforderungen
- Verwaltungsstrukturen
- Qualitätsverbesserung im Betrieb
- Methoden zur Erstellung von Sicherheits- und Sicherheitsanalysen

Für 1994 sind zwei Seminare in Deutschland, sieben Workshops in Moskau, Kiew, St. Petersburg und Deutschland geplant sowie drei Arbeitstreffen und zwei Hospitationen in Deutschland.

Sicherheit von kerntechnischen Anlagen in den MOE-Staaten und in der GUS

Im Rahmen des Unterstützungsprogramms des BMU zur Verbesserung der Reaktorsicherheit und des Strahlenschutzes in Mittel- und Osteuropa und in der Gemeinschaft unabhängiger Staaten umfaßt das Vorhaben SR 2075 fachlich-technische Untersuchungen zu Fragen der Sicherheit von kerntechnischen Anlagen sowjetischer Bauart für die zuständigen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden und deren wissenschaftlich-technische Zentren sowie die Unterstützung bei Tagesfragen durch die Büros in Moskau und Kiew. Des weiteren besteht eine Zusammenarbeit mit der litauischen Behörde.

In Rußland wurden Gespräche mit Vertretern des wissenschaftlich-technischen Zentrums der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Gosatomnadsor, der Betreiberorganisation Rosenergoatom und dem KKW Balakowo geführt, in der Ukraine mit Vertretern der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde und ihrem wissenschaftlich-technischen Zentrum sowie mit dem Staatskomitee für Atomenergie Dershkomatom.

Wesentliche Arbeiten und Ergebnisse sind:

- Für ein gemeinsam mit dem IPSN geführtes Büro in Kiew sind geeignete Büroräume bei der Akademie der Wissenschaften in Kiew angemietet und mit den Umbauarbeiten begonnen worden.
- Der BMU wird weiterhin zur Vorbereitung und Realisierung seines Investitionsprogrammes in der Ukraine unterstützt.
- Musterdokumente für die Anlagendokumentation sowie ein Konzept für das Betriebshandbuch für den WWER-1000 (KKW Rowno) wurden erarbeitet.
- Störfallberichte der KKW Rowno und Balakowo wurden ausgewertet und die Ergebnisse mit den ukrainischen bzw. russischen Partnern diskutiert.
- Es wurde eine vergleichende anlagen-technische Betrachtung ausgewählter

- Systeme der KKW Rowno-3 und Stendal durchgeführt.
- Litauische, ukrainische und russische Experten wurden in GRS-Codes zur Störfall- und Systemanalyse (ATHLET, DRASYS, RALOC, QUABOX/ CUBBOX-HYCA und RALLY) eingearbeitet und bei der Aufstellung von Datensätzen und Durchführung erster Rechnungen unterstützt.
 - Aufbauend auf den Ergebnissen der bisherigen Zusammenarbeit hat die russische Behörde Vorschläge zur Umsetzung sicherheitserhöhender Maßnahmen erarbeitet und mit dem Betreiber des KKW Balakowo diskutiert.
 - Das wissenschaftlich-technische Zentrum der russischen Behörde hat einen zusammenfassenden Bericht über die bisherigen Arbeiten und Ergebnisse erstellt und technische Unterlagen zu einzelnen Arbeitspunkten übergeben.
 - Litauische Experten wurden in das deutsche Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren einschließlich der praktischen Gutachtertätigkeiten in den Kernkraftwerken eingeführt.
 - Über den bautechnischen Zustand und die Strahlungssituation innerhalb und außerhalb des Sarkophags in Tschernobyl konnte eine erste geschlossene Übersichtsdarstellung vorgelegt werden.
 - Für die gemeinsam mit den Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden und deren wissenschaftlich-technischen Zentren durchzuführenden Sicherheitsuntersuchungen wurden die Arbeitsprogramme 1994/95 fortgeschrieben.

Orientierende sicherheitstechnische Bewertung des russischen Kernkraftwerkstyps W-407

Im Rahmen der bayerisch-russischen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der friedlichen Nutzung der Kernenergie und der Solarenergie wurde die GRS im Frühjahr 1993 vom Bayerischen Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen (BStMLU) in einer ersten Stufe mit einer orientierenden sicherheitstechnischen Bewertung des Konzeptes des neuen russischen Kernkraftwerkstyps W-407 beauftragt.

In der orientierenden Bewertung wurde ein begrenzter Themenbereich auf der Basis der zweiten bzw. dritten Fassung des vorläufigen Sicherheitsberichtes (Preliminary Safety Analysis Report, PSAR) behandelt. Die Schwerpunkte lagen auf den Gebieten

- Analysen von Auslegungstörfällen,
- Sicherheitseinrichtungen,
- Elektro- und Leittechnik.

Des Weiteren wurden auch einige Aspekte zur Kernausslegung und zu druckführenden Komponenten behandelt.

Auf dieser Basis ergab sich eine erste Einschätzung, die bei der weiteren Konzeptbegutachtung noch zu erweitern und zu vertiefen ist. Die wesentlichen Ergebnisse der orientierenden Bewertung sind im Abschlußbericht vom März 1994 dargestellt.

Sicherheitsuntersuchungen Entsorgung und Brennstoffkreislauf

Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten (Altlastenkataster)

Ziel des Vorhabens „Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten (Altlastenkataster)“ in den Jahren 1993-1996 ist es, den Informationsstand über die erfaßten potentiellen Altlasten durch Befahrungen und Orientierungsmessungen zu verifizieren und gegebenenfalls um weitere radiologisch relevante Objekte und Flächen zu ergänzen. Darüberhinaus soll durch spezifische Meßprogramme in ausgewiesenen (radiologisch signifikanten) Untersuchungsgebieten die tatsächliche radioaktive Kontamination quantifiziert und die flächenhafte Ausdehnung konkretisiert werden.

Als Ergebnis der sogenannten Verifikationsphase liegt seit Ende 1993 eine großräumige Dokumentation der durch Bergbautätigkeit bedingten erhöhten natürlichen Radioaktivität in den Bundesländern Thüringen, Sachsen und Sachsen-Anhalt vor, und der zugehörige

Datenbestand ist in der speziell für dieses Vorhaben entwickelten Datenbank ALASKA erfaßt. Die Feldarbeiten und Analyseaufgaben zu den derzeit laufenden Untersuchungsprogrammen in den Gebieten „Dittrichshütte“, „Aue-Hakenkrümme“, „Freital“, „Hettstedt“ und „Gottesberg“ werden einschließlich einer kartographischen Ergebnisdarstellung Mitte 1994 abgeschlossen sein.

Derzeit werden weitere Untersuchungsgebiete ausgewiesen; die standortbezogen definierten Meßprogramme dienen als Grundlage für die Leistungsbeschreibungen der beschränkten Ausschreibungsverfahren für die durchzuführenden Untersuchungen. Die Feldarbeiten und Laboruntersuchungen werden auch zukünftig ausschließlich an erfahrene und fachkundige ortsansässige Firmen in den betroffenen neuen Bundesländern vergeben.

Zur Information der Öffentlichkeit wurde mit Abschluß der Verifikationsarbeiten eine dritte Broschüre erarbeitet und seitens des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) im Rahmen einer Pressekonferenz im April 1994 in der betroffenen Region vorgestellt.

Die durchgeführte Verifikation in den Untersuchungsgebieten ergibt als wesentliches Ergebnis, daß von den ca. 3900 Halden und Schürfen etwa 2800 radiologisch nicht relevant sind und im gegenwärtigen Zustand belassen werden können. Etwa 1100 Objekte müssen näher untersucht werden. Die gemessenen Ortsdosisleistungen und Radonkonzentrationen bei diesen Objekten sind zwar erhöht, liegen aber in den meisten Fällen nicht über dem Dreifachen des in der Gegend vorhandenen natürlichen Strahlenpegels. Insgesamt konnte durch diese Untersuchungen eine eindeutige und umfassende, in einer Datenbank jederzeit abrufbare Dokumentationsbasis zur Strahlensituation in den vom Uranbergbau betroffenen Gebieten geschaffen werden. Künftige Untersuchungsprogramme und Sanierungsmaßnahmen können gezielt auf die relativ wenigen, hoch belasteten Objekte ausgerichtet werden.



Präsentation der Ergebnisse der Verifikationen bergbaulicher Altlasten des BfS/GRS-Projektes „Altlastenkataster“ am 27.04.94 in Schlenna. Am Podium Vertreter von GRS, BMU und BfS.

Unterstützung der Bundesaufsicht im Genehmigungsverfahren der Siemens-MOX-Anlage

Für die Fertigungsanlage von Mischoxid-Brennelementen (MOX) der Fa. Siemens in Hanau liegen alle Teilgenehmigungen nach § 7 AtG vor. Die Errichtung bestimmter Teilsysteme sowie die zusätzlich vom Betreiber eingereichten Änderungsanträge bedürfen jedoch der Zustimmung seitens der hessischen Genehmigungsbehörde. Die GRS unterstützt den Bund bei der Ausübung seiner Recht- und Zweckmäßigkeitsaufsicht durch die Teilnahme an Fachgesprächen, Statusgesprächen und bundesaufsichtlichen Gesprächen sowie durch Aufbereitung technischer Unterlagen zur Beurteilung der Errichtungs- und Änderungsvorgänge. Der BMU wird in Form von fachlichen Bewertungen und Stellungnahmen beraten. Sämtliche bisher vom BMU ausgesprochenen Weisungen beruhen auf entsprechend fachlichen Vorarbeiten der GRS.

Brennstoffkreislaufmodell ZYKLUS

Zur Abschätzung der anfallenden Uran- und Plutoniummengen für unterschiedli-

che Brennstoffkreislaufszenerarien wurde das PC-gestützte Rechenmodell ZYKLUS entwickelt. Dieses Rechenprogramm wurde zur jetzt vorliegenden Endversion ZYKLUS-III-PC weiterentwickelt. Neu aufgenommen wurden u.a. das Brennstoffinventar im Endlager, die Abschätzung des Abfallaufkommens über zeitdynamische Abfallrelationen, die Möglichkeit der Aktivitätsbestimmung mittels ORIGEN-Rechnungen für verschiedene Abbrände und die Berechnung von Nachzerfallswärme. Das Programm wurde dem BMU zur unmittelbaren Benutzung zur Verfügung gestellt.

Besondere Ereignisse in Anlagen der Kernbrennstoffversorgung

Besondere Ereignisse in Anlagen der Kernbrennstoffversorgung werden von der GRS in Zusammenarbeit mit dem BfS ausgewertet. Neben der vertieften ingenieurmäßigen Auswertung aller sicherheitstechnisch besonders relevanten Ereignisse (etwa ab Stufe 2 der Internationalen Bewertungsskala INES) besteht die Aufgabe vor allem in der umfassenden Auswertung der Fachliteratur zwecks Erfas-

sung der ausländischen Vorkommnisse. Sämtliche bekanntgewordenen Ereignisse werden in der Datenbank VIBS gespeichert. Der Datenbestand wird zusätzlich als Loseblattsammlung geführt und in monatlichen Abständen aktualisiert. Anlagentechnische Daten, die für die Bewertung der Ereignisse benötigt werden, sollen künftig zunehmend im technischen Dokumentationssystem TECDO bereitgestellt werden.

Sicherheitstechnische Bewertung von F+E-Arbeiten zur Endlagerung abgebrannter Brennelemente und wärmeentwickelnder Abfälle

Hinsichtlich ihrer Genehmigungsrelevanz, der sicherheitstechnischen Aussagekraft, der Realitätsnähe und Vollständigkeit und der Ergebnisdokumentation werden im Auftrag des BMU Arbeiten aus dem F+E-Programm „Direkte Endlagerung“ des BMFT bewertet.

Schwerpunkte im Berichtszeitraum waren:

- Bewertung von numerischen Untersuchungen zur direkten Endlagerung des Teilprojektes II: Thermische Simulation der Streckenlagerung
- Handhabungsversuche zur Streckenlagerung (Demonstrationsversuche, Versuche zur Behebung von Betriebsstörungen, Simulationsversuche)
- Simulation des Schachttransportes (Demonstrationsversuche, Versuche zur Behebung von Betriebsstörungen, Simulationsversuche)
- Ziel, Grundlagen und Durchführung von Auslaugversuchen im Rahmen des Teilprojektes „Experimentelle Untersuchungen“.

BfS-Eigenüberwachung; Ad-hoc-Aufgaben im Zusammenhang mit dem Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben

Die Eigenüberwachung des BfS hat die GRS mit der Zusammenstellung von Prüfungs- und Bewertungsaufgaben für Vorhaben im Zusammenhang mit dem siche-

ren Betrieb des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben beauftragt. Darunter fallen insbesondere

- die Prüfung von bestimmten Veränderungsvorhaben, wie Baumaßnahmen, Instandhaltung/Erneuerung der Anlagen- und Einlagerungstechnik
- die Mitwirkung von Sachverständigen bei der Freigabe von Anlagen und Technologien gemäß Dauerbetriebsgenehmigung, z.B. Strahlenschutzüberwachung, spezielle Lüftungstechnik, Anlagensicherung etc., sowie
- die Durchführung von unabhängigen Berechnungen/Abschätzungen für spezielle Maßnahmen, wie Annahmebedingungen, Radionuklidinventar, Emissionswerte.

BfS; Nukleare Entsorgung und Transport (ET)

Im Zusammenhang mit dem Endlager für radioaktive Abfälle in Morsleben führt die GRS Untersuchungen durch

- zur Umsetzung der sich aus der Sicherheitsanalyse 3.91 der GRS ergebenden Anforderungen an Abfallgebinde und Brandschutz und
- zur Fortschreibung der Endlagerungsbedingungen für das Endlager Morsleben.

Außerdem wurden die Arbeiten aufgenommen zur „Unterlagenerstellung für ein Planfeststellungsverfahren zum Weiterbetrieb des Endlagers Morsleben über das Jahr 2000 hinaus“.

Unterstützung der Bundesaufsicht im Planfeststellungsverfahren Konrad

Das Planfeststellungsverfahren für das geplante Endlager Konrad läuft seit 1982. Die Voraussetzungen (Begutachtung, Öffentlichkeitsbeteiligung, Behördenstellungen) für die erstmalige Erstellung eines Planfeststellungsbescheids für ein Endlager für radioaktive Abfälle sind weitgehend geschaffen. Im Hinblick auf einen

zügigen Fortgang des Verfahrens sieht sich der Bund gezwungen, die Sachkompetenz in verstärktem Maße an sich zu ziehen. Hierbei wird er durch die GRS unterstützt. Zentrale Aufgabe ist dabei die vorsorgliche Erstellung eines weisungsfähigen Bescheidentwurfs (Tatbestand, rechtliche Würdigung, materiell rechtliche Würdigung), der neben den kerntechnischen Belangen auch alle relevanten Nebenrechtsgebiete berücksichtigt. Diese umfassen Aspekte vom Wasserrecht bis zur Umweltverträglichkeit. Mit einer solchen Aufgabe betritt die GRS auch fachliches Neuland. Nicht die Erstellung von Gutachten, sondern die Beurteilung von Gutachten aus Sicht einer Genehmigungsbehörde wird verlangt. Ein Bescheidentwurf soll im Sommer 1994 vorgelegt werden.

Entsorgung und Stilllegung des Kernkraftwerks Greifswald (KGR)

Das Kernkraftwerk Greifswald (KGR) der Energiewerke Nord (EWN) GmbH ist endgültig abgeschaltet und erwirtschaftet keine Erlöse mehr. Die Treuhandanstalt (THA) als alleinige Gesellschafterin der EWN gewährt Zuschüsse für die Stilllegung und den Abbau aller Anlagen. Ein erster wesentlicher Schritt ist die Auslagerung und Entsorgung der abgebrannten Brennstoffkassetten, die sich zum Teil doppellagig in den Abklingbecken befinden. Die GRS hat im Auftrag des Umweltministeriums des Landes Mecklenburg-Vorpommern eine vergleichende sicherheitstechnische Bewertung der Alternativen zur Auslagerung der Brennelemente durchgeführt. Die darin entwickelten Empfehlungen, insbesondere die rasche Beseitigung der doppelagigen Aufbewahrung zugunsten einer Einlagerung in das Zwischenlager ZAB werden bereits umgesetzt, die Umlagerung läuft. Damit wird ein sicherheitsmäßig ungünstiger Zustand beseitigt.

Außerdem berät die GRS in Abstimmung mit dem BMU die Treuhand, damit das Genehmigungsverfahren zur Stilllegung und zum Abbau des Kernkraftwerks Greifswald zügig durchgeführt werden kann. Dies betrifft im wesentlichen

Umfang und Tiefgang eines künftigen Sicherheitsberichtes, die Erstellung eines vorlaufenden Konzeptberichtes und die Erarbeitung ergänzender Unterlagen, insbesondere der Erläuterungsberichte für die einzelnen Fachthemen.

Sicherheitsbewertung ausländischer Anlagen

F+E-Projekte der EU

Reactor Pressure Vessel (RPV) Project

Die in 1993 bereits vorgesehene Erweiterung des Projektes wurde inzwischen unter allen Partnern abgestimmt. Durch diese Erweiterung hat sich die Anzahl der Partner um das Forschungszentrum Jülich (KFA) und Siemens/KWU-Erlangen auf sechs erhöht.

Die fachlichen Arbeiten der GRS betreffen die Verbesserung der Modelle zur Beschreibung des Verhaltens des Reaktordruckbehälters nach einer Kernschmelze, die Durchführung von Vergleichsanalysen mit den Partnern, die Sammlung und Aufbereitung von Werkstoffdaten bei hohen Temperaturen aus diesem Projekt sowie deutschen und internationalen Forschungsprogrammen zur Einbringung in eine geeignete Datenbank. So bestehen bisher erzielte Ergebnisse in einer verbesserten Modellierung des Kriechverhaltens, der Durchführung von zwei Vergleichsanalysen sowie in der Auswahl einer Datenbank und der Aufbereitung einiger Datensätze.

Sonderprojekte der EU

Plant Specific PSA as Part of the Periodic Safety Re-Assessment in the FRG

Ziel dieses Vorhabens vom Oktober 1993 bis April 1994 war es, das Verfahren, den aktuellen Stand und wesentliche Ergebnisse der probabilistischen Sicherheitsanalysen im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen deutscher Kernkraftwerke darzustellen.

Dazu wurden folgende Arbeiten durchgeführt:

- Skizzierung von Grundlagen und Praxis der Sicherheitsbewertung deutscher Kernkraftwerke,
- Darstellung von Entwicklung, Inhalt und Umfang der periodischen Sicherheitsüberprüfung,
- Darstellung von Inhalt und geplanter Weiterentwicklung des deutschen PSA-Leitfadens,
- Vorstellung des vorläufigen Zeitplanes der RSK für die Durchführung der PSA im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung und der betroffenen Kernkraftwerke sowie
- Darstellung des aktuellen Standes der anlagenspezifischen PSA und deren Reviews.

PHARE-Projekte

Unterstützung der Bulgarischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (BNSA)

- KKW Kozloduy, Block 1

Die Laufzeit des Projektes zur Unterstützung der bulgarischen Behörde BNSA bei der Bewertung von Ertüchtigungsmaßnahmen und bei Inspektionsarbeiten vor Ort erstreckte sich auf den Zeitraum von Juni 1993 bis Januar 1994. Die Arbeiten oblagen einem Konsortium, bestehend aus vier unabhängigen westlichen Sachverständigenorganisationen (GRS, IPSN Frankreich, AVN Belgien, UKAEA Großbritannien). GRS und IPSN hatten die technische Leitung, der Projektkoordinator war RISKAUDIT.

Im November und Dezember 1993 fanden mehrere Missionen des Konsortiums nach Kozloduy statt. Dabei wurde nachgeprüft, inwieweit das vorgelegte Ertüchtigungsprogramm des Betreibers einschließlich der ergänzenden Empfehlungen des Konsortiums erfüllt ist. Einen Schwerpunkt bildete dabei der RDB, dessen Versprödung trotz Glühung in 1989 aufgrund überdurchschnittlicher Verunreinigungen an Kupfer und Phosphor im Schweißgut weit fortgeschritten war. Dennoch kamen die westlichen Sachverständigen nach eingehenden Prüfungen des vom Designer Hydro-press erstellten Untersuchungsberichtes

zur RDB-Integrität sowie der Ergebnisse der RDB-Inspektionen zu dem Schluß, daß gegen das Wiederaufahren für zunächst einen Brennstoffzyklus keine sicherheitstechnischen Bedenken bestehen. Eine entsprechende Empfehlung ging an die bulgarische Aufsichtsbehörde.

- KKW Kozloduy, Block 2

Die Laufzeit des Projektes zur Unterstützung der BNSA bei der Fortsetzung des Genehmigungsverfahrens – im Anschluß an die Arbeiten in 1992/93 – erstreckt sich auf den Zeitraum von Februar 1994 bis Juli 1994. Die Arbeiten werden von demselben Konsortium wie dem zu Block 1 durchgeführt.

Ein erstes Treffen zwischen dem Konsortium, der BNSA, dem Betreiber und Vertretern der WANO fand Mitte März 1994 statt, nachdem der Betreiber Anfang März sein Ertüchtigungsprogramm vorgelegt hatte. Bei der Besprechung wurde das Programm im Detail diskutiert und kommentiert. Ein Zwischenbericht wurde erarbeitet und Ende April 1994 mit der BNSA abgestimmt.

TACIS-Projekte

Transfer of Western European Regulatory Methodology and Practices to the Nuclear Safety Authorities of Russia and Ukraine

Das TACIS-Programm sieht insbesondere eine Unterstützung für den Aufbau der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden in den Staaten Mittel- und Osteuropas und der GUS durch westeuropäische Behörden vor. Zur Durchführung derartiger Programme haben die Behörden von Belgien, Deutschland, Frankreich, Italien, den Niederlanden, Spanien und Großbritannien ein Konsortium westlicher Regulatoren gebildet (CWR).

Die Definition und Beratung der Programme erfolgt in der „Regulatory Assistance Management Group“, die bei der EU-Kommission in Brüssel geschaffen wurde. Zur Ermittlung und Konkretisierung

des Unterstützungsbedarfs in Rußland und in der Ukraine wurden 1992 Erkundungsmissionen durchgeführt. Die GRS hat den BMU unterstützt, um die Ergebnisse der Missionen in Arbeitsangeboten an die EU umzusetzen. Projektleiter für die Unterstützung der russischen Behörde GANRF ist der BMU, für die ukrainische Behörde GANU das französische DSIN.

Mit der Abwicklung der Verträge, die im Dezember 1993 für Rußland bzw. die Ukraine von der EU unterzeichnet wurden, ist RISKAUDIT beauftragt das die administrative und finanzielle Abwicklung übernimmt. Die fachliche Verantwortung verbleibt bei den Behörden des CWR. Die GRS wurde vom BMU mit der Bearbeitung der fachlichen Aufgabenanteile des BMU beauftragt.

Zur Detaillierung und Aktualisierung des Arbeitsprogramms für Rußland fand Ende Februar 1994 bei der GRS in Garching ein Treffen der westlichen Regulatoren mit Vertretern von GANRF statt. Die Ergebnisse wurden von der GRS und RISKAUDIT in einem „Inception Report“ zusammengefaßt. Ein entsprechender Bericht ist von IPSN und RISKAUDIT für die Ukraine erstellt worden. Diese Berichte sind jetzt Grundlage für die Arbeit in mehreren Arbeitsgruppen. GRS und IPSN haben selbst mehrere Arbeitspakete übernommen. Die Arbeitspakete wurden so definiert, daß unnötige Verdopplungen bilateraler Programme vermieden werden.

Sicherheitseinschätzung des KKW Rowno, Blöcke 1-3, mit Reaktoren der Typen WWER-440/W-213 und WWER-1000/W-320

Von der EU wurde ein Konsortium, bestehend aus 14 Experten aus sechs EU-Ländern, mit einer gemeinsam mit der ukrainischen Aufsichtsbehörde durchzuführenden Sicherheitseinschätzung für das KKW Rowno beauftragt. Die Arbeiten werden in zwei Phasen abgewickelt; die Projektleiter werden von GRS und IPSN gestellt.

Die Phase 1 (März 1993 bis März 1994) ist abgeschlossen. Die Ergebnisse liegen zusammengefaßt als Abschlußbericht vor. In dieser Phase wurde im wesentlichen geprüft, inwieweit die Ergebnisse der Sicherheitsbewertungen für die Kernkraftwerke Greifswald, Block 5, und Stendal auf Rowno übertragbar sind. Darüber hinaus sind vorliegende Betriebserfahrungen und die Betriebsführung analysiert worden.

Als wichtigstes Ergebnis wurden Empfehlungen zu folgenden Themen erarbeitet:

- Technische und organisatorische Ertüchtigungsmaßnahmen, klassifiziert in drei Prioritätsstufen,
- ausstehende bzw. noch nicht ausreichend vorhandene Nachweise, die vom Betreiber zu erbringen sind und
- Vorschläge für die wirksame Ausrichtung des Konsortiums in der Phase 2.

Support to the Transfer of Accident Analysis Codes to the Russian Nuclear Safety Authority GOSATOMNADSOR and their Application

Mit dem „notification state“ vom September 1993 trat der seit längerem verhandelte Vertrag zwischen der EU und RISKAUDIT in Kraft. Somit konnten IPSN und GRS als Vertragspartner mit RISKAUDIT die Arbeiten aufnehmen. Das von IPSN, GRS und GANRF gemeinsam erarbeitete Arbeitsprogramm sieht im wesentlichen vor

- die Installation der technischen Infrastruktur (Workstations, PC, Netzwerke),
- die Implementierung von deutschen und französischen Thermohydraulik-Codes und Codes zur Analyse von schweren Störfällen und
- die Einarbeitung in die Codes, die Handhabung dieser Codes und der Wissenstransfer, um ein gemeinsames Verständnis der Phänomene und der Abläufe bei Kühlmittelverluststörfällen und Transienten in Leichtwasserreaktoren zu erreichen.

Für den Code-Transfer wurden bilaterale Verträge zwischen GANRF mit der GRS bzw. dem IPSN geschlossen. Der Trans-

fer der Codes und das Traineeprogramm konnten mit kleinen Terminverschiebungen begonnen und dank der Nutzung der Workstations im IPSN/GRS-Büro in Moskau noch planmäßig abgewickelt werden.

Die Fortsetzung des Arbeitsprogramms für ein weiteres Jahr wird von IPSN/GRS derzeit gemeinsam mit GANRF erstellt.

Sicherheitsbewertung von Reaktoren des Typs RBMK

Die Referenzanlagen der von Oktober 1992 bis März 1994 durchgeführten Untersuchungen waren die RBMK-Anlagen Smolensk-3 und Ignalina-2. Die Untersuchungen identifizierten zahlreiche Schwachstellen technischer und organisatorischer Art für diese RBMK-Anlagen der neuesten Bauart.

Mit den Arbeiten war ein Konsortium aus 13 westlichen und 13 östlichen Partnern mit insgesamt neun Facharbeitsgruppen betraut. Die GRS war in fünf Arbeitsgruppen vertreten und stellte in der AG1 „Systemtechnik und Störfallanalyse“ den Gruppenleiter. In der AG 1 wurden u.a. Transientenrechnungen mit dem Thermohydraulikprogramm ATHLET durchgeführt, in der AG 3 „Reaktorphysik“ Kernberechnungen für RBMK-Reaktoren mit dem 3D-Kernmodell QUABOX/CUBBOX.

Nach Abschluß dieser ersten Sicherheitsbewertung von RBMK-Anlagen mit westlichen Organisationen sind weitere Untersuchungen geplant. In der Diskussion sind anlagenspezifische Untersuchungen für Anlagen der ersten und zweiten Generation einschließlich Störfallanalysen.

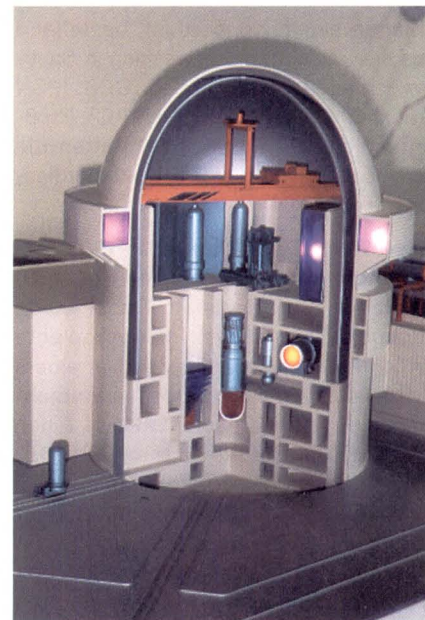
PHARE/EBRD CO-OPERATION AGREEMENT der EU

Sicherheitstechnische Bewertung des KKW Mochovce

Im slowakischen KKW Mochovce waren die ersten beiden Blöcke vom Typ WWER-440/W-213 bis zum Eintritt der

politischen Veränderungen zu ca. 90% bzw. 80% fertiggestellt. Mit der finanziellen Unterstützung durch die EBRD/EU wollen die EdF, die Bayernwerk AG und der slowakische Betreiber SEP die Blöcke fertigbauen. Dabei soll die nukleare Sicherheit der Anlagen gegenüber dem Originalkonzept auf ein akzeptables Niveau angehoben werden. Vorschläge zur sicherheitstechnischen Verbesserung wurden von EdF und SEP im „Safety Improvement Report (SIR)“ unterbreitet.

Zur gutachterlichen Begleitung dieser Maßnahmen sieht ein Vertrag zwischen RISKAUDIT und der EU vor, daß sowohl die slowakische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (NRA-SR) im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für die Blöcke 1 und 2 durch GRS und IPSN unterstützt wird, als auch der EBRD eine unabhängige sicherheitstechnische Bewertung der Anlage einschließlich der Ertüchtigungsmaßnahmen übergeben wird. Der erste Entwurf der sicherheitstechnischen Bewertung wurde Anfang Mai 1994 der NRA-SR und der EBRD übergeben.



Schnittmodell eines Reaktors WWER-1000

Nichtnukleare Aufgaben

Umweltbundesamt (UBA)

Geschäftsstelle für SFK und TAA

Die GRS unterstützt administrativ und technisch im Rahmen einer Geschäftsstelle die Störfall-Kommission (SFK) und den Technischen Ausschuß für Anlagensicherheit (TAA) sowie deren Ausschüsse entsprechend den gesetzlich festgelegten Beratungsaufgaben. Sie unterstützt den BMU bei der Aufbereitung von Beratungswünschen und/oder der entsprechenden Umsetzung der Beratungsergebnisse.

Zur Bearbeitung der von den Mitgliedern des TAA und der SFK eingebrachten Beratungsthemen wurden zusätzliche acht TAA- bzw. vier SFK-Arbeitskreise eingesetzt.

Zum Jahresende 1993 lagen Abschlußberichte von drei Arbeitskreisen vor. Für die Plenums-Sitzungen von TAA und SFK im April 1994 konnten noch Abschlußberichte von weiteren Arbeitskreisen vorgelegt werden. Damit haben TAA und SFK einen großen Teil der von Mitgliedern bzw. dem BMU eingebrachten Aufgaben abgearbeitet und die Beschlüsse der Sondersitzungen aus 1993 nach Erstellung von zwei Leitfäden umgesetzt.

Die GRS hat inzwischen vom UBA den Auftrag zum Aufbau und zur Pflege einer Störfalldatenbank für Ereignisse auf nationaler und internationaler Ebene erhalten.

Mit der Organisation des im Rahmen des § 29a Abs.2 BImSchG vorgesehenen ständigen Erfahrungsaustausches der Sachverständigen soll nach der Empfehlung der SFK die Geschäftsstelle beauftragt werden.

Führung der Geschäftsstelle der SK-UGB beim BMU

Aufgabe der von der GRS in ihrem Berliner Büro eingerichteten Geschäftsstelle der Sachverständigenkommission zum Umweltgesetzbuch (SK-UGB) ist die organisatorische Betreuung und Koordi-

nierung der Arbeiten der Kommissionsmitglieder. Die SK-UGB, deren Auftrag in der Harmonisierung und Zusammenführung des Umweltrechts der Bundesrepublik Deutschland in einem einheitlichen Umweltgesetzbuch liegt, tagt etwa alle 2 Monate in den Räumen der GRS, meist Berlin.

Neben dem Leiter der Geschäftsstelle und einer Sekretärin sind derzeit sechs Assistenten in Berlin tätig, zwei weitere in Bonn bzw. Bremen. Sie arbeiten den Kommissionsmitgliedern fachlich zu und bereiten die notwendigen Sitzungsunterlagen vor.

Störfalldatenbank

Im Auftrag des Umweltbundesamtes entwickelt die GRS eine Störfall-Datenbank für industrielle Risiken. Diese Datenbank wird als öffentlich zugängliches System konzipiert und trägt u.a. zur Unterstützung der zentralen Störfallmelde- und Auswertestelle (ZEMA) für Störfälle nach § 11, 12. BImSchV beim Umweltbundesamt bei. Weiterhin wird diese Datenbank der SFK und dem TAA als Arbeitsgrundlage dienen.

Das F+E-Vorhaben mit einer Laufzeit bis Ende September 1995 baut auf den bis Ende 1993 von der GRS im Rahmen des Geschäftsstellenvertrags SFK/TAA durchgeführten Vorarbeiten auf.

Die umfangreichen EDV-technischen Entwicklungsarbeiten sowie die Installation der notwendigen Hard- und Software sollen bis Herbst 1994 so weit fortgeschritten sein, daß sich eine ca. einjährige Test- bzw. Pilotphase anschließen kann. Im Rahmen dieser Test- bzw. Pilotphase werden seitens der GRS nicht meldepflichtige sicherheitsrelevante Ereignisse im In- und Ausland beispielhaft ausgewählt und in die Datenbank eingespeist.

An- und Abfahrvorgänge in Chemieanlagen

Im Auftrag der Bundesanstalt für Arbeitsschutz wurde die Sicherheit einer Anlage zur Herstellung von Nitroglykol beim An-

und Abfahren und im Produktionsbetrieb untersucht. Besonderes Augenmerk lag dabei auf der Bedeutung von Fehlern bei Personalhandlungen während des An- und Abfahrens.

Die Untersuchung wies die Anlage als weitgehend sicherheitstechnisch ausgewogen aus. Dennoch konnten einige Schwachstellen aufgezeigt werden, die zum Teil bereits parallel zur Analyse behoben wurden. Fehler bei den Personalhandlungen während des An- und Abfahrens wirken sich in der Regel nicht sofort, sondern erst während des Produktionsbetriebs aus.

Eine Verwirklichung sämtlicher Verbesserungsvorschläge aus der Untersuchung würde den Erwartungswert für eine Explosion von $1,0 \times 10^{-2}/a$ um den Faktor 4 reduzieren, wobei der erforderliche technische und somit wirtschaftliche Aufwand gering ist. Die Arbeiten sind abgeschlossen.

Winterthur Schweizerische Versicherungs-Gesellschaft

Ausgehend vom Fragebogen zur Umwelt-Haftpflichtversicherung der Winterthur Schweizerischen Versicherungs-Gesellschaft wurde ein Konzept zur quantitativen Grobabschätzung des Störfallrisikos von Industrieanlagen entwickelt. Diese Abschätzung beruht im wesentlichen auf zwei Elementen, der Einschätzung der Sicherheitskultur gestützt auf einen Fragebogen und eine Merkpostenliste für die Anlagenbesichtigung sowie der Darstellung der Anlage durch technische Module. Die Module umfassen typische technische Konfigurationen für die Einhaltung betrieblicher Sollwerte, z.B. Temperaturregelkreis und Schutzeinrichtungen (z.B. Einspritzung eines Reaktionsstoppers). Ausfallhäufigkeiten und -wahrscheinlichkeiten für diese Module werden auf der Grundlage vorliegender Erfahrung mit Hilfe von Zuverlässigkeitskenngrößen für Komponenten und Personalhandlungen abgeschätzt.

Aus den genannten Elementen wird unter Einbeziehung des auf dem versicherungs-

üblichen Weg ermittelten Maximalschadens der jährliche Erwartungswert des materiellen Schadens aus Störfällen in der untersuchten Anlage grob abgeschätzt. Die Arbeiten sind abgeschlossen.

Verbesserung der Schnittstelle Mensch-Maschine

In diesem BMU-Auftrag wird ein Überblick über die Schulung zur Beherrschung von nicht bestimmungsgemäßen Betriebszuständen und den Einsatz von Simulatoren in den Bereichen Chemie und Mineralölverarbeitung, Kraftwerkstechnik, Luftfahrt und Berufskraftverkehr gegeben. In allen Bereichen beginnt die Schulung zunächst durch entsprechenden Unterricht. Simulatoren werden in unterschiedlichen Graden genutzt, abhängig von Gefährdungspotential, Qualifikation des Bedienungspersonals, Kenntnis denkbarer Störfallabläufe und den Möglichkeiten, realistische

Modelle für das dynamische Verhalten der Anlagen aufzustellen. Die Arbeiten sind abgeschlossen.

Entwicklung und Anwendung analytischer Methoden zur Eignungsuntersuchung der Verbringung bergbaufremder Rückstände in dauerhaft offene Grubenräume im Festgestein

Zielsetzung dieses BMFT-Vorhabens ist es, analytische Methoden zur Beurteilung der Sicherheit in der Langzeitphase von Anlagen zur Untertageverbringung von Rest- und Abfallstoffen bereitzustellen und ihre Anwendbarkeit bei dauerhaft offenen Gruben unterschiedlicher Lagerstätten im Festgestein (Karbon und Erz) zu untersuchen. Sofern benötigte Standort- und Stoffdaten nicht bereits vorhanden sind, werden sie im Rahmen dieses Vorhabens durch entsprechende experi-

mentelle Untersuchungen ermittelt. Die GRS arbeitet hierbei zusammen mit der Ruhruniversität Bochum (RUB Arbeitsgruppe Grundwassermodelle), der Universität Bonn (Geologisches Institut), der Deutschen Montan Technologie (DMT, Institut für Wasser und Bodenschutz – Baugrundinstitut –) und der Ruhrkohle Montalith (RAG/RMG). Mit diesen Methoden wird ein Instrumentarium geschaffen, um Beurteilungskriterien für die Eignung offener Bergwerke für die Untertageverbringung von Rückständen unter dem Aspekt der Sicherheit in der Langzeitphase bereitstellen zu können.

Das Vorhaben ist nicht anlagenbezogen und liefert u.a. Grundsätze für die Entwicklung von Entscheidungskriterien für solche Behörden und Institutionen, die mit genehmigungs- und sicherheitstechnischen Fragestellungen befaßt sein werden.

3.1 Perspektiven unterschiedlicher Entwicklungskonzepte in der deutschen Reaktortechnik

Für die Weiterentwicklung der Reaktortechnik werden weltweit unterschiedliche Konzepte vorgeschlagen. Neben der Optimierung der konventionellen Sicherheitstechnik sollen dabei künftig verstärkt passive und inhärente Sicherheitsmerkmale implementiert werden. Solche Konzepte werden in Abhängigkeit vom Innovationsgrad auch durch Begriffe wie evolutionär, evolutionär-passiv oder innovativ gekennzeichnet, wobei jedoch häufig Zwischenlösungen vorliegen.

Die evolutionären Konzepte stützen sich vor allem in der Systemtechnik (betriebliche Systeme, Einrichtungen zur Schadenprävention und Störfallbeherrschung) stark auf die in Betrieb befindlichen Anlagen ab, gehen aber bei den Maßnahmen zur Beherrschung schwerer Stör- bzw. Unfälle teilweise erheblich über bestehende Technik hinaus. Die evolutionär-passiven Konzepte zeichnen sich durch eine geringere Leistungsdichte und größere thermische Trägheit aus und sehen zur Störfallbeherrschung passive Sicherheitseinrichtungen vor. Mit innovativen Reaktorkonzepten werden grundsätzlich neuartige Lösungen verfolgt, die vor allem zu einer weiteren Stärkung der inhärenten Sicherheitseigenschaften führen sollen.

In Deutschland werden bzw. wurden mit dem EPR, dem SWR-600 und dem HTR-Modul verschiedene Entwicklungslinien verfolgt. Ob und wann diese verwirklicht werden können, hängt neben den sicherheitstechnischen Merkmalen entscheidend von der Wirtschaftlichkeit und der technischen Reife ab. Im Sinne dieser Kategorien werden die drei genannten Konzepte im folgenden qualitativ bewertet.

Druckwasserreaktor (EPR)

Der European Pressurized Water Reactor (EPR) stellt ein deutsch-französisches Druckwasserreaktorkonzept von Siemens und Framatome dar, in dem die nationalen Entwicklungslinien Konvoi und N4 zu einem gemeinsamen Konzept zusammengeführt werden sollen. Dabei wird in der Systemtechnik ein evolutionärer Ansatz verfolgt. Zur Schadensbegrenzung bei schweren Stör- bzw. Unfällen sind innovative Verbesserungen des Sicherheitseinschlusses (Containment) vorgesehen.

Auf der Basis des Ende 1993 abgeschlossenen „Conceptual Design“ soll in einer zweiten Phase, die für die Jahre 1994 und 1995 vorgesehen ist, das „Basic Design“ erarbeitet werden. Ziel ist es, ein Anlagenkonzept zu entwickeln, das sowohl in Deutschland als auch in Frankreich genehmigungsfähig ist. Mit einem formalen Genehmigungsverfahren soll 1996 begonnen werden. Es ist beab-

sichtigt, die Detaillösungen im Rahmen des „Detailed Design“ bis 1998 auszuarbeiten.

Wirtschaftlichkeit

Die globale Zielvorgabe der Hersteller besteht in der wirtschaftlichen Konkurrenzfähigkeit des neuen Reaktortyps mit fossilen Kraftwerken. Aus dieser Forderung läßt sich ableiten, daß die Stromgestehungskosten einer Ende dieses Jahrzehnts gebauten Anlage nicht wesentlich über 15 DPf/kWh liegen sollten.

Nach dem gegenwärtigen Planungsstand dürfte die vorgesehene Optimierung der Systemtechnik zumindest keine wesentlichen Kostensenkungen gegenüber heutigen Anlagen bewirken, während die zusätzlichen schadensbegrenzenden Maßnahmen in jedem Fall zu Zusatzkosten führen werden. Als Möglichkeiten zur Kostenkompensation werden derzeit eine Senkung der spezifischen Kosten über die

Erhöhung der Anlagenleistung sowie eine Verringerung der Brennstoff- und Brennstoffzykluskosten durch Verbesserung des thermischen Wirkungsgrades und der Brennstoffausnutzung diskutiert.

Da der EPR auf erprobter Reaktortechnik aufbaut, ist seine Kostenstruktur im Vergleich zu evolutionär-passiven und innovativen Konzepten verhältnismäßig transparent. Die von der Industrie für Konvo-Nachfolgeanlagen mit rund 3200 DM pro kW installierter Leistung geschätzten Investitionskosten [1] können als unterer Richtwert angesehen werden.

Sicherheitstechnische Merkmale

Das Sicherheitskonzept des EPR umfaßt das traditionelle Mehrstufenkonzept zur Verhinderung von Störfällen und schweren Störfällen sowie die zusätzliche Zielsetzung, auch bei Kernschmelzunfällen die radiologischen Auswirkungen auf die Umgebung so weit zu begrenzen, daß einschneidende Maßnahmen des Katastrophenschutzes, wie Evakuierung, Umsiedlung oder Nahrungsmittelverbote, nicht erforderlich sind. In der Schadenprävention werden wie bisher vorrangig aktive Sicherheitssysteme eingesetzt. Innovative Elemente kommen vor allem bei der Begrenzung der Folgen schwerer Unfälle zur Geltung.

Die Eintrittshäufigkeit von Kernschmelzunfällen soll durch die Optimierung der Sicherheitssysteme weiter verringert werden. Dazu wurden die folgenden Konzeptmerkmale entwickelt:

- Die Sicherheitssysteme sollen bezüglich ihres Systemaufbaus und ihrer Funktionen vereinfacht werden mit dem Ziel, die Funktionssicherheit zu erhöhen.
- Durch Diversifizierung und optimierte Staffelung der Aktivierung der Sicherheitssysteme sollen die Auswirkungen von „Common-Cause“-Ausfällen verringert werden.
- Durch konsequente räumliche bzw. physische Trennung sollen die Folgen eines versagensauslösenden Ereignisses auf die betroffene Redundanz begrenzt bleiben.

- Die Trägheit des Anlagenverhaltens (Karenzzeiten) soll durch erweiterte Wasservorräte vergrößert werden.
- Die Mensch-Maschine-Schnittstelle soll durch den Einsatz digitaler Leit- und Regeltechnik weiter verbessert werden.

Darüber hinaus sollen schadensbegrenzende Maßnahmen zur Beherrschung der relevanten Kernschmelzenzenarien bereits in die Auslegung einbezogen werden. Das bedeutet zum einen, daß die Abfuhr der Nachwärme auch bei geschmolzenem Reaktorkern sichergestellt werden muß, zum anderen, daß die Integrität des Sicherheitseinschlusses zu gewährleisten ist.

Für die Wirksamkeit der dazu notwendigen neuen Sicherheitseinrichtungen ist allerdings noch eine umfangreiche Nachweisführung erforderlich, insbesondere im Hinblick auf die beim Kernschmelzen auftretenden Phänomene und die Integrität des Sicherheitseinschlusses. Dazu zählen im wesentlichen:

- Verifizierung und Validierung der Rechenprogramme zur Beschreibung des Abschmelzvorgangs im Reaktorkern sowie des Verhaltens der Kernschmelze im unteren Plenum,
- Fragen in Verbindung mit der Stabilisierung der Kernschmelze im Sicherheitsbehälter (Verhalten von Opferschichten, chemische Reaktionen der Kernschmelze, Verteilung auf der Auffangvorrichtung etc.),
- Folgephänomene von Kernschmelzeereignissen (Dampfexplosion, Wasserstoffverhalten, direkte Aufheizung der Containmentatmosphäre durch Schmelzepartikel, Druckaufbau im Containment),
- Rückhaltefähigkeit des Containments für Spaltprodukte; langfristige Wärmeabfuhr aus dem Sicherheitsbehälter durch interne Wärmeabfuhrmechanismen und/oder Außenkühlung des Sicherheitsbehälters.

Technische Reife

Der EPR kann als Weiterentwicklung der großen Druckwasserreaktoren auf der umfangreichen Betriebserfahrung von über

3000 Reaktorbetriebsjahren der derzeit etwa 240 weltweit betriebenen Druckwasserreaktoren aufbauen.

Aufgrund der dadurch gegebenen hohen technischen Reife sind die notwendigen Weiterentwicklungen, beispielsweise in der Komponentensicherheit oder bei der Qualitätssicherung, überschaubar. Die innovativen Elemente sind weitgehend auf die Auslegung des Sicherheitsbehälters (Begrenzung der Folgen schwerer Unfälle) beschränkt und berühren betriebsrelevante Systeme kaum, so daß negative Auswirkungen auf die Anlagenverfügbarkeit nicht zu erwarten sind.

Siedewasserreaktor (SWR-600)

Die Fortschreibung des SWR-Konzepts erfolgt in Deutschland im Rahmen eines Konzeptauftrages der deutschen Energieversorgungsunternehmen (EVU) an Siemens. Ziel ist die Entwicklung eines evolutionär-passiven Siedewasserreaktors mittlerer Leistung (800 bis 1000 MWe), der durch den verstärkten Einsatz inhärenter und passiver Sicherheitsmerkmale zu einer grundsätzlichen Verbesserung der Sicherheitsqualität führen soll.

Es ist beabsichtigt, die Konzeptphase in der zweiten Hälfte dieses Jahres abzuschließen und in der anschließenden Konsolidierungsphase (bis Ende 1994) die technischen Fragestellungen und Lösungen zwischen den Vertragspartnern abzustimmen. In einer anschließenden Entwurfsphase sollen dann die technischen Einzellösungen stärker detailliert werden und die Auslegung der Systeme sowie eine Kostenüberprüfung vorgenommen werden.

Wirtschaftlichkeit

Generell soll das neue Konzept in wirtschaftlicher Hinsicht mit bestehenden Anlagen vergleichbar sein. Dazu wurden folgende Ziele definiert:

- Vergleichbare Stromgestehungskosten wie bei Großreaktoren

- Bauzeit ca. 48 Monate
- Brennelementwechsel nur jedes 2. Jahr
- Brennelementwechselzeit ca. 14 Tage
- Entladeabbrände bis zu 65 000 MWd/t
- Lebensdauer der Anlage 60 Jahre.

Der Hersteller hält nach einer im Rahmen der Konzeptphase durchgeführten Kostenabschätzung eine Zielvorgabe für möglich, bei der durch den einfachen Aufbau der passiven Elemente, die Vereinfachung aktiver Systeme, die verkürzte Bauzeit und die höhere Brennstoffausnutzung die Stromgestehungskosten um maximal 5% höher liegen sollen als bei konventionellen großen Leichtwasserreaktoren. Erst mit zunehmender Konkretisierung des Anlagendesigns wird sich jedoch herausstellen, ob dieses Ziel realistisch ist.

Sicherheitstechnische Merkmale

Beim evolutionär-passiven Sicherheitsansatz dieses Reaktors sollen sowohl zur Schadenprävention als auch zur Begrenzung der Folgen eines Kernschmelzenfalls weitgehend passive und inhärente Sicherheitsmerkmale zur Anwendung kommen. Die verbleibenden aktiven Elemente sollen auch im Hinblick auf die Abstimmung von Redundanz und Diversität optimiert, die entsprechende Systemtechnik im Vergleich zu heutigen Reaktoren erheblich vereinfacht werden.

Wichtige sicherheitstechnische Funktionen wie Schnellabschaltung, Druckbegrenzung und Druckentlastung des Reaktordruckbehälters sowie der Sicherheitsbehälterabschluß sollen von passiven Einrichtungen übernommen werden, deren Funktion von der Versorgung mit elektrischer Energie, von leitetechnischen Maßnahmen oder von menschlichen Eingriffen unabhängig ist. Diese passive Störfallbeherrschung soll für etwa sieben Tage sichergestellt werden. Diese Zielsetzung führte zur Entwicklung folgender Auslegungsmerkmale:

- Eine große Wärmespeicherfähigkeit innerhalb des Sicherheitsbehälters soll in Verbindung mit der geringen Lei-

stungsdichte des Kerns und dem großen Wasservolumen im Reaktor-druckbehälter für eine große thermische Trägheit bei Störfällen sorgen.

- Es soll eine große Flutwassermenge im Sicherheitsbehälter mit geodätischem Ablauf in den Reaktor-druckbehälter nach einer Druckentlastung bereitgestellt werden.
- Ergänzend werden passive Wärmeabfuhrinrichtungen aus dem Reaktor-druckbehälter und aus dem Sicherheitsbehälter vorgesehen.
- Zur Vermeidung von Wasserstoffverbrennungen soll die Containment-atmosphäre ständig inertisiert sein.
- Hochliegende Dampf- und Speisewasseranschlüsse am Reaktor-druckbehälter sollen dafür sorgen, daß selbst bei Versagen der Abschlußarmaturen und bei Brüchen der Leitungen außerhalb des Sicherheitsbehälters die Überdeckung des Reaktor-druckbehälters mit Wasser sichergestellt ist.
- Mit einer passiven Reaktor-druckbehälter-Außenkühlung und speziellen Auf-fangflächen unterhalb des Reaktor-druckbehälters sollen diversitäre Kühl-möglichkeiten für die Kernschmelze bei schweren Unfällen zur Verfügung stehen.

Die neuen Sicherheitsmerkmale stützen sich auf verhältnismäßig einfache Mechanismen und erscheinen grundsätzlich transparent. Dennoch sind hier umfangreiche Forschungs- und Entwicklungsarbeiten unumgänglich, um die Wirksamkeit und Funktionsfähigkeit der passiven Einrichtung zu validieren. Beispielsweise erfordert die schwerkraftgetriebene Not-einspeisung unter geringem Druck eine vollständige und nachhaltige Druckentlastung des Kühlkreislaufs, wobei transiente Verdampfungs- und Druckaufbauvorgänge, Wärmeaustausch unter geringem und hohem Druck und die Anwesenheit nichtkondensierbarer Gase eine wichtige Rolle spielen. Die bei solchen Vorgängen

typischen geringen Naturumlaufdurchsätze bedürfen einer genauen Modellierung kleiner Auftriebskräfte.

Hier sind in nicht unerheblichem Umfang Experimente, Weiterentwicklungen und Verifikation analytischer Modelle erforderlich. Darüber hinaus ergeben sich in der Frage der Nachweisführung bei der Begrenzung der Folgen von Kernschmelzunfällen ähnliche Aufgaben wie beim EPR.

Technische Reife

Ähnlich wie andere evolutionär-passive Konzepte kann der SWR-600 trotz innovativer Elemente in weiten Bereichen der Systemtechnik auf bewährte Lösungen und die vorhandene Betriebserfahrung aufbauen. Auch in der Brennstoffver- und entsorgung paßt sich dieses Reaktorkonzept in die bestehende Infrastruktur ein.

Damit sind die weiteren Entwicklungsschritte bei diesem Reaktorkonzept im Grundsatz überschaubar. Allerdings betreffen die Innovationen auch betriebsrelevante Bereiche, so daß negative Rückwirkungen auf die Anlagenverfügbarkeit nicht ohne weiteres auszuschließen sind. Hier ist auch zu fragen, ob ein Prototypreaktor erforderlich ist, z.B. um die Zuverlässigkeit der passiven Einrichtungen und die Auswirkungen der Innovationen auf Anlagenbetrieb und Verfügbarkeit zu ermitteln.

Hochtemperaturreaktor (HTR-Modul)

Hochtemperaturreaktoren stellen die 3. Generation gasgekühlter graphitmoderierter Reaktoren dar. Der vollkeramische Reaktorkern gestattet es, die Kühlmitteltemperaturen bis auf etwa 1000°C anzuheben und damit Hochtemperaturprozeßwärme für die Produktion z.B. von Synthesegas, Erdgasersatz oder Wasserstoff bereitzustellen. Der HTR stellt damit eine vielfältig einsetzbare Energiequelle für die Erzeugung von Strom, Prozeßdampf und Fernwärme (auch in Kraft-Wärme-Kopplung) dar.

Hochtemperaturreaktoren können in unterschiedlicher Leistungsgröße gebaut werden. In Deutschland kam es neben dem Betrieb eines Versuchsreaktors zum Bau eines Prototypen in der 300-MWe-Leistungsklasse (THTR). Kleinere Anlagen, z.B. nach dem Modulkonzept (Doppelblockanlagen mit zwei Reaktoren zu je 80 MWe), besitzen jedoch unter den Gesichtspunkten „Sicherheit“ und „Flexibilität der Anwendung“ Vorteile. Beispielsweise kommen kleine HTR-Module auch für kommunale Versorgungs- und Industrieunternehmen in Frage.

Wirtschaftlichkeit

Die Investitionskosten für eine erste Anlage des Modul-Typs liegen nach Schätzungen der Industrie gegenwärtig bei rund 9000 DM pro kWe installierter Leistung. Dabei spielen auch die prototypischen Bedingungen und die Anlaufkosten eine Rolle, die aufgebracht werden müssen, um nicht mehr bestehende industrielle Kapazitäten (auch Personal) wieder aufzubauen. Bei weiteren Anlagen dürften sich die Investitionskosten auf eine Größenordnung von 5000 DM/kWe verringern [2]. Damit liegen die spezifischen Kosten von HTR-Modulen erheblich über denen großer Leichtwasserreaktoren und fossiler Kraftwerke. Derzeit ist auch bei industrieller Kraft-Wärme-Kopplung keine Wirtschaftlichkeit gegeben.

Brennstoffversorgungs- und Entsorgungskosten sind kaum realistisch quantifizierbar, da auch die hierzu notwendige Infrastruktur (Technologie und industrielle Kapazitäten) weitgehend neu aufgebaut werden müßte. Wegen des geringen Durchsatzes dürften die Kosten aber in jedem Fall auf absehbare Zeit deutlich über denen der Leichtwassertechnologie liegen.

Auf längere Sicht könnte sich Wirtschaftlichkeit am ehesten für Spezialanwendungen mit Kraft-Wärme-Kopplung ergeben, wenn die Brennstoffpreise stark steigen oder wenn beispielsweise aus Klimaschutzgründen statt fossiler Energieträger wesentlich teurere regenerative Energiequellen wie die Photovoltaik zum Vergleichsmaßstab werden sollten.

Sicherheitstechnische Merkmale

Die niedrige Leistungsdichte (3 MW/m² für das Modulkonzept) sowie die hohe Wärmekapazität des Reaktorkerns und der keramischen Einbauten gewährleisten relativ langsame Zustandsänderungen (thermische Trägheit) bei Störfällen. Darüber hinaus ist das Kühlmittel Helium chemisch inert und besitzt nahezu keine Reaktivitätsrückwirkung. Durch die hohe Sublimationstemperatur des Graphits bei ca. 3600°C ist Kernschmelzen praktisch unmöglich. Allerdings ist Graphit brennbar und kann bei Wasserkontakt explosives Gas bilden.

Die Sicherheitseigenschaften des HTR beruhen ganz wesentlich auf den sehr günstigen Eigenschaften des HTR-Brennelements, insbesondere auf dessen Fähigkeit, Spaltprodukte bis zu hohen Temperaturen (1600°C) zurückzuhalten. Damit wird dem für die Reaktorsicherheit wichtigen Präventivgedanken in besonderer Weise Rechnung getragen. Wegen dieser günstigen Eigenschaften ist allerdings der Schadensbegrenzung bisher weniger Aufmerksamkeit gewidmet worden als beim Leichtwasserreaktor, was auch dadurch zum Ausdruck kommt, daß bei Hochtemperaturreaktoren grundsätzlich kein Sicherheitsbehälter im üblichen Sinn vorgesehen ist.

Beim HTR-Modul kann der Reaktorkern bei Störfällen wegen der geringen Leistung und der erläuterten Brennelementeigenschaften auch ohne aktive Kühlmittelumwälzung gekühlt werden (Nachwärmeabfuhr durch passiven Wärmetransport auf einen Flächenkühler). Eine Druckentlastung würde auch bei zusätzlichem Totalausfall der aktiven Kühlung nicht zu größeren Spaltproduktfreisetzungen durch Überhitzung des Kerns führen. Zum Schutz des Reaktorbehälters und der Reaktorzelle wäre in diesem Fall die Wiederherstellung der externen Wasserversorgung (z. B. Feuerlöschleitung) des Flächenkühlsystems nach zwei Tagen ausreichend. Dabei ist ein Zugang in das Reaktorgebäude über mehrere Tage möglich.

Allerdings können auch bei Hochtemperaturreaktoren Probleme auftreten, z.B. wenn die erforderlichen sehr geringen Toleranzen in der Brennelementfertigung nicht eingehalten werden (das dafür notwendige Know-how müßte ohnehin erst wieder aufgebaut werden), was sich dann bei bestimmten Störfallszenarien nachteilig auswirken kann. Zudem sind eine Reihe neuer Störfallmöglichkeiten zu betrachten, wie z.B. Graphitbrand, Wassereinbruch mit Bildung von detonationsfähigem Wassergas, Versagen passiver Komponenten durch Beaufschlagung mit hohen Temperaturen, bei größeren Hochtemperaturreaktoren auch Kritikalitätsstörfälle infolge eines Absturzes des Deckenreflektors.

Gegen solche Ereignisse werden besondere Vorkehrungen getroffen. Beispiele sind das getrennte Dampferzeugergebäude, der tiefliegende Dampferzeuger und das redundante Dampferzeuger-Schnellentleerungssystem im Hinblick auf einen möglichen Wassereinbruch nach Dampferzeugerheizrohrbruch.

Dennoch ist festzustellen, daß auch beim HTR aus heutiger Sicht nicht pauschal von einem katastrophensicheren Reaktor gesprochen werden kann. Ein belastbarer Nachweis der günstigen sicherheitstechnischen Eigenschaften erfordert zumindest in Teilbereichen noch umfangreiche Forschungs- und Entwicklungsarbeiten. Ob ein HTR-Modul dann ohne Sicherheitseinschluß gebaut werden kann, läßt sich derzeit nicht entscheiden. Beispielsweise kann nach Ansicht des amerikanischen Department of Energy (DOE) erst eine ausreichende Verifizierung der Brennelementeigenschaften das Fehlen einer Containment-Struktur rechtfertigen.

Technische Reife

Die Betriebserfahrung bei Hochtemperaturreaktoren umfaßte im Jahre 1993 etwa 50 Reaktorbetriebsjahre. Hinzu kommen ca. 800 Betriebsjahre bei sonstigen Gas-Graphit-Reaktoren, die sich jedoch nur sehr begrenzt übertragen lassen.

Der amerikanische HTGR erreichte in seiner 14jährigen Betriebszeit aufgrund zahlreicher technischer Schwierigkeiten nur eine äußerst geringe Verfügbarkeit von weniger als 15%, und auch beim THTR traten trotz anfänglich guter Verfügbarkeit betriebliche Probleme auf. Zudem wurde das THTR-Projekt bereits nach verhältnismäßig kurzer Zeit beendet. Diese Erfahrungen haben letztlich auch dazu geführt, daß die Investitionsbereitschaft der Industrie für diesen Reaktortyp stark gesunken ist.

Zwar unterscheidet sich der HTR-Modul von den früher gebauten Hochtemperaturreaktoren erheblich. Er befindet sich jedoch in einem vergleichsweise frühen Entwicklungsstadium, wobei die Frage der Zuverlässigkeit und der Verfügbarkeit im Anlagenbetrieb noch weitgehend offen ist. Auch waren die bisherigen Betriebszeiten von Hochtemperaturreaktoren für eine umfassende Erprobung der Komponenten zu kurz. Daher wäre eine längere Prototypphase unumgänglich.

Zusammenfassung

Ein Vergleich wesentlicher Merkmale des EPR, des SWR-600 und des HTR-Moduls ist in Bild 3.1 wiedergegeben. Wichtige Gesichtspunkte der Gesamtbewertung sind im folgenden zusammengefaßt.

Mit dem deutsch-französischen EPR-Konzept wird in der Systemtechnik eine evolutionäre Weiterentwicklung der bewährten Druckwasserreakorteknik beider Länder verfolgt. Zur Störfallbeherrschung werden wie bisher aktive Sicherheitssysteme bevorzugt, wobei die Wahrscheinlichkeit eines Kernschmelzunfalls durch Optimierung dieser Systeme weiter verringert werden soll. Gleichzeitig werden völlig neue Wege zur Begrenzung der Folgen eines Kernschmelzunfalls gegangen. Ein innovatives Containmentkonzept mit weitgehend passiven Einrichtungen soll dafür sorgen, daß selbst bei Kernschmelzen Katastrophenschutzmaßnahmen wie Evakuierung, Umsiedlung oder langfristige Nahrungsmittelverbote entbehrlich sind.

Der EPR kann bei den für Betrieb und Störfallbeherrschung relevanten Systemen die umfangreichen weltweiten Betriebserfahrungen mit Druckwasserreaktoren voll nutzen. Die Innovationen im Containmentkonzept berühren diese Bereiche wenig, so daß nachteilige Auswirkungen auf die Verfügbarkeit und die betriebliche Sicherheit verhältnismäßig sicher ausgeschlossen werden können. Ferner integriert sich der EPR nahtlos in die vorhandene industrielle Infrastruktur einschließlich Brennstoffver- und -entsorgung. Damit können die Chancen, mit dem EPR trotz der Zusatzkosten für die Containment-Innovationen Wirtschaftlichkeit zu erreichen, als verhältnismäßig gut eingeschätzt werden.

Der SWR-600 stellt in vieler Hinsicht eine evolutionäre Weiterentwicklung der deutschen SWR-Technik dar, wobei allerdings neue Wege bereits in der Störfallbeherrschung gegangen werden, die

weitgehend von passiven Sicherheitseinrichtungen übernommen werden soll. Zur Begrenzung der Folgen schwerer Unfälle werden ähnliche Ansätze wie beim EPR verfolgt. Wesentlicher Vorteil des SWR-600 ist die große thermische Trägheit und die Unabhängigkeit der passiven Sicherheitseinrichtungen von der Stromversorgung. Die Validierung der Funktionsfähigkeit und Wirksamkeit dieser Einrichtungen erfordert allerdings noch umfangreiche Untersuchungen, da ihre Funktion empfindlich von kleinen Änderungen der Bedingungen abhängen kann. Hier ist auch zu fragen, ob ein Prototypreaktor benötigt wird, z.B. um die Zuverlässigkeit der passiven Einrichtungen und die Auswirkungen der Innovationen auf Anlagenbetrieb und Verfügbarkeit zu ermitteln.

Der SWR-600 kann viele Elemente der weltweiten Betriebserfahrungen mit Siedewasserreaktoren nutzen. Wie der EPR

integriert er sich in die vorhandene industrielle Infrastruktur der Kerntechnik. Für eine belastbare Einschätzung der Sicherheitseigenschaften, der Anlagenverfügbarkeit und der Kostenstruktur sind jedoch noch umfangreiche weitere Entwicklungen abzuwarten.

Der HTR-Modul baut in vielen Elementen auf früheren Entwicklungen von Hochtemperaturreaktoren auf, unterscheidet sich aber erheblich von den bisher gebauten Anlagen dieses Typs. Bezüglich der Sicherheit zeichnet er sich durch besonders günstige inhärente und passive Merkmale aus. Sie beruhen weitgehend auf der geringen Leistung und den Eigenschaften des HTR-Brennelements, welches radioaktive Stoffe bis zu hohen Temperaturen zurückhalten kann. Der Reaktorkern kann dadurch bei Störfällen auch ohne aktive Kühlmittelumwälzung gekühlt werden. Allerdings sind dadurch Sicherheitsprobleme nicht grundsätzlich ausgeschlossen. Ein belastbarer Nachweis, daß ein insgesamt deutlich höheres Sicherheitsniveau erreicht werden kann, erfordert zumindest in Teilbereichen noch umfangreiche Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, wobei auch noch zu klären ist, ob und in welcher Qualität ein solcher Reaktor ein Containment benötigt. Da kaum auf Betriebserfahrungen aufgebaut werden kann, wird eine längere Prototypphase unumgänglich sein.

Der HTR-Modul befindet sich damit immer noch in einem vergleichsweise frühen Entwicklungsstadium. Die Kostensituation ist im einzelnen schwer einzuschätzen, zumal die zur Brennstoffver- und -entsorgung notwendige industrielle Infrastruktur erst aufgebaut werden mußte. Allerdings läßt sich heute schon sagen, daß die spezifischen Anlagenkosten von HTR-Modulen in absehbarer Zukunft erheblich über denen großer Leichtwasserreaktoren und fossiler Kraftwerke liegen dürften. Ein wichtiger Gesichtspunkt ist auch, daß Leistungsfähigkeit und Investitionsbereitschaft der Industrie für diesen Reaktortyp inzwischen stark eingeschränkt sind, nachdem wichtige frühere HTR-Projekte wie der

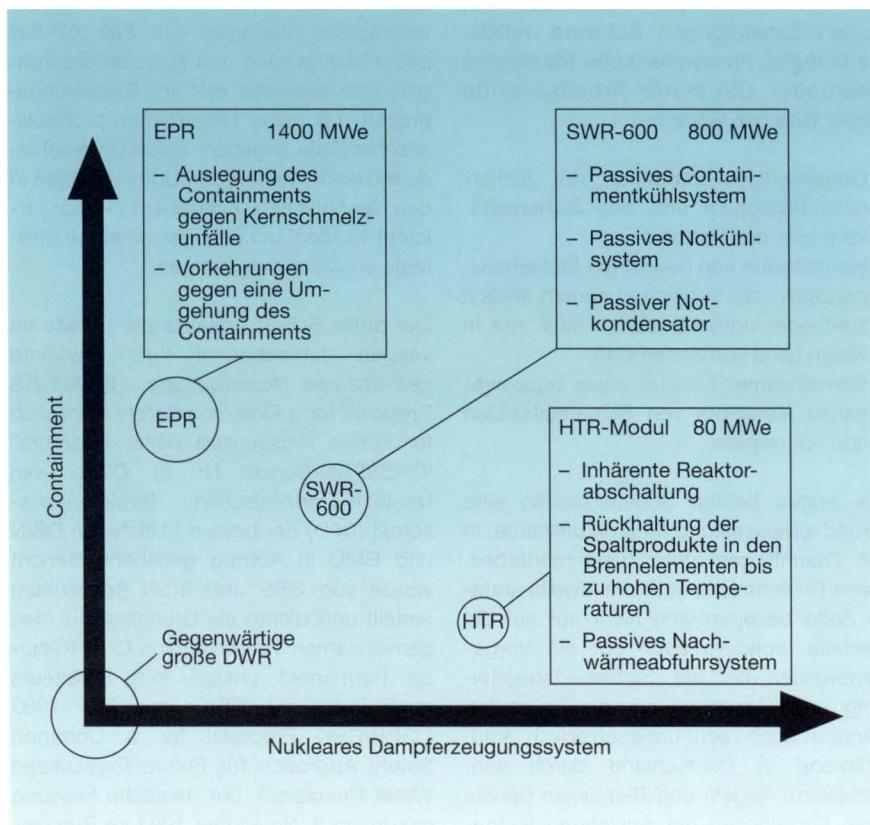


Bild 3.1: Innovationsgrad von EPR, SWR-600 und HTR-Modul

THTR bereits nach verhältnismäßig kurzer Zeit eingestellt wurden. Auf längere Sicht könnte sich Wirtschaftlichkeit am ehesten für Spezialanwendungen mit Kraft-Wärme-Kopplung ergeben, wenn die Brennstoffpreise stark steigen oder wenn beispielsweise aus Klimaschutzgründen statt fossiler Energieträger wesentlich teurere regenerative Energiequellen wie die Photovoltaik zum Vergleichsmaßstab werden sollten. Mittel- bis langfristig (ab etwa dem Jahr 2005) besitzen kleine Hochtemperaturreaktoren daher ein erhebliches Potential in der Strom- und Wärmeversorgung.

Insgesamt ist festzustellen, daß der SWR-600 eher eine mittelfristige, der HTR-Modul eher eine langfristige Perspektive darstellt. Der EPR ist das einzige neue deutsche Reaktorkonzept, welches hinsichtlich des technischen Entwicklungsstandes, der industriellen Infrastruktur, der Belastbarkeit der Sicherheitsbeurteilung und der Abschätzung der Anlage-, Brennstoff- und Entsorgungskosten so weit fortgeschritten ist, daß ein Einsatz in näherer Zukunft möglich ist. Die Vermeidung des technologischen Fadenrisses in der deutschen kerntechnischen Industrie ist realistisch nur mit dieser Entwicklung vorstellbar.

A. Birkhofer

[1] Preisbasis: Mitte der 90er Jahre

[2] Zum Vergleich: der THTR wurde für 30 000 DM/kWe abgerechnet

3.2 Entwicklung gemeinsamer deutsch-französischer Sicherheitsziele und -anforderungen für zukünftige Reaktoren

Basierend auf den Wünschen der beiden zuständigen Ministerien BMU und DSIN (Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires), auf dem Gebiet der Sicherheit zukünftiger Reaktoren enger zusammenzuarbeiten, haben GRS und IPSN schon vor vielen Jahren erste Kontakte geknüpft und die Gebiete zukünftiger Zusammenarbeit abgesteckt. Ab Juli 1989 wurden die gemeinsamen Aktivitäten durch die Vereinbarung über die Zusammenarbeit zwischen GRS und IPSN auf eine formale Basis gestellt. Durch Gründung der Tochterfirma RISKAUDIT konnte die Zusammenarbeit beider Institutionen weiter gefördert werden. Ein wesentlicher Programmpunkt der gemeinsamen Aktivitäten ist die Entwicklung deutsch-französischer Sicherheitsziele und -anforderungen für zukünftige Reaktoren. Die im folgenden beschriebenen Arbeiten wurden und werden im Auftrag des BMU durchgeführt, und zwar innerhalb des Vorhabens SR 2014 (Weiterentwicklung ausgewählter sicherheitstechnischer Anforderungen an neue Konzepte für Leichtwasserreaktoren) und seines Nachfolgevorhabens.

Vorarbeiten

Vorbereitend wurden sieben gemeinsame Arbeitsgruppen zu wichtigen Themen (Sicherheitskonzept, Bruchauschluß, Äußere Einwirkungen, Schwere Unfälle, Radiologie, Probabilistische Methoden) gegründet. Die ersten Arbeitsschritte dieser Gruppen waren:

- Gegenseitiges Verstehen der Sicherheitsphilosophie und des Sicherheitskonzepts des Partners
- Identifikation von bewährten Sicherheitsprinzipien, die in beiden Ländern ähnlich sind oder unterschiedlich bzw. nur in einem Land vorhanden sind
- Gemeinsamer Entwurf eines ausgewogenen Konzepts von Sicherheitszielen und -prinzipien.

Die ersten beiden Schritte waren eine Grundvoraussetzung für eine effiziente, in die Zukunft gerichtete Zusammenarbeit. Neue Erkenntnisse über die jeweils andere Seite bezogen sich nicht nur auf die Technik, sondern auch auf die Vorgehensweisen bei der Sicherheitsbeurteilung und Genehmigung, die in beiden Ländern doch recht unterschiedlich sind. Während in Deutschland durch sehr detaillierte Regeln und Richtlinien bereits viele Einzelheiten der Auslegung festgeschrieben sind und gründlich überprüft

werden muß, daß sie auch eingehalten werden, enthält die Sicherheitsbewertung in Frankreich neben der Überprüfung der Einhaltung einiger wichtiger Grundregeln auch Freiräume, innerhalb derer einzelne technische Lösungen von Fall zu Fall betrachtet werden und Einzelanforderungen sich teilweise erst im Bewertungsprozeß, z.B. unter Heranziehen probabilistischer Ziele, ergeben. Diese Unterschiede müssen – neben den Unterschieden in den technischen Konzepten – klar erkannt werden, um eine gemeinsame Strategie entwickeln zu können.

Der dritte Schritt umfaßte die bereits im vorigen Jahresbericht kurz erwähnte gemeinsame Ausarbeitung „IPSN/GRS Proposal for a Common Safety Approach for Future Pressurized Water Reactors“ (GRS/IPSN-Bericht Nr. 6). Diese vom Deutsch-Französischen Direktionsausschuß (DFD) der beiden Ministerien DSIN und BMU in Auftrag gegebene Bericht wurde von GRS und IPSN gemeinsam erstellt und diente als Grundlage für den gemeinsamen Vorschlag von GPR (Groupe Permanent chargé des Réacteurs nucléaires) und RSK vom Mai 1993 („GPR/RSK Proposal for a Common Safety Approach for Future Pressurized Water Reactors“). Die deutsche Fassung wurde am 8. November 1993 im Bundesanzeiger veröffentlicht [1]. Die wesentli-

Übergeordnete Ziele

- I Eine weitere Verringerung der globalen Kernschmelzhäufigkeit
- II „Praktische Eliminierung“ von Unfallsituationen, die frühzeitig zu großen Freisetzungen radioaktiver Stoffe führen. Wenn solche Situationen nicht als physikalisch unmöglich zu betrachten sind, müssen bei der Auslegung Vorkehrungen getroffen werden, um den praktischen Ausschluß zu erreichen.
- III Begrenzung der radioaktiven Freisetzung nach schweren Unfällen mit Kernschäden derart, daß zeitlich und räumlich nur sehr begrenzte Maßnahmen des Katastrophenschutzes erforderlich werden (z.B. keine Evakuierung, keine Umsiedlung, zeitlich begrenztes Verbleiben in Häusern, keine langfristigen Einschränkungen beim Verzehr von Nahrungsmitteln).

Zu verwirklichende Grundprinzipien

- Verwirklichung des „Defense-in-Depth“-Prinzips (Mehrfach-Barrieren-Prinzip, gestaffeltes Sicherheitskonzept)
- Deterministische Auslegungsbasis, ergänzend Heranziehung probabilistischer Methoden
- Nutzung des Rückflusses aus der Betriebserfahrung in beiden Ländern

Zu verwirklichende technische Prinzipien

Zum übergeordneten Ziel I:

- Entsprechend hohe Qualität bei Auslegung, Herstellung, Bau und Betrieb (z. B. Bruchausschluß-Konzept)
- Reduzierung der Eintrittshäufigkeit auslösender Ereignisse
- Verbessertes (trägeres) Anlagenverhalten
- Optimale Nutzung des Redundanz- und Diversitätsprinzips bei der Auslegung von Sicherheitssystemen
- Untersuchung eventueller Vorteile passiver Systeme
- Besondere Beachtung der Mensch-Maschine-Schnittstelle bei der Auslegung und der Festlegung von Prozeduren

Zum übergeordneten Ziel II:

Praktisch auszuschließen sind folgende Unfallsituationen:

- Kernschmelzunfälle mit Umgehung des Sicherheitsbehälters (Containment-Bypass-Sequenzen)
- Schnelle Einspeisung von großen Mengen von kaltem oder nicht boriertem Wasser in das Primärsystem (Vermeidung von Kritikalitätsunfällen)
- Vermeidung von Kernschmelzunfällen unter hohem Systemdruck, zuverlässige Druckabsenkung des Primärsystems, bevorzugt noch vor Beginn der Kernzerstörung
- Dampfexplosionen, welche die Integrität des Sicherheitsbehälters gefährden können
- Globale Wasserstoffdetonationen im Sicherheitsbehälter

Zum übergeordneten Ziel III:

Zur Begrenzung der radioaktiven Freisetzung sollen die folgenden Maßnahmen vorgesehen oder untersucht werden:

- Vermeiden direkter Leckagewege aus dem Sicherheitsbehälter in die Umgebung
- Ständige Überwachung der Dichtheit des Sicherheitseinschlusses
- Verwendung eines inneren Liners (wenn er sich als vorteilhaft zur Verringerung der Leckrate erweist)
- Langfristige Abfuhr der Nachzerfallwärme ohne Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über Ventile (venting)
- Möglichkeit, Belastungen des Sicherheitsbehälters aus globaler Wasserstoff-Deflagration und lokaler, schneller Deflagration ohne Beeinträchtigung der Dichtheitsfunktion abtragen zu können
- Verhinderung lokaler Wasserstoff-Detonationen und des Übergangs einer Deflagration in eine Detonation (DDT), die den Sicherheitsbehälter und die inneren Strukturen gefährden können
- Untersuchung aller Maßnahmen zur Begrenzung der Konzentration brennbarer Gase (Rekombinatoren, Zünder, gegebenenfalls Inertisierung)
- Verhinderung der Durchdringung der Bodenplatte durch geschmolzenes Kernmaterial.

Bild 3.2: GPR/RSK-Vorschlag zum Sicherheitskonzept

chen Aussagen dieser Empfehlungen von GPR und RSK [1, 2] sind in Bild 3.2 zusammengefaßt.

Konzept des „European Pressurized Water Reactor“ EPR

1992 haben die Electricité de France (EdF) und mehrere deutsche Betreiber beschlossen, ein gemeinsames europäisches Druckwasserreaktor-konzept entwickeln zu lassen. Die Firma NPI (Nuclear Power International), eine Tochter von Framatome und Siemens, wurde mit der Entwicklung des gemeinsamen Konzeptes beauftragt, dessen Grundzüge Mitte 1993 in einem „Conceptual Safety Feature Review File“ (CSFRF) den Behörden vorgelegt wurden [3, 4].

Das Konzept kann als „evolutionäres Konzept“ bezüglich des nuklearen Dampferzeugungssystems charakterisiert werden, denn es baut in großem Maße auf

Erfahrungen mit den in beiden Ländern betriebenen Druckwasserreaktoren auf. Die Containmentauslegung (Bild 3.3) fordert wegen der gestiegenen Anforderungen bezüglich der Beherrschung schwerer Unfälle mit Kernschmelzen neue Elemente, wie z.B. ein System zur Rückhaltung und Kühlung eines geschmolzenen Kernes, besondere Rückhalte-mechanismen für radioaktive Stoffe (Doppelcontainment, besonders abgedichtete Räume, in denen sich außerhalb des Sicherheitsbehälters radioaktives Kühlmittel befinden kann) und ein System zur langfristigen Nachwärmefuhr nach schweren Kernschmelzenfällen.

Einige charakteristische Daten des EPR sind in Tabelle 3.1 aufgelistet.

Ähnlich wie bei der Entwicklung der Anforderungen und Leitlinien schreitet auch hier die Entwicklung voran, und es werden weitere Lösungsvarianten und Auslegungsdetails untersucht. Als nächster größerer Schritt ist die Phase des

„Basic Design“ vorgesehen, die etwa zwei Jahre dauern soll. Der Beginn ist für das zweite Halbjahr 1994 vorgesehen.

Weitere Konkretisierung des GPR/RSK-Vorschlags zum Sicherheitskonzept

Im GPR/RSK-Vorschlag zum Sicherheitskonzept sind die allgemeinen Ziele formuliert. Die Umsetzung der Ziele in technische Anforderungen ist jedoch – entsprechend der Zielsetzung für dieses Dokument – nur angedeutet. Die Hauptaufgabe im Berichtszeitraum dieses Jahresberichtes war eine Konkretisierung und Detaillierung dieses Sicherheitskonzeptes. Da ein erstes Auslegungskonzept vorlag, konnte bei dieser Entwicklung immer beispielhaft mit angebotenen Lösungen des EPR-Konzeptes verglichen werden.

Im Auftrage des DFD wurden gemeinsam von GRS und IPSN vorrangig die folgenden Schwerpunktthemen behandelt.

- Schwere Unfälle und deren radiologische Auswirkungen
- Systemauslegung und probabilistische Methoden
- Integrität des Primärkreislaufs
- Äußere Einwirkungen
- Radiologische Auswirkungen bei Störfällen

Die detaillierten Berichte (GRS/IPSN-Berichte Nr. 8 bis 11) wurden in zahlreichen gemeinsamen Sitzungen erstellt. Notwendige Hintergrundinformationen, wie z.B. die bisherige Genehmigungspraxis, neue Erkenntnisse aus Forschung und Entwicklung, wurden ebenso dargestellt wie die daraus abgeleiteten gemeinsamen Positionen oder Anforderungen. Es wurde ein hohes Maß an Übereinstimmung erreicht. In einigen Punkten, besonders dort, wo die bisherige Praxis in Frankreich und Deutschland voneinander abweicht (z.B. Flugzeugabsturz, Redundanz bei der Systemauslegung), wurden die Unterschiede klar herausgestellt und mögliche Lösungen angedeutet.

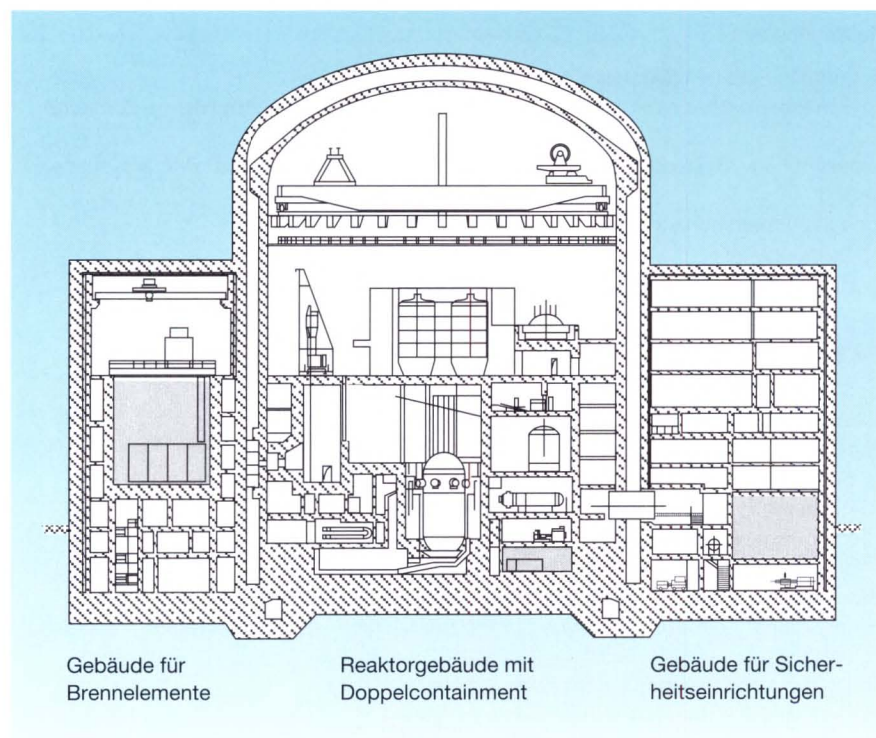


Bild 3.3: Hauptmerkmale des fortschrittlichen Druckwasserreaktors EPR (Bild: NPI)

Allgemeine Daten	
Anzahl der Kreisläufe	4
Nukleare Leistung	4250 MW
Elektrische Leistung	ca. 1600 MW
Betriebsdruck (primär)	15,5 MPa
Auslegungsdruck	17,6 MPa
Gesamtvolumen Druckhalter	75 m ³
Anzahl Sicherheitsventile	3 oder 4
Frischdampfdruck bei Vollast	ca. 7,2 MPa
IRWST-Volumen (In-Containment Refueling Water Storage Tank)	1800 m ³
Mitteldruck-Sicherheitseinspeisung	
Anzahl der Stränge	4
Null-Förderhöhe	8,0 MPa
Einspeisung	kaltseitig
Kapazität	noch nicht festgelegt
Druckspeicher	
Anzahl	4
Einspeisedruck	4,5 MPa
Einspeisung	heißseitig
Niederdruck-Sicherheitseinspeisung (LHSI)	
Anzahl der Stränge	4
Null-Förderhöhe	2,5 MPa
Einspeisung	kalt- und heißseitig
Kapazität	noch nicht festgelegt

Tabelle 3.1: Einige charakteristische Daten des EPR

Die von GRS und IPSN erstellten Berichte dienen als Grundlage für eine intensive Behandlung der Themen durch GPR und RSK. Ziel ist zunächst die Erarbeitung von detaillierten Empfehlungen an den DFD, über die dieser berät. An den Beratungsergebnissen können sich die Hersteller in der nächsten Auslegungsphase („basic design“) orientieren. Dieser Prozeß läuft zur Zeit in zahlreichen RSK-, GPR- und GPR/RSK-Sitzungen (März bis Oktober 1994).

Die bisherigen Erfahrungen haben gezeigt, daß sich die Erarbeitung gemeinsamer deutsch-französischer Positionen und Leitlinien umso schwieriger gestaltet, je größer der Detaillierungsgrad ist. Teilweise sind auch die Interpretations- und Handlungsspielräume auf der technischen Ebene durch bestehende nationale Regeln so weit eingeschränkt, daß gemeinsame Lösungen nur gefunden werden können, wenn punktuell von bestehenden Regeln und Richtlinien abge-

wichen wird. Die technische Argumentation muß sich dann auf den Nachweis beschränken, daß die formale Nichterfüllung einer existierenden Regel keine sicherheitsrelevanten Nachteile mit sich bringt (z.B. wenn einerseits für ein Sicherheitssystem der in Deutschland geforderte Redundanzgrad ($n + 2$) nicht erfüllt würde, andererseits aber ein weiteres, diversitäres Sicherheitssystem zur Erfüllung der gleichen Sicherheitsfunktion angeboten würde). In welchem Umfang zukünftig für die Harmonisierung nationale Regeln und Richtlinien geändert oder ergänzt werden müssen, ist zur Zeit noch nicht abzusehen. Zweckmäßig ist, zunächst die vorhandenen Interpretationsspielräume auszunutzen.

Weiteres Vorgehen

Die Konkretisierung der deutsch-französischen Sicherheitsanforderungen ist mit den vorliegenden Berichten bei weitem nicht abgeschlossen. In naher Zukunft

werden über die eingangs genannten sieben Themen hinaus weitere Themen (z.B. Mensch-Maschine-Schnittstelle) behandelt. Außerdem sind zahlreiche Punkte aus den bisherigen Themenkreisen noch nicht abgeschlossen. Ein weites Feld ist die Harmonisierung von Bewertungsmethoden und die Schaffung einer gemeinsamen Datenbasis für probabilistische Bewertungen.

Weiterhin ist vorgesehen, aus dem bereits existierenden Material und den in Kürze zu erwartenden DFD-Empfehlungen einen gemeinsamen Leitlinien-Entwurf zu erarbeiten. Aus deutscher Sicht besteht hier ein dringender Handlungsbedarf, insbesondere zum Thema „Schwere Unfälle“. Mit einem Leitlinienentwurf zu diesem Thema soll demonstriert werden, wie der Inhalt des neuen Absatzes 2a des § 7 des Atomgesetzes technisch umgesetzt werden kann.

W. Frisch

[1] Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit: Gemeinsame Empfehlungen von RSK und GPR für Sicherheitsanforderungen an zukünftige Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren, Bonn, November 1993, RSI4-17016/2

[2] W. Frisch, A. Jahns (GRS), D. Quéniart, G. Gros (IPSN): Common Safety Approach for Future Pressurized Water Reactors in France and Germany, ANS Int. Topical Meeting on Advanced Reactors Safety, 17.-21. April 1994, Pittsburgh/USA

[3] B.J. Baumgartl, M.P. Watteau: Current Status of the Joint French-German Development of the Next PWR Generation, ANS Int. Topical Meeting on Advanced Reactors Safety, 17.-21. April 1994, Pittsburgh/USA

[4] H. Teichel, U. Peter, A. Kremayr, W. Eglin: Ziele der Entwicklung beim Europäischen Druckwasserreaktor (EPR), Jahrestagung Kerntechnik, 17.-19. Mai 1994, Stuttgart

4.1 Das Investitionsprogramm des BMU für Rußland und die Ukraine

Wie bereits im GRS-Jahresbericht 1992/1993 ausgeführt wurde, unterstützt der Zentralbereich Forschungsbetreuung der GRS als Projektträger den BMU bei seinen Anstrengungen zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit der Kernkraftwerke in Mittel- und Osteuropa. Nachdem im genannten Jahresbericht bereits ein Überblick über das Gesamtprogramm des Osthilfeprogramms des BMU gegeben wurde, wird im folgenden das Investitionsprogramm des BMU vorgestellt.

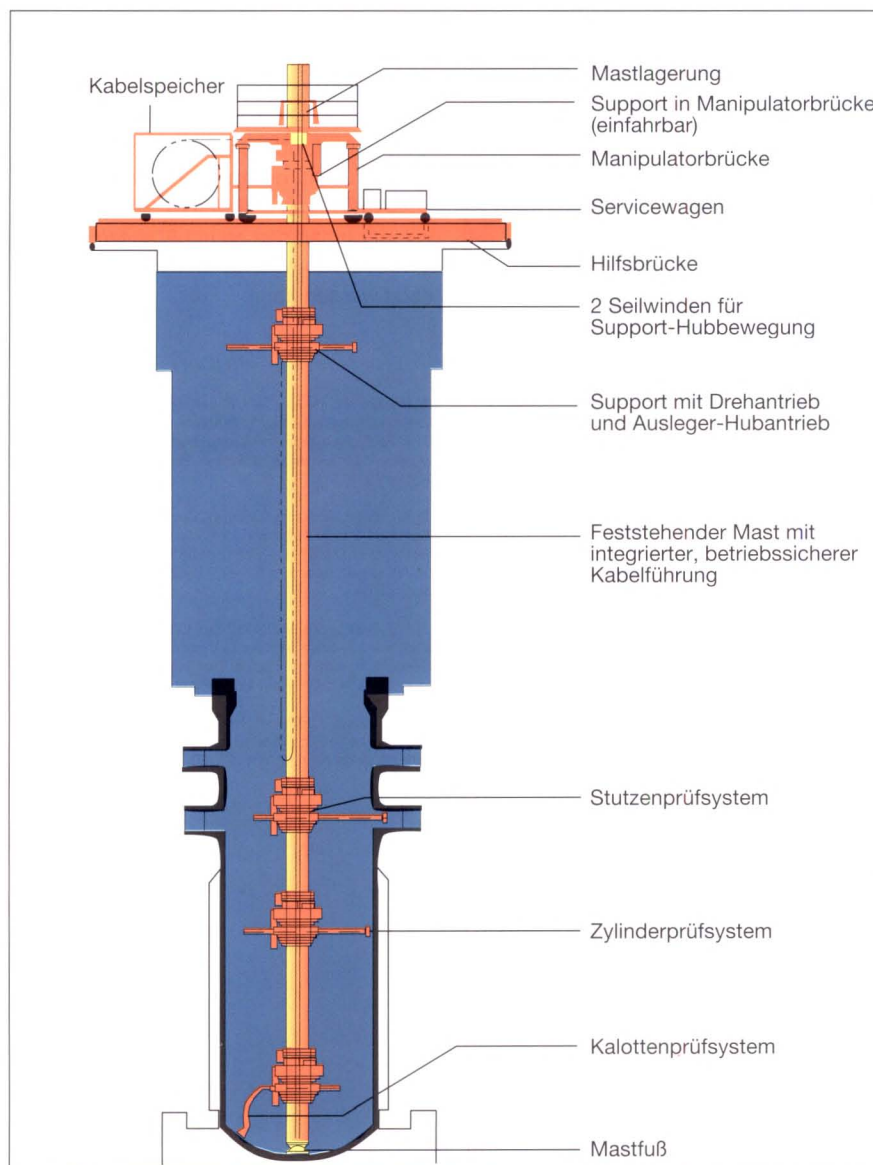


Bild 4.1: Zentralmastmanipulator im Reaktordruckbehälter (RDB)

Aufbauend auf den Ergebnissen bereits durchgeführter Untersuchungen zu ausgewählten sicherheitstechnischen Fragestellungen wie

- Organisation des Kraftwerksbetriebes,
- Brandschutz,
- Konzept für Wiederkehrende Prüfungen,
- Diagnose- und Überwachungsverfahren,
- Aufbau eines Kommunikationsnetzes und eines
- betrieblichen Überwachungssystems für Kernkraftwerke

wird ein Investitionsprogramm durchgeführt, um festgestellte Defizite zu beseitigen und gleichzeitig sicherheitserhöhende Maßnahmen in WWER-Anlagen durchzuführen.

Die Investitionsmaßnahmen werden für zwei Referenzanlagen, und zwar je eine in Rußland (Balakovo) und in der Ukraine (Rovno) durchgeführt. In geringem Umfang werden im Kernkraftwerk Saporoshje (Ukraine) auch Mittel zum Aufbau eines betrieblichen Fernüberwachungssystems vorgesehen.

Für diese sicherheitserhöhenden Maßnahmen sind im Haushalt 1994 und 1995 des BMU jeweils 21 Mio. DM bereitgestellt.

Diese Investitionsmaßnahmen sind ein Beispiel dafür, daß mit vertretbarem Aufwand durch Hilfe zur Selbsthilfe erhebliche Sicherheitsverbesserungen erzielt werden können. Ferner wird erwartet, daß die Pilotprojekte eine Ausstrahlungswirkung auch auf die anderen Kernkraftwerke in Rußland und der Ukraine haben werden.

Bei den Pilotprojekten handelt es sich um Hilfen zur Sicherheitserhöhung für Kernkraftwerke des Typs WWER-1000, da nach deutscher Auffassung dieser WWER-Typ dauerhaft nachrüstbar ist.

Bei der Durchführung der Einzelmaßnahmen zum Investitionsprogramm des BMU wird darauf geachtet, daß sich die deutsche Hilfe nahtlos in die Nachrüstprogramme der Empfängerländer (Rußland und Ukraine) einfügt und keine Insellösung darstellt. Soweit möglich werden

bei der Herstellung der Einzelausrüstungen auch Firmen der Empfängerländer eingeschaltet, was auf eine große positive Resonanz stößt.

Bereits im Juni 1993 diskutierte eine deutsche Delegation unter Leitung des BMU im KKW Balakovo die Festlegung der einzelnen Themenschwerpunkte mit Rußland. Es sind dies

- Diagnose- und Überwachungsverfahren,
- Wiederkehrende Prüfungen,
- Brandschutzmaßnahmen und
- Telekommunikation.

Im Juli 1993 konnte unter Einbeziehung der deutschen Industrie eine technische Spezifikation zu den einzelnen Themenschwerpunkten erstellt werden. Auf der Basis dieser technischen Spezifikationen wurden Angebote eingeholt und ein endgültiges Pilotprogramm für das KKW Balakovo zusammengestellt. Dieses wurde im Dezember 1993 mit Rosenergoatom und dem KKW Balakovo abgestimmt und eine Absichtserklärung unterzeichnet.

Hiernach sind folgende Einzellieferungen (Bilder 4.1 bis 4.3) zu den genannten Schwerpunkten für das KKW Balakovo vorgesehen:

Diagnose- und Überwachungsverfahren

- System zur Lose-Teile-Detektion
- Diagnosesystem für Armaturen
- Schwingungsüberwachungssystem

Wiederkehrende Prüfungen

- Manipulator zur Werkstoffprüfung der Dampferzeuger-Kollektoren einschließlich Wirbelstrom-System mit Datenerfassungs- und Auswerteeinheit
- Netzunabhängige Universalprüfgeräte
- Manipulator zur Ultraschall-Prüfung von Schweißnähten in Rohrleitungen mit Durchmessern von 200 bis 850 mm einschließlich Mehrkanal-Ultraschall-Gerät
- Röntgengeräte mit Zubehör
- Handprüfgeräte für Magnetpulverprüfungen

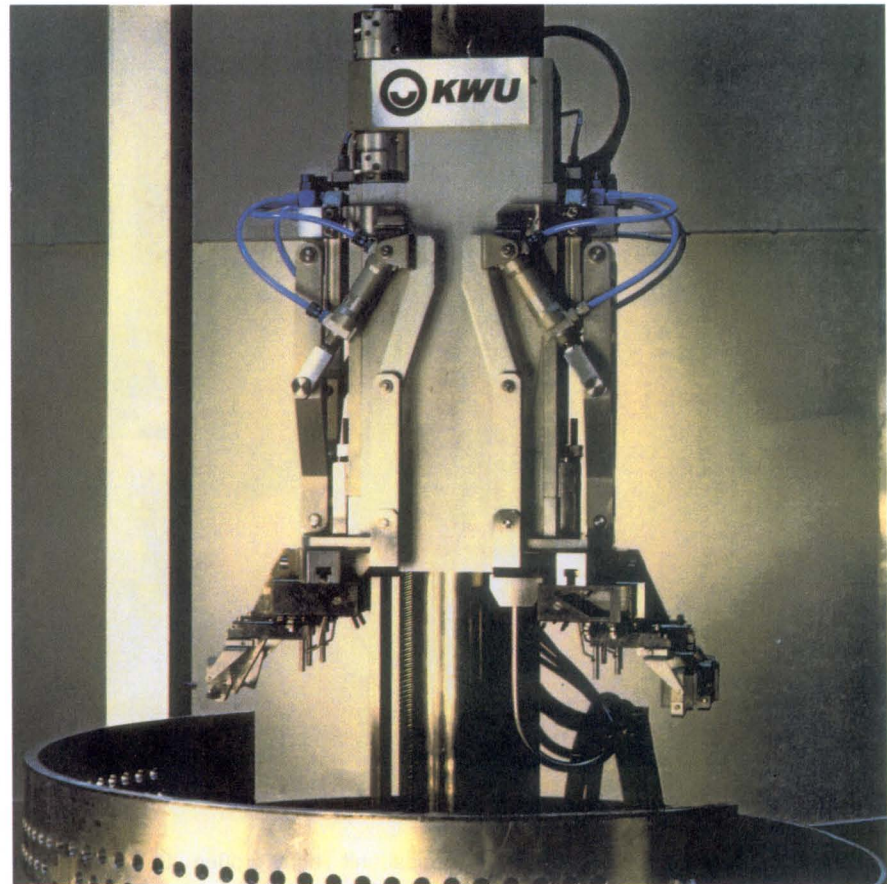


Bild 4.2: Kollektorprüfmanipulator mit Prüfsystemträger

- Zentralmastmanipulator für die RDB-Prüfung
- Ultraschall-Prüfgerät einschließlich einer Datenerfassungs- und Auswerteeinheit

Brandschutz

- Hocheffektive Brandschutzbeschichtungen für Metallkonstruktionen und Kabeltrassen
- Materialien zum hermetischen Verschluss der Kabelanschlußstellen an den elektrischen Durchführungen

Telekommunikation

- Aufbau eines Funkrufsystems im KKW Balakovo
- Radio-Relay-Verbindung Balakovo-Moskau.

Die russische Seite erklärte ausdrücklich, daß die deutschen Lieferungen einen wichtigen Beitrag zum Modernisierungsprogramm des KKW Balakovo leisten.

In der unterzeichneten Absichtserklärung wurden die Rahmenbedingungen zur Lieferung festgelegt.

In der Ukraine sind im August 1993 Gespräche mit der Aufsichtsbehörde (GANU), dem Staatskomitee für Atomenergie und den Kernkraftwerken Rovno und Saporoshje unter Leitung des BMU geführt worden. Beide Seiten vereinbarten, ein Investitionsprogramm zu realisieren, dessen Themenschwerpunkte denen für das russische Investitionsprogramm ähnlich sind. Die Einzellieferungen innerhalb der Themenschwerpunkte beinhalten:

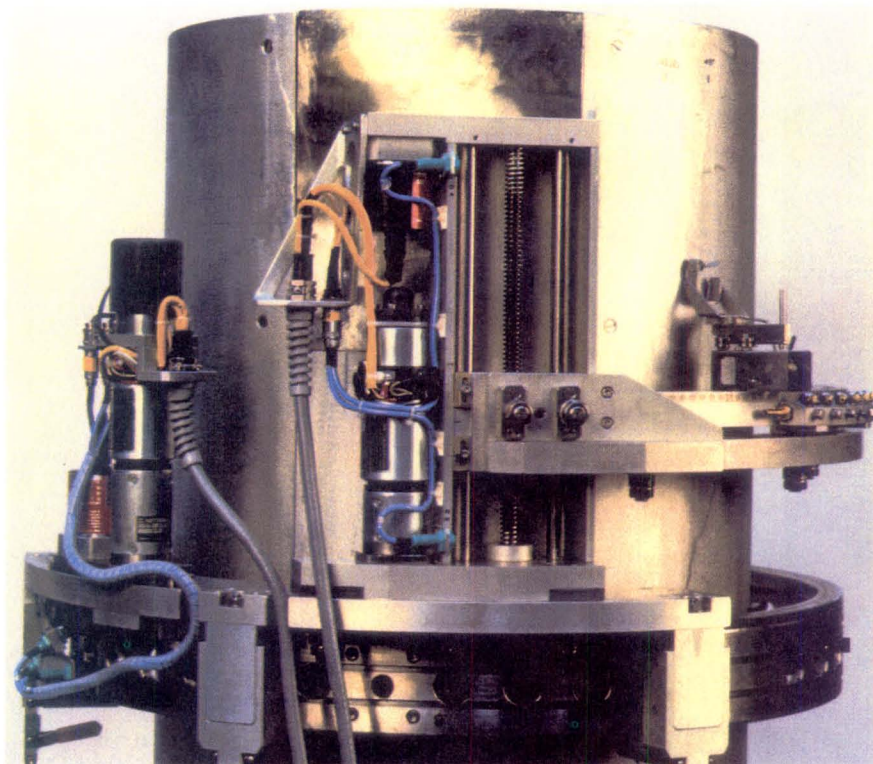


Bild 4.3: Rohrmanipulator mit Führungsschiene

Technische Diagnostik

- Leckageüberwachungssystem des Reaktordeckels und des Primärkreises

Wiederkehrende Prüfungen

- Zentralmastmanipulator für RDB-Prüfungen
- Manipulator zur Prüfung der Dampferzeuger-Kollektoren einschließlich Wirbelstrom-System
- Ultraschall-Prüfgerät einschließlich Datenerfassungs- und Auswertesystem.

Abweichend zum Balakovo-Lieferumfang erhält das KKW Rovno noch:

- RDB-Gewindesacklochmanipulator einschließlich Wirbelstrom-System
- Dampferzeuger-Gewindesacklochmanipulator einschließlich Wirbelstrom-System
- Dampferzeuger-Heizrohrstopfensystem (Schweißstopfen).

Das Dampferzeuger-Heizrohrstopfensystem wird auf ausdrücklichen Wunsch des KKW Rovno geliefert. Begründet wird

dies mit den großen Schwierigkeiten beim Stopfen der Heizrohre im KKW Rovno. Zur Zeit werden diese Arbeiten manuell durchgeführt, was zu großen Strahlenbelastungen des KKW-Personals führt.

Die Themenschwerpunkte Brandschutz und Telekommunikation unterscheiden sich nicht.

Eine weitere Unterscheidung zum Lieferumfang für das KKW Balakovo besteht darin, daß im KKW Saporoshje ein betriebliches Fernüberwachungssystem aufgebaut werden soll.

Die Spezifikation zu diesem Vorhaben wurde vom FZR-Rosendorf und dem TÜV Rheinland in Zusammenarbeit mit dem KKW Saporoshje und der ukrainischen Behörde GANU erarbeitet. Dieses System verfolgt das Ziel, Betriebsparameter sowie radiologische Einflußgrößen zu erfassen und an GANU weiterzuleiten, um Anlagenzustände, die zu Störfällen führen können, frühzeitig zu erfassen.

Zum Lieferumfang für die Ukraine ist mit dem KKW Rovno bereits eine Absichtserklärung mit den entsprechenden Rahmenbedingungen unterzeichnet worden; eine entsprechende Absichtserklärung mit dem KKW Saporoshje wird im August 1994 unterzeichnet.

Die ukrainische Seite betrachtet das deutsche Investitionsprogramm als erste wirkliche Unterstützung zur konkreten Sicherheitsverbesserung im KKW Rovno.

Der Lieferung von Investitionsgütern aus dem Westen nach Rußland und in die Ukraine steht derzeit die ungelöste Frage der Nuklearhaftung entgegen. Die meisten westlichen Staaten haben sich in der Wiener und Pariser Haftungskonvention organisiert. Da Rußland und die Ukraine diesen Haftungskonventionen noch nicht beigetreten sind, wird versucht, im Rahmen bilateraler Vereinbarungen durch Haftungsfreistellungserklärungen der betroffenen Regierungen dieses Problem zu lösen. Dies bedeutet zur Zeit einen mühsamen bürokratischen Aufwand, um bei jedem Liefervertrag eine für den Einzelfall geltende Haftungsfreistellung für den deutschen Zulieferer zu erwirken.

Dies behindert die Lieferungen im deutschen Investitionsprogramm sehr. Für die Ukraine gibt es noch ein zusätzliches Problem: Die Ukraine ist noch nicht dem Nichtverbreitungsvertrag (NV) beigetreten und hat ihre Anlagen auch noch nicht den IAEA-Sicherungsmaßnahmen unterstellt. Damit ist die Lieferung nuklearspezifischer Gegenstände und Technologien unter nichtverbreitungspolitischen Gesichtspunkten blockiert.

Wird jedoch bedacht, daß die Fertigungszeit für Großmanipulatoren, wie für den Zentralmastmanipulator, ca. 16 Monate dauert und das Investitionsprogramm des BMU am 31. Dezember 1995 beendet sein muß, so ist die Fertigung dieser Hardware und die Lösung der Fragen zur nuklearen Haftung parallel zu verfolgen.

W. Schmülling

Bilder: Siemens AG/UB KWU

4.2 Neuere Informationen zum Zustand des Blocks 4 des KKW Tschernobyl

Die GRS führt zur Zeit im Rahmen des vom BMU geförderten Unterstützungsprogramms für den Aufbau unabhängiger Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden sowie ihrer wissenschaftlich-technischen Organisationen in den GUS-Ländern zusammen mit den entsprechenden Stellen in Kiew Untersuchungen für weitere Schutzmaßnahmen am Block 4 des KKW Tschernobyl durch (Vorhaben SR 2075/8). Diese Untersuchungen gehen von einer Bestandsaufnahme der gegenwärtigen bautechnischen und radiologischen Situation aus und konzentrieren sich auf die Möglichkeiten eines langfristigen sicheren Einschlusses. Über einen Teil der bei der Bestandsaufnahme gewonnenen neuen Erkenntnisse wird im folgenden berichtet.



Bild 4.4: Mitarbeiter von GRS und IPSN mit Schutzkleidung in der verlassenen Stadt Pripjat, ca. 2 km vom Kernkraftwerk Tschernobyl entfernt

Strahlenschutzaspekte

Strahlungssituation in der Umgebung des Sarkophags

Die Strahlungssituation in der Umgebung des Sarkophags wurde durch eine Vielzahl von Messungen erfaßt. Bild 4.5 zeigt ein Kartogramm der Ortsdosisleistung in 1 m Höhe über Grund.

Am dichtesten ist das Meßraster mit 8 m x 8 m in der südlichen Zone hinter dem Maschinenhaus von Block 4. Diese Werte von etwa 0,2 mSv/h bis 0,6 mSv/h blei-

ben bis in eine Entfernung von 100 m südlich vom Maschinenhaus (Lage der Anschlußgleise für die Betriebseisenbahn) etwa gleich und nehmen erst für größere Entfernungen ab. Südlich der Eisenbahngleise sinkt die Dosisleistung auf etwa 0,2 bis 0,3 mSv/h. Westlich besitzt das Meßfeld von der Westwand des Reaktorgebäudes eine Ausdehnung bis zu etwa 120 m und nördlich von der Kaskadenwand des Reaktorgebäudes bis zu etwa 30 m. Die Dosisleistungen liegen hier bei 0,1 bis 0,3 mSv/h. Die Meßorte im Norden und Westen sind unsystematisch und von der Anzahl her wesentlich

geringer als im Süden. Die Gammadosisleistung wird vorwiegend von langlebigen Nukliden wie Cäsium 137 bestimmt.

Auf der gesamten untersuchten Fläche gibt es mehrere Stellen mit Ausdehnungen bis zu 5 m x 10 m mit stark erhöhter Ortsdosisleistung bis zu 50 mSv/h. An diesen Stellen befinden sich entweder Rückhaltebecken mit stark radioaktiven Flüssigkeiten oder Lager radioaktiver Stoffe, die unmittelbar nach dem Unfall angelegt wurden, um stark kontaminierte, aus dem Reaktorgebäude herausgeschleuderte Konstruktionsteile und brennstoffhaltige Materialien zu bergen.

Das Gelände um das Reaktorgebäude und das Maschinenhaus ist sehr uneben. Durch Aufschüttungen, Gräben etc. können Höhenunterschiede bis zu einigen Metern auftreten. Eine direkte Zuordnung der Meßwerte zu einer bestimmten einheitlichen Referenzhöhe wurde bisher nicht vorgenommen. Hinweise auf eine Vereinheitlichung und Systematisierung einschließlich Fehlereinschätzung der zahlreich veröffentlichten Meßwerte zur Strahlungssituation gibt es nicht. Die derzeitigen Veränderungen der Bodenkontamination, d.h. der Aktivitätskonzentration in der oberflächennahen Bodenschicht, ist vor allem durch das Eindringen der Radionuklide in tiefere Bodenschichten sowie mechanische Abtragung des Bodens usw. bedingt.

Art und Menge des im Sarkophag vorhandenen radioaktiven Materials

Bis zur Explosion des Reaktors befanden sich 1659 Brennelemente mit einer Gesamtmasse an Uran von 190 t in der aktiven Zone. Etwa 3,8% davon wurden während der Explosion nach draußen freigesetzt, so daß sich noch etwa 183 t Uran in der Anlage befinden. Dieses Uran ist überwiegend im flüssigen Zustand durch Öffnungen in die unterhalb des Reaktorschachtes befindlichen Räume geflossen und hat sich unter Vermischung mit anderen Stoffen zu brennstoffhaltiger Masse verfestigt. Diese Mas-

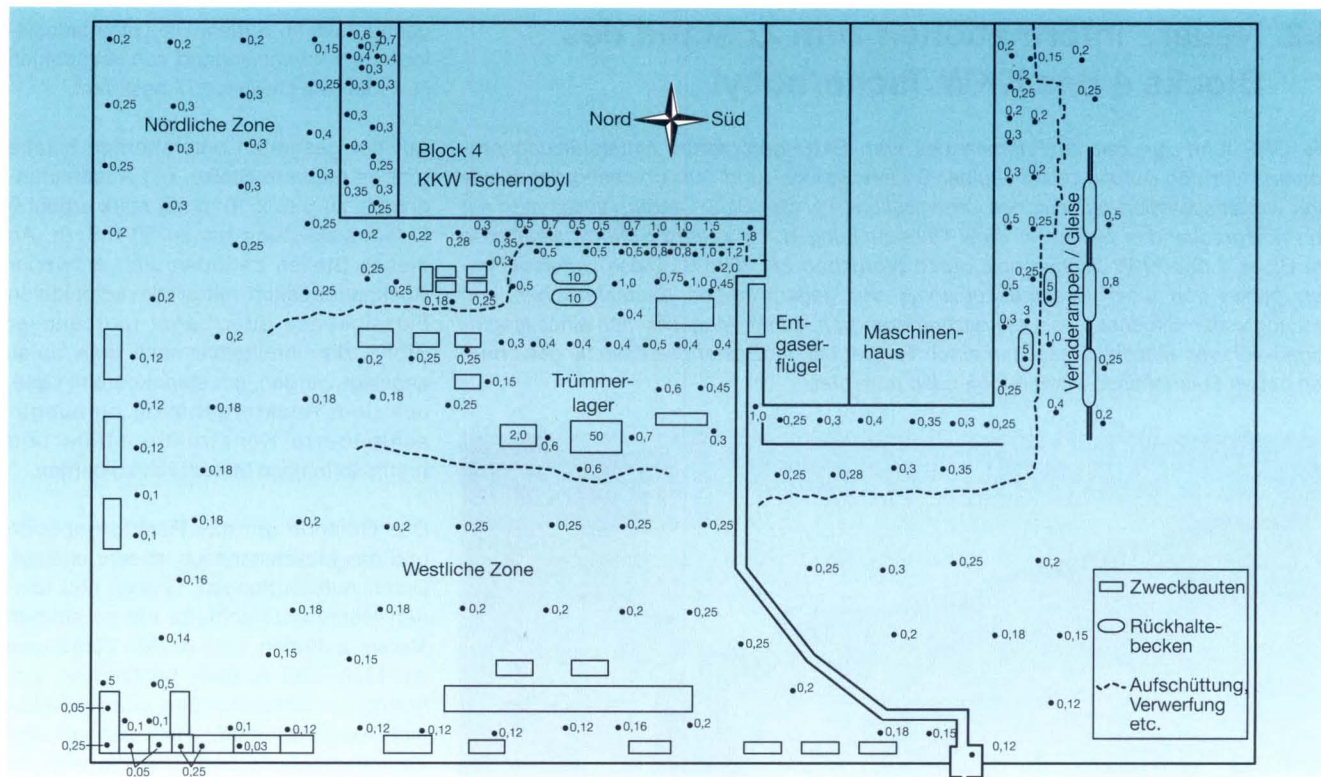


Bild 4.5: Kartogramm der Gammadosisleistung in mSv/h 1m über Grund in der Umgebung des Sarkophags vom September 1991

se wandelt sich seitdem durch den Einfluß von Strahlung, Wärme und Feuchtigkeit zunehmend von einem glasartigen in einen porösen Zustand um. In der brennstoffhaltigen Masse mit einer mittleren Dichte von $3,7 \text{ g/cm}^3$ liegt das Uranoxid UO_2 in feinen Teilchen bis zu etwa 18 Massenprozent vor. Weitere Bestandteile sind z.B. Oxide von Kalium, Calcium, Magnesium Aluminium, Eisen und Silizium (K_2O , CaO , MgO , Al_2O_3 , Fe_2O_3 und Si_2O_3). Die Temperaturen an den Oberflächen der brennstoffhaltigen Masse haben im allgemeinen Raumtemperatur erreicht.

Im Moment der Zerstörung befand sich ein Radioaktivitätsinventar von etwa $3,7 \times 10^{19} \text{ Bq}$ im Reaktor, von dem etwa $1,2 \times 10^{18} \text{ Bq}$, d.h. 3,3%, nach draußen freigesetzt wurden, und zwar etwa 0,3% auf dem KKW-Gelände, 1,5% bis zu 80 km Entfernung und 1,5% in größere Entfernungen. Die Edelgase wurden jedoch zu 100% ($3,3 \times 10^{16} \text{ Bq}$ Krypton 85 und

$1,7 \times 10^{18} \text{ Bq}$ Xenon 133) freigesetzt und großräumig verteilt.

Die grobe räumliche Verteilung des verfestigten Brennstoffs ist im wesentlichen bekannt. So befinden sich in den unteren Koten von 0 bis 9 m etwa 100 t bis 130 t. Ein großer Teil vor allem der unteren Räume ist jedoch nach dem Unfall teilweise oder vollständig mit Beton verfüllt worden, so daß eine genaue Bestimmung der Uranmasse praktisch nicht möglich ist. Der restliche Teil von ca. 50 t bis 80 t wird im zerstörten Reaktorgebäude und in der nördlichen Kaskadenwand vermutet.

In den unteren Räumen des Sarkophags befinden sich etwa 1000 m^3 Wasser, die vor allem als Regenwasser über Undichtigkeiten im Dach eingedrungen sind. Die brennstoffhaltige Masse befindet sich jedoch in Räumen auf höheren Koten, so daß sie normalerweise nicht mit dem Wasser in Berührung kommen kann. Die Möglichkeit einer Rekritikalität wurde auf-

grund zahlreicher Untersuchungen als sehr unwahrscheinlich eingeschätzt.

Art und Menge des radioaktiven Staubes im Sarkophag sind von besonderem Interesse, da er in Form von luftgetragenen Aerosolen aus dem Sarkophag austreten und zur Strahlenbelastung des Menschen beitragen kann. Unter normalen Bedingungen ist der Austrag an radioaktiven Aerosolen, bedingt durch die natürliche Luftzirkulation, gering. Die luftgetragene radioaktive Freisetzung aus dem Sarkophag liegt nach ukrainischen Angaben derzeit mit $1,1 \times 10^{10} \text{ Bq/a}$ (Plutoniumanteil $< 0,6\%$) deutlich unter den genehmigten Werten für einen in Betrieb befindlichen Block vom Typ RBMK-1000.

Bei Störfällen kann es jedoch durch herabstürzende Teile zu einer Aufwirbelung und Freisetzung einer größeren Aerosolmenge in die Umgebung kommen.

Die Gesamtmasse an freisetzbarem, radioaktivem Staub über dem zerstörten

Klasse	ODL [mSv/h]	Anteil [%]	Strahlung bedingt durch
1	< 1	15	radioaktiver Staub
2	1 - 10	20	wie 1 + radioaktives Wasser
3	10 - 100	40	wie 2 + UO ₂ -haltiger Beton
4	100 - 300	10	wie 3 + UO ₂ -haltige Masse + Direktstrahlung aus Nachbarräumen
5	> 300	15	wie 4

Tabelle 4.1: Einteilung der Räume im Inneren des Sarkophags entsprechend der Ortsdosisleistung ODL [mSv/h]

Reaktorschacht und den unmittelbar angrenzenden Räumen wurde zu etwa 1 t mit einer spezifischen Aktivität von $4,3 \times 10^9$ Bq/g abgeschätzt. Die Partikelgrößenverteilung und die Aktivitätskonzentration einzelner Nuklide im radioaktiven Staub sind aus Analysen bekannt. Die Hauptanteile mit etwa 47% an der Gesamtaktivität bilden Strontium 90/Yttrium 90 und mit etwa 30% Cäsium 137.

Die Menge an ungebundenem Staub bleibt zeitlich relativ konstant, obwohl durch periodisches Einsprühen einer Latexlösung über ein im Sarkophag installiertes Sprühsystem der Staub gebunden werden soll. Die Besprühung ist jedoch nicht flächendeckend. Außerdem wirkt die Bildung neuen Staubes durch Zersetzung der radioaktiven brennstoffhaltigen Masse (Strahlung, Einwirkung von Luftfeuchtigkeit und Temperaturschwankungen) diesem Prozeß der Staubbinding entgegen.

Strahlungssituation im Inneren des Sarkophags

Die Strahlungssituation ist in den meisten Räumen, die manuell oder mit Robotern zugänglich waren, gut bekannt. Sie hängt in starkem Maße vom Grad der Kontamination mit abgebranntem Brennstoff, mit radioaktivem Staub, dem Zerstörungsgrad und der Verfüllung mit Beton, Sand usw. nach dem Unfall ab und ist deshalb sehr unterschiedlich. Entsprechend der

mittleren Gammadosisleistung wurden die Räume in fünf Klassen eingeteilt (Tabelle 4.1).

Die mittlere Aktivitätskonzentration der Raumluft beträgt etwa 4×10^{-6} Bq/l.

Im Vergleich zu den Räumen des 4. Reaktorblocks ist die Kontamination in den Räumen der Entgaseretage relativ gering, da dort die meisten Wände unzerstört blieben und dadurch kaum radioaktives Material eingedrungen ist. Anders verhält es sich dagegen beim Maschinenhaus, dessen Dach zerstört wurde. Über die entstandenen Öffnungen waren radioaktiver Staub, Bruchstücke der aktiven Zone und radioaktives Wasser während des Feuerlöschvorganges eingedrungen. Die mittlere Dosisleistung im Maschinenhaus beträgt 10 bis 20 mSv/h. Die Dosisleistung auf dem Dach über dem zerstörten Reaktor erreicht Werte bis zu 390 mSv/h.

Gegenwärtig befinden sich etwa 1000 m³ Wasser mit Aktivitätskonzentrationen von 0,037 bis $3,7 \times 10^{10}$ Bq/m³ in den unteren Räumen. Gelöst sind vor allem die Nuklide Cäsium 137, Cäsium 134 und Strontium 90 sowie Uransalze mit etwa 1 g/m³.

Die Gefahr, daß aus dem Sarkophag Radioaktivität ins Grundwasser eindringt, wird aufgrund bisheriger Grundwasseranalysen als gering eingeschätzt.

Gegenwärtiger Zustand des Sarkophags und seine Überwachung

Der mit dem Sarkophag umhüllte havarierte Block 4 grenzt unmittelbar an den weiterhin in Betrieb befindlichen Block 3 des KKW Tschernobyl. Der Beschluß der ukrainischen Regierung zur Außerbetriebnahme der noch in Betrieb befindlichen Blöcke 1 und 3 wurde Ende 1993 zurückgenommen, ein neues Datum für die Außerbetriebnahme wurde bisher nicht genannt.

Gegenwärtig sind im Sarkophag Überwachungssysteme zur Thermokontrolle, zur Strahlenschutzkontrolle und zur Kontrolle des Neutronenflusses im Einsatz. Eine Erweiterung der Strahlungs- und Dosimetrie-Kontrolle ist geplant. Parallel zu den stationären Überwachungssystemen gibt es Kontrollen mit mobilen Systemen und durch Probennahme.

Generell kann eingeschätzt werden, daß der Zustand des Sarkophags für eine begrenzte Zeit als stabil angesehen werden kann. Ertüchtigungsmaßnahmen sind nach Aussagen ukrainischer Experten von GANU dahingehend geplant, das radioaktive Wasser aus dem Inneren abzupumpen, weitere Undichtigkeiten im Dach zu schließen und die Auflagen der beiden Hauptdachbalken auf den Ruinen der Westwand zu stabilisieren.

Bautechnische Situation

Bautechnischer Zustand des Sarkophags

Zur Bewertung der bautechnischen Situation sind mehrere Aspekte zu betrachten. Zum einen ist der derzeitige bauliche Zustand des Sarkophags zu erkunden, wobei es hilfreich ist, den ursprünglichen Zustand der Bauwerke und deren Konzeption zu kennen. Als nächster Schritt wäre die Zeit abzuschätzen, für die die derzeitige Einschlußkonstruktion als noch standsicher angenommen werden kann. In diesem Zusammenhang ist es wichtig zu wissen, daß zum Teil ertüchtigte Wände des ursprünglichen Reaktorgebäudes Bestandteil der

Einschlußkonstruktion sind neben neu errichteten Bauteilen, über deren Gründungen keine ausreichenden Informationen vorliegen. Ausgehend von einer Einschätzung der noch zu erwartenden Standzeit der derzeitigen Einschlußkonstruktionen wären dann künftige Maßnahmen zu diskutieren, die entweder der Ertüchtigung der bestehenden Konstruktionen dienen und/oder eine erneute Überbauung vorsehen.

Im folgenden werden einige inzwischen vorliegende Informationen zum bautechnischen Zustand des Sarkophags zusammengestellt. Die Einzelinformationen wurden auf Plausibilität und Vereinbarkeit untereinander soweit möglich geprüft; da es sich aber zum Teil um mündliche Informationen handelt, sind weitere absichernde Informationen notwendig.

Zum ursprünglichen Zustand von Block 4 liegen Übersichtspläne im Format DIN A 3 zu den wichtigsten Gebäuden vor. Darüber hinaus ist ein Satz Zeichnungen des Lageplans des Gesamtkraftwerkes Tschernobyl vorhanden.

Die Konstruktion des Sarkophags (Bild 4.6) läßt sich wie folgt skizzieren:

– Im Maschinenhaus wurde zwischen den Blöcken 3 und 4 eine monolithische Wand mit einer Dicke von 2,3 m bis zur Kote +19,0 m errichtet und im Entgaserflügel monolithische Trennwände aus Stahlbeton mit einer Dicke von 1 m. Im Reaktorgebäude wurde eine Trennwand bis zur Kote +12 m durch das Vergießen des Transportkorridors mit Beton ausgeführt. An anderen Stellen wurden die existierenden Wände und Zwischenwände nach entsprechender Ausbesserung von Durchbrüchen, Öffnungen, Spalten usw. genutzt.

– Die nördliche Kaskadenschutzwand wurde aus Beton in Stufenform gebaut. Die weitgehend erhalten gebliebene westliche Wand wurde von außen durch eine Wand mit Strebepeilern (Höhe 50 m) verstärkt.

– Als Tragfundament für die wichtigsten Stützkonstruktionen wurden auf der Westseite die erhalten gebliebene monolithische Wand, auf der Nordseite die neu errichtete Kaskadenwand, auf der Ostseite zwei erhalten gebliebene Luftschächte aus Stahlbeton und auf der Südseite (Entgaserflügel) neu errichtete Fundamente auf den Trümmern des Entgaserflügels verwendet.

– Die Abdeckung besteht aus Stahlträgern, welche längs des zentralen Reaktorgebäudes eingesetzt wurden, auf denen Stahlrohre mit einem Durchmesser von 1220 mm und einer Länge von 34,5 m liegen. Über den Rohren liegt eine Dachkonstruktion aus profilierten Dachplatten. Der zerstörte Teil des Maschinenhauses erhielt eine neue Abdeckung.

In diesem Zusammenhang erscheint es wichtig, nochmals darauf hinzuweisen, daß im Zuge der Errichtung dieser Konstruktionen (Bild 4.7) aufgrund der vorherrschenden Strahlenbelastung viele Montagevorgänge nur fernbedient durchgeführt werden konnten. Das heißt z.B., daß die erwähnten Stahlträger, die im zentralen Bereich des Reaktorgebäudes eingesetzt wurden, nur aufgelegt wurden und dort keine Verankerungen vorhanden sind. Etwaige horizontale Lasten können nur über Reibkräfte abgetragen werden. Aufgrund der Randbedingungen, unter denen damals diese Konstruktion unter großem Zeitdruck und ohne ausführliche vorauslaufende Planung errichtet wurde, ist es durchaus einsehbar, daß keine detaillierten Informationen über die einzelnen Montagevorgänge bzw. Bauvorgänge vorliegen. Eine Qualitätssicherung

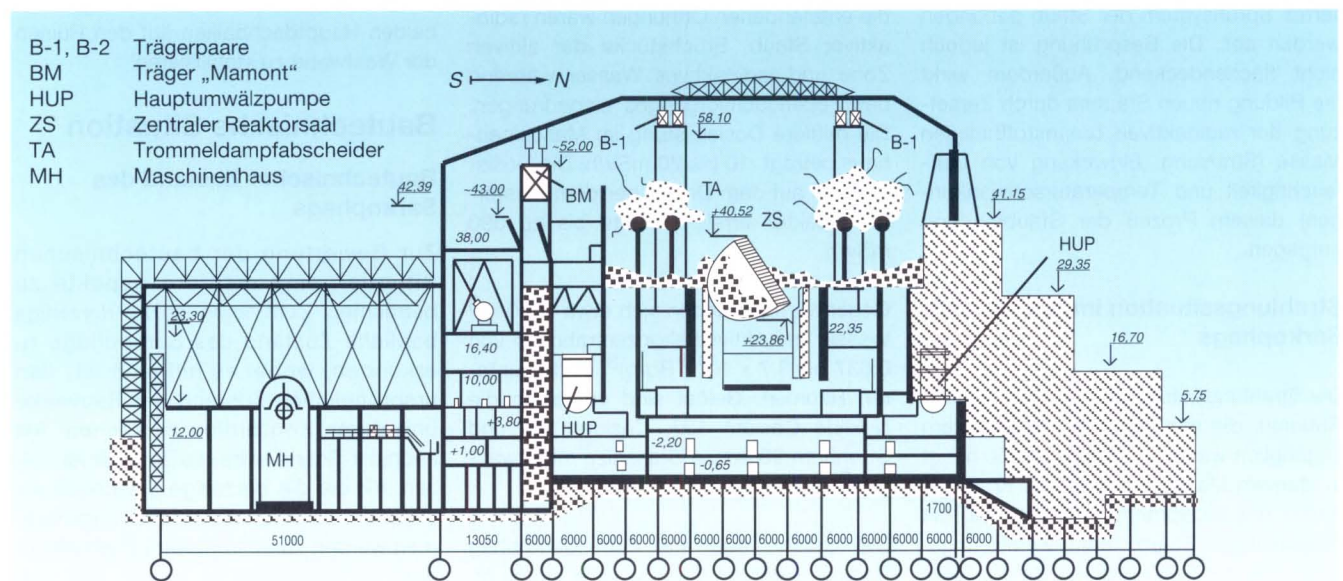


Bild 4.6: Konstruktion des Sarkophags (Schnitt entlang der Achse 47)

im üblichen Sinne konnte aus den genannten Gründen nicht stattfinden. Inzwischen wurde von den ukrainischen Behörden ein wissenschaftliches Forschungsinstitut für Baukonstruktionen in Kiew mit einer Prognose zur Standsicherheit des Sarkophags (baulicher Teil) beauftragt.

Gefährdungen, ausgehend vom baulichen Zustand des Sarkophags

Es gibt viele Informationen über den baulichen Zustand und davon angeblich ausgehenden Gefährdungen, die zum Teil widersprüchlich sind. Unumstritten ist, daß die Standsicherheit des Sarkophags langfristig gefährdet ist. Als Ursachen dafür sind zu nennen:

- Inzwischen wurden Mängel festgestellt, die bei dem beschriebenen Montageablauf aufgetreten sind. Ein Beispiel ist die Lagerung von wesentlichen Tragbalen.
- Gefährdungen, die von innen heraus auf die Standsicherheit des Sarkophags einwirken, gehen von Korrosionsprozessen aus, die aufgrund der reichlich vorhandenen Feuchtigkeit innerhalb des Sarkophags und anderer die Korrosion fördernde Phänomene herrühren, z.B. aus Bränden.

- Gefährdungen durch äußere Einwirkungen werden insbesondere durch Belastungen aus extremen Witterungseinflüssen wie Stürmen, großer Schneelast und Erdbebeneinwirkungen gesehen. In diesem Zusammenhang sind Fugen und Spalten in der äußeren Oberfläche des Sarkophags zu nennen, die vermutlich auch aus den Bedingungen bei der Montage herrühren und das Eindringen von Regenwasser ermöglichen.
- Eine weitere Gefahr wird darin gesehen, daß es zum Kontakt zwischen dem innerhalb des Sarkophags vorhandenen kontaminierten Wasser und dem Grundwasser kommt und dadurch das Grundwasser weiter kontaminiert wird. Der Grundwasserspiegel soll in den letzten Jahren gestiegen sein.

Von ukrainischer Seite durchgeführte und geplante Maßnahmen

In den letzten Jahren wurden von ukrainischer Seite technische Maßnahmen zur Gefahrenminderung durchgeführt. Dazu zählen z.B. die Installation einer Grundwasserhaltung. Dadurch soll ein übermäßiges Ansteigen des Grundwassers und eine Grundwasserkontamination verhindert werden. Ein Sprühsystem zur

Staubunterdrückung ist installiert worden, das ständig einsatzbereit sein soll und einen Vorrat an Staubunterdrückungskompositum von 30 m³ hat. Dieses System ist über einen Operator startbar. In den Jahren 1992 bis 1993 sind Arbeiten zur Abdichtung von undichten Verbindungsstellen an der Außenhaut des Sarkophags vorgenommen worden. Dabei wurde eine Gesamtfläche von Öffnungen und Spalten von 590 m² abgedichtet. Davon waren ca. 245 m² Dachfläche des Sarkophags.

Bei den Diskussionen über die Zukunft des Sarkophags standen drei Varianten im Vordergrund:

- Verfüllen mit Beton
- Stabilisieren des bestehenden Sarkophags
- Neues Schutzbauwerk (zweiter Shelter)

Im Jahr 1992 wurde von der Ukraine ein internationaler Ideenwettbewerb zur Überführung des Blocks 4 in einen ökologisch sicheren Zustand ausgeschrieben. Im Rahmen dieses Wettbewerbes wurde die Variante zweiter Shelter favorisiert.

Basierend auf den Vorschlägen des Wettbewerbes wurde eine Konzeption zu einem neuen Einschluß erstellt. Das Konzept enthält folgende Punkte:

- Stabilisierung des derzeitigen Sarkophags,
- Konstruktion eines neuen Schutzbauwerkes (Shelter 2),
- Konstruktion und Konzeption eines oberflächennahen Lagers für radioaktives Material,
- Entwurf einer Anlage zur Sortierung und Aufarbeitung des radioaktiven Materials,
- Ausräumung und Konditionierung des radioaktiven Materials aus dem derzeitigen Shelter und danach Lagerung innerhalb des neuen Shelters 2.

Die Europäische Kommission hat 1993 eine Machbarkeitsstudie zur Ertüchtigung des bestehenden Sarkophags und zum Bau eines neuen Shelters über den Sarkophag ausgeschrieben. Die Ausschreibung wurde von einer Gruppe Alliance unter französischer Leitung gewonnen.

H. Alex, D. Bachner, G. Pretzsch

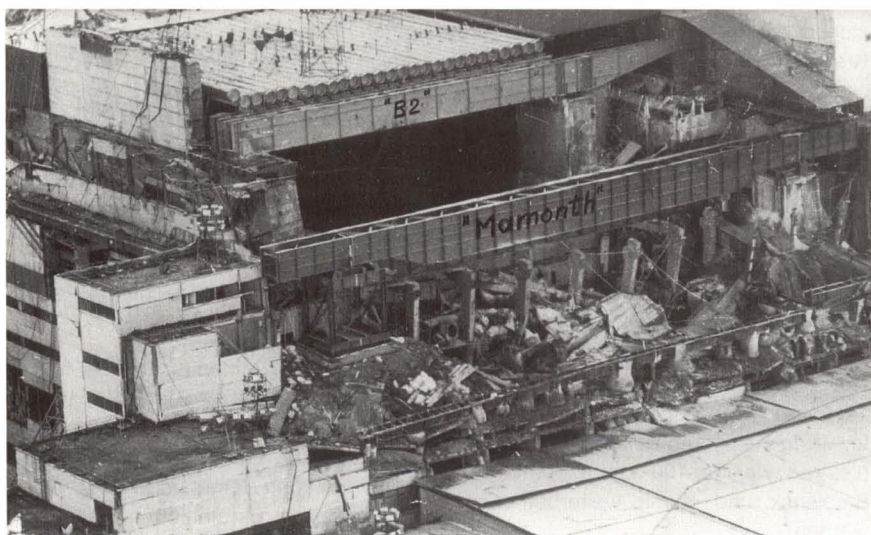


Bild 4.7: Der Sarkophag während der Errichtungsphase. Unter den extremen radiologischen Bedingungen war die Errichtung des Sarkophags eine große technische Leistung.

4.3 Sicherheitstechnische Untersuchungen zur Vorbereitung von Ertüchtigungsprogrammen für ukrainische Kernkraftwerke

Von dem nuklearen Forschungs- und Wirtschaftspotential der ehemaligen Sowjetunion hat die Ukraine 1991 praktisch nur Kernkraftwerke geerbt, diese aber in großer Zahl. Im folgenden Beitrag wird auf die Kernenergiesituation in der Ukraine näher eingegangen und die Probleme der dortigen Betreiber, Behörden und der Regierung aufgezeigt. Darüber hinaus wird das Programm umrissen, mit dem die Ukraine zur Gewährleistung bzw. Verbesserung der Sicherheit ihrer Kernkraftwerke von westlicher Seite – in Deutschland durch den BMU – bzw. auf EU-Ebene unterstützt werden soll.

Zwölf Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren des Typs WWER sind auf vier Standorte verteilt. Sie gehören zu den WWER-Kraftwerken der 2. und 3. Generation. Am 5. ukrainischen Standort Tschernobyl sind die Blöcke 1 und 3 in Betrieb. Der im Herbst 1991 durch einen Brand in der Turbinenhalle ausgefallene Block 2 soll 1995 wieder in Betrieb genommen werden. In Tschernobyl befinden sich nur Kernkraftwerke mit RBMK-Reaktoren. Die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde der Ukraine hat das KKW Rovno als Referenzanlage sowohl für die bilaterale deutsch-ukrainische als auch für die multilaterale Zusammenarbeit ausgewählt.

Kurz nach Verkündung der staatlichen Unabhängigkeit hat die Ukraine am 2. August 1990 die Stilllegung der RBMK-Reaktoren in Tschernobyl bis Ende 1993 und ein Moratorium für die Fertigstellung von sechs im Bau befindlichen WWER-1000-Anlagen beschlossen: Das sind Saporoshje-6, Rovno-4, Chmelnitzky-2, -3 und -4, Südukraine-4, wobei die ersten drei KKW sehr weit im Bau fortgeschritten sind.

Drei Jahre später, am 21. Oktober 1993, revidierte dasselbe Parlament die Beschlüsse von 1990.

Nicht die Fertigstellung der moderneren WWER-1000-Anlagen, sondern die Fortsetzung des Betriebes der sicherheitstechnisch bedenklichen RBMK-Anlagen in Tschernobyl bis zum projektierten Lebensende von ca. 25 Jahren erweckt Besorgnis. Die Blöcke 1 und 3 wurden 1977 bzw. 1981 in Betrieb genommen.

Mehrere Gründe führten zu den Pro-Kernenergie-Entscheidungen:

– Es herrscht ein Mangel an den fossilen Kraftwerksbrennstoffen Gas und Öl. Die Gesamtstromproduktion der Ukraine ist seit 1990 bis Ende 1993 um ca. 24% gefallen; die nukleare Stromerzeugung jedoch nicht. Somit ist der nukleare Anteil an der Gesamtstromerzeugung von 25,7% in 1990 auf 32,9% in 1993 gestiegen.

– Es wird mit Schwierigkeiten gerechnet, die Sicherheit abgeschalteter Blöcke im KKW Tschernobyl zu gewährleisten. Das sicherheitstechnische und organisatorische Umfeld insbesondere für den havarierten 4. Block scheint besser gesichert zu sein, wenn am Standort Kraftwerksblöcke betrieben werden.

– Die in Tschernobyl Beschäftigten sollen sozial abgesichert sein. Die ukrainische Regierung dringt darauf, daß vor der Abschaltung von Tschernobyl ein neues Kernkraftwerk in der Nähe des jetzigen Wohnortes der Tschernobyl-Beschäftigten in Slavutitsch errichtet wird.

– Die Verantwortlichen von Goskomatom, dem Staatskomitee für Kernenergie, stellen die rhetorische Frage, warum Tschernobyl abgeschaltet werden sollte, wenn Reaktoren der gleichen Bauart, nur wenige 100 km entfernt, bei Smolensk und Kursk weiterbetrieben werden.

Andererseits ist die ukrainische Regierung gefordert, bessere Rahmenbedingungen für das sichere Betreiben der Kernkraft-

werke zu schaffen. Folgende Probleme erschweren dabei den sicheren Betrieb:

Die wirtschaftliche und juristische Eigenständigkeit der KKW ist noch nicht wirksam.

Der Strompreis, den das KKW vergütet bekommt, wird von einer Zentralbehörde mit jeweils einjähriger Zeitversetzung festgelegt. Die galoppierende Inflation beschneidet den Verkaufserlös dramatisch. Der Umtauschkurs der ukrainischen Währung Koupon zu einem Dollar verschlechterte sich von 20 Koupone Ende 1991 auf 50 000 Koupone Ende Juni 1994. Auch der Wert des Koupone zum Rubel verringerte sich seit seiner Einführung im Jahre 1991 bis Juli 1994 um ca. das Dreißigfache.

Die Zahlungsmoral insbesondere von Großabnehmern ist sehr schlecht.

Die Währungsinstabilitäten fördern die Fluktuation von qualifiziertem Personal und erschweren den Bezug von Ausrüstungen und Brennstoff aus Rußland. Auch die Rücknahme von abgebranntem Brennstoff, die Aufbereitung und Lagerung von radioaktivem Abfall hat sich beträchtlich verkompliziert.

Die Kernkraftwerke der Ukraine haben Aufgaben, die weit über den KKW-Betrieb hinausgehen. Zu ihrem Aufgabenbereich gehören auch die Versorgung des Personals und deren Familien mit Lebensmitteln und Wohnraum sowie die gesamte Infrastruktur der Stadt, in der die Beschäftigten wohnen. Es ist deshalb nicht verwunderlich, daß die Verantwortlichen im KKW nur wenig Zeit finden, über das Tagesgeschehen hinausgehende strategische Überlegungen und Entscheidungen zu tätigen.

Seit August 1992 unterstützt der BMU mit dem Rahmenvertrag SR 2075 die im August 1991 neugegründete ukrainische Aufsichts- und Genehmigungsbehörde (GANU) bei ihren Bemühungen, die Reaktorsicherheit in ukrainischen Kernkraftwerken zu gewährleisten und möglichst bald zu verbessern. Die Arbeiten zu den Reaktoren der „Greifswald-Block-5-Baulinie“ (WWER-440/W-213) und der „Sten-



Bild 4.8: Deutscher Besuch im KKW Rovno zur Einleitung des Investitionsprogrammes. Modell des Standortes Rovno. Von links nach rechts sind der WWER-440-Doppelblock und die beiden WWER-1000-Blöcke zu erkennen. Block 3 befindet sich im Betrieb und Block 4 im Bau.



Bild 4.9: Turbinenhalle des Blockes 3 mit WWER-1000

dal-Baulinie“ (WWER-1000/W-320) sind als Hilfe und Anleitung zur Selbsthilfe konzipiert. Auf der Basis der mit den GRS-Analysen Greifswald und Stendal gewonnenen Erkenntnisse werden sicherheitstechnische Schwerpunkte am Beispiel der Referenzanlagen im KKW Rovno (2 KKW mit WWER-440-, 1 KKW mit WWER-1000-Reaktor) gemeinsam mit Mitarbeitern von GANU und dem KKW bearbeitet. Schwerpunkte von Sicherheitsuntersuchungen sind:

- thermohydraulische Containmentberechnungen,
- Komponenten,
- Elektro-, Leit- und Systemtechnik,
- Störfallanalyse,
- Anlagendokumentation,
- Betriebs- und Störfallauswertung
- sowie seit 1994 reaktorphysikalische Berechnungen.

Die Hauptzielrichtungen des deutschen Unterstützungsprogrammes ergänzen sich gegenseitig:

- Durch gemeinsame Sicherheitsuntersuchungen werden den GANU-Mitarbeitern westliche Methoden, der Umgang mit deutschen Rechenprogrammen und technischen Hilfsmitteln am konkreten Untersuchungsobjekt vermittelt.
- Zur Ermittlung von technischen und organisatorischen Ertüchtigungsmaßnahmen werden gemeinsame Untersuchungen an den konkreten Anlagen in Rovno durchgeführt.
- Im Rahmen des deutschen Investitionsprogrammes gibt es konkrete technische Unterstützung (z.B. Rechner- und Kommunikationsanlagen) und Ertüchtigungsmaßnahmen im Werte von 21 Mio. DM (nur für Ausrüstungen).

Der Vorsitzende des ukrainischen Staatskomitees für Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Nikolai Steinberg, sieht als Ziele aller unterstützenden ausländischen Arbeiten:

- Vorbereitung und Einführung des atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahrens

- Forcierung der Arbeiten am Sicherheitsbericht und Begleitung des nationalen Arbeitsprojektes „Sicherheitsbewertung/ Sicherheitsbericht KKW Rovno“
- Qualifizierung der eigenen Mitarbeiter, um den Sicherheitsbericht überprüfen zu können, das Genehmigungsverfahren zu führen und die Aufsicht zu gewährleisten.

Auf Antrag von GANU finanziert die Europäische Kommission (EK) im Rahmen des TACIS-Unterstützungsprogramms 92 die Sicherheitsbewertung der Blöcke 1 - 3 im KKW Rovno. Vertragspartner der EK auf westlicher Seite ist RISKAUDIT. Nach einjähriger Sicherheitsbewertung wurde im Juni 1994 die erste Etappe dieses TACIS-Projektes abgeschlossen.

Ziele dieser Sicherheitsbewertung sind die Qualifizierung der GANU-Mitarbeiter und die Ermittlung von sicherheitstechnischen

Defiziten in den Anlagen. Die Arbeiten werden von einem Sechs-Länder-Konsortium unter der Leitung von GRS und IPSN geführt. Weitere Beteiligte sind: AEA-Technology (Großbritannien), AVN (Belgien), ANPA (Italien) und CIEMAT (Spanien).

Die Fortsetzung der TACIS-Arbeiten wird von ukrainischer Seite mit der Hoffnung verbunden, analog zur deutsch-ukrainischen Zusammenarbeit finanzielle Unterstützung für Ausrüstungen und Hilfe bei der Einführung des Genehmigungsverfahrens zu erhalten .

Zur Vorbereitung praktischer Hilfen für das KKW Rovno vergab die Europäische Kommission an die französische Betreiberorganisation EdF im Rahmen des TACIS-92-Programmes „On-site-Activities“ einen Auftrag.

Es bleibt zu hoffen, daß die Koordination und Wirksamkeit der westlichen Unterstützungsprogramme sowohl westlicher-

seits als auch von den ukrainischen Stellen sicherheitsziel- und praxisorientierter gestaltet wird. Die verantwortlichen ukrainischen Stellen haben dafür kürzlich ein Koordinierungsgremium geschaffen.

Auf dem Treffen der G7-Regierungschefs in Neapel im Juli 1994 wurde ein zusätzliches Unterstützungsprogramm von 200 Mio. Dollar für die Fertigstellung der drei am weitesten fortgeschrittenen WWER-1000-Blöcke in Saporoshje-6, Rovno-4 und Chmelnitzky-2 als Kompensation zur erhofften Schließung der RBMK-Blöcke in Tschernobyl beschlossen.

Die GRS hat mit ihren Arbeiten zur Sicherheitsbewertung von Reaktoren russischer Bauart sowohl baulinienspezifische als auch anlagenspezifische Kenntnisse für eine ganze Reihe von konkreten KKW erhalten, u.a. von den ukrainischen KKW Rovno und Saporoshje. Aufgrund ihres fachlichen Wissens, der Sprachkenntnisse und mannigfaltiger Kontakte ist die GRS in der Lage, das sicherheitstechnische Ertüchtigungsziel für WWER-Anlagen unter Berücksichtigung russischer und auch anderer westlicher Anforderungen zu bestimmen und die dafür notwendigen Ertüchtigungsmaßnahmen standortbezogen zu benennen.

Allerdings muß darauf hingewiesen werden, daß sich eine nachhaltige und dauerhafte Verbesserung der Sicherheit von KKW nicht losgelöst vom gesellschaftlichen, sozialen und wirtschaftlichen Umfeld erreichen läßt.

Die bi- und multilaterale Zusammenarbeit kann dafür Impulse geben und Keimzellen für sicherheitstechnische Ertüchtigungen schaffen.

R. Janke



Bild 4.10: Reaktorbau mit Containment des Blockes 4 mit WWER-1000

4.4 Kozloduy – ein Beispiel für Assistance

Seit 1991 unterstützt ein internationales Konsortium unabhängiger technischer Experten-Organisationen unter Leitung von GRS/IPSN im Auftrag der EU die bulgarische Aufsichtsbehörde BNSA durch Untersuchungen im bulgarischen Kernkraftwerk Kozloduy. Nach wie vor sind die Aktivitäten des Konsortiums auf die beiden ältesten Blöcke 1 und 2 mit WWER-440-Anlagen beschränkt. Seitens der EU sind die Verträge bislang so gestaltet, daß sie auf einen Block bezogen und auf jeweils ein halbes Jahr begrenzt sind.

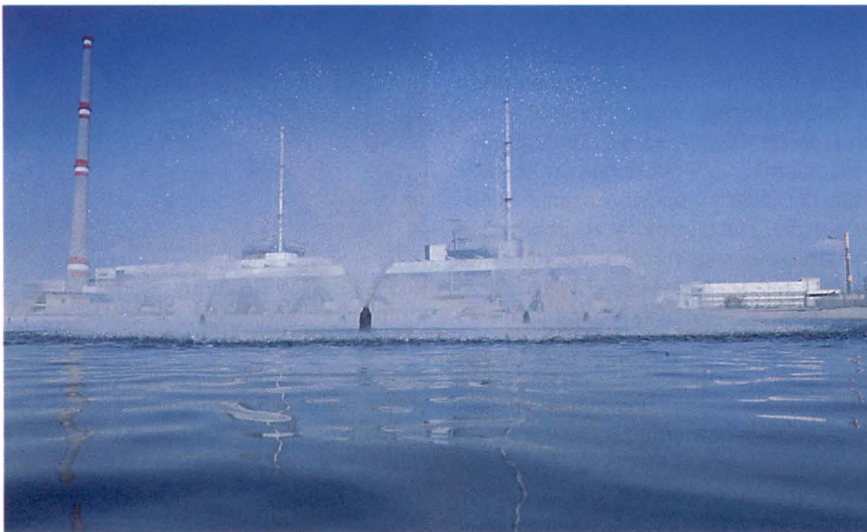


Bild 4.11: Gesamtansicht des KKW Kozloduy, Blöcke 5 und 6, Blick vom Donau-Kühlwasserkanal

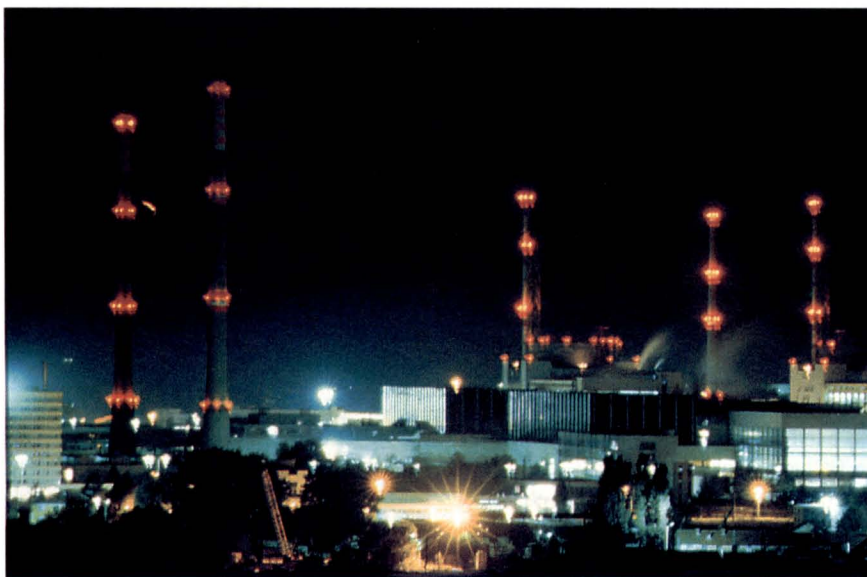


Bild 4.12: KKW Kozloduy bei Nacht

Für die Blöcke 1 und 2 gibt es ein Ertüchtigungsprogramm, das in drei Etappen angelegt ist und in Inhalt und Struktur auf der IAEA TECDOC 640 [1] basiert. Die Umsetzung des Programms soll einen befristeten Weiterbetrieb der Blöcke 1 und 2 von einigen Jahren ermöglichen. Der aktuelle Stand der Arbeiten bzw. der geplante Zeitablauf ist in Tabelle 4.2 dargestellt.

Während das Konsortium in der ersten Etappe seiner Arbeit im Sommer 1992 die Situation im Kraftwerk analysiert [2] und seine Forderungen zur Verbesserung der anlagentechnischen Sicherheit und der Betriebsführung dargelegt und weitgehend durchgesetzt hatte, konzentrierten sich die Arbeiten in der zweiten Etappe mehr darauf, die Einhaltung der eingangs formulierten Strategie zu überwachen und Erfahrungen vom Nachbarblock sowie Ergebnisse neuester Analysen zu übernehmen. Dies geschieht in enger Zusammenarbeit mit der Aufsichtsbehörde BNSA und führt zu intensiven Besprechungen mit dem Betreiber vor dem Beginn der jeweiligen Ertüchtigungs-etappe sowie gemeinsam mit der BNSA zu regelmäßigen Überprüfungen vor Ort. Dabei wird geprüft, inwieweit die vorgesehenen Maßnahmen erfüllt sind und ob der einmal erreichte Stand auch gehalten wird. Damit wird gleichzeitig die Position und fachliche Kompetenz der Behörde gestärkt.

Die Arbeit des Konsortiums umfaßt dabei vor allem die Gebiete Housekeeping, Strahlenschutz, Betriebsführung, Systemtechnik und Komponenten. Unter Housekeeping sieht das Konsortium nicht nur ein einmaliges Aufräumen und Renovieren, sondern die Tendenz der Entwicklung. Daran, wie und ob sich der einmal erreichte Stand entwickelt, kann abgelesen werden, ob und wie sich die Einstellung des Personals zur Anlage geändert hat. Das jetzige Niveau ist durchaus akzeptabel. Das Personal ist motiviert und hat, vor allem durch Schulungen in westlichen Anlagen, auch Verständnis dafür, was eigentlich bezüglich Housekeeping von ihm verlangt wird.

Etappe	Block 1	Block 2
Abgefahren	September 1991	Oktober 1991
Wiederanfahren nach Ertüchtigungsetappe 1	Dezember 1993	Dezember 1992
Abfahren zur Ertüchtigungsetappe 2	August 1994*	Februar 1994
Wiederanfahren	November 1994*	Juni 1994
Abfahren zur Ertüchtigungsetappe 3	Februar 1996*	Mai 1995*
Wiederanfahren	Juni 1996*	September 1995*

* Angaben nach [3]

Tabelle 4.2: KKW Kozloduy, Termine für die Ertüchtigung der Blöcke 1 und 2

Bei Betriebsführung und Management sind meßbare Erfolge kurzfristig schwer nachzuweisen; dies ist ein langsamer Prozeß, vieles ist erst in Ansätzen vorhanden, aber die Entwicklung geht in die richtige Richtung. Stichworte sind: Organisationsstruktur, Verantwortlichkeiten, Qualitätssicherung, neue Störfallhandbücher.

Als Problem sieht das Konsortium allerdings, daß sehr viel gleichzeitig begonnen wurde; so müßten die Prioritäten neu definiert werden, da die Kapazitäten des Betreibers beschränkt sind (z.B. sollte die Erarbeitung symptomorientierter Störfallhandbücher zugunsten der ereignisorientierten zurückgestellt werden.)

Bezüglich der Systemtechnik besteht beim Betreiber volles Verständnis der Probleme und der Konsortiumsforderungen; der überwiegende Teil davon wurde in der ersten Ertüchtigungsphase umgesetzt. Der Betreiber hat von sich aus teilweise mehr unternommen als gefordert, aber dadurch wird es in Phase 2 und 3 keine wesentlichen Hardware-Änderungen mehr geben.

Umfangreiche Inservice-Inspektionen der druckführenden Komponenten sowie an Sicherheitssystemen werden durchgeführt, das Verständnis für Probleme der RDB-Versprödung (Bruchmechanik) ist jedoch sowohl bei der Behörde als auch beim Betreiber ungenügend. Im Rahmen eines Workshops fand im Juni 1994 in Köln hierzu eine erste Schulung von Vertretern der Aufsichtsbehörde statt. Eine Fortsetzung der industrieseitigen Aktivitäten (WANO-6-Monateprogramm) ist vorgesehen, verzögert sich jedoch.

Da die einzelnen Ertüchtigungsetappen an beiden Blöcken zeitlich versetzt ablaufen (Tabelle 4.2), ist es die Strategie des Konsortiums, die Erfahrungen und Ergebnisse der jeweils abgeschlossenen Etappe auf den Nachbarblock zu übertragen und dort mehr zu fordern, als nebenan erreicht wurde. Ein Beispiel hierfür sind die Ergebnisse der Dichtheitsprüfung des Confinements, wo mittlerweile die Projektwerte für die zulässige Leckrate unterschritten wurden und mit jedem Test weiter verbessert werden sollen.

Erstmalig wurde bei der gerade abgeschlossenen zweiten Ertüchtigungsetappe von Block 2 das Confinement einer Festigkeitsdruckprüfung unterzogen. Eine solche Prüfung mit 0,16 MPa hatte das Konsortium 1992 für zumindest einen der beiden Blöcke gefordert, um den Nachweis der Gebäudeintegrität bei einem Störfall zu erbringen. Der Test wurde als erfolgreich eingeschätzt, obwohl er bei 0,154 MPa wegen unzureichender Kapazität der Kompressoren abgebrochen werden mußte.

An den vom Design her moderneren Blöcken 3 und 4 läuft ebenfalls ein dreistufiges Ertüchtigungsprogramm. Wegen der oben beschriebenen Vertragssituation ist dieses Programm bislang nicht vom Konsortium bewertet worden. Die bulgarische Aufsichtsbehörde hat jedoch festgelegt, daß alle Forderungen des Konsortiums für die Blöcke 1 und 2 auch für 3 und 4 gelten, soweit sie für diese Blöcke zutreffen.

Auf Empfehlung des Konsortiums hat die Behörde den Kraftwerksbetreiber außerdem aufgefordert, bis zum Herbst 1994



Bild 4.13: KKW Kozloduy, Block1, Raum für die Notkühlpumpen. Zu sehen sind drei der sechs neu installierten Notkühlpumpen ZN-65, die die leistungsschwächeren NP-50-Pumpen ersetzen, im Hintergrund die Wärmetauscher des Gebäudesprühsystems



Bild 4.14: Der Primärkreis an den Blöcken 1 bis 4 wurde mit Lecküberwachungssystemen (ALÜS) nachgerüstet.

sein Konzept zum weiteren Betrieb aller vier WWER-440-Blöcke vorzulegen. Bekanntlich war die Bereitschaft der westlichen Industriestaaten, Ausrüstungen für sicherheitserhöhende Maßnahmen in Höhe von ca. 22 Mio. ECU bereitzustellen, mit der Bedingung verknüpft, die ältesten beiden Blöcke 1997/98 stillzulegen. Bislang liegt jedoch weder ein Konzept zur Langzeitertüchtigung von Block 3 und 4 noch zur Außerbetriebnahme von Block 1 und 2 vor. Das EU-Unterstützungsprogramm war jedoch mit dem Ziel gestartet worden, die beiden ersten Blöcke nur so lange zu betreiben, bis die anderen nachgerüstet oder alternative Energiequellen bereitgestellt wären.

Im Zuge der laufenden Ertüchtigungsarbeiten an allen vier WWER-440-Blöcken ist dem Betreiber offenbar klar geworden, welcher Umfang an Nachrüstmaßnahmen zur Langzeitertüchtigung erforderlich wird (z.B. für Erdbeben, Confinement, Notkühlung, Leittechnik) bzw. welche Probleme dem entgegenstehen (RDB-Versprödung), welche Kosten auf ihn zukommen und über welche Finanzierungsmöglichkeiten er verfügt. Ungeachtet dessen, daß eine Entscheidung über den Weiterbetrieb oder die Stilllegung der bulgarischen KKW auf Regierungsebene gefällt wird und daß wegen der bestehenden politischen Konstellationen und der wirtschaftlichen Situation in nächster Zeit mit einer klaren Aussage für oder gegen die Kernenergie nicht zu rechnen ist, ist die langfristige technische Vorbereitung einer jeden Entscheidung unabdinglich. Da für den Herbst 1994 ein EU-Vertrag zur Bewertung der Anlagen 3 und 4 erwartet wird, wird das Konsortium wieder eine Reihe weiterer Aufgaben zu bewältigen haben.

*P. Kelm
Bilder: IPSN*

[1] IAEA: TECDOC 640, Ranking of Safety Issues for WWER 440 Model 230 Nuclear Power Plants, Wien 1992

[2] Reinforcement of Nuclear Safety Authority, Main Report, October 1992

[3] „Programme '93“ for Upgrading of the Operational Reliability and Safety of Units I-IV VVER-440 (V230) Reactors, NPP Kozloduy, May 1993

4.5 Orientierende sicherheitstechnische Bewertung der russischen Reaktoranlage W-407

Im Rahmen der bayerisch-russischen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der friedlichen Nutzung der Kernenergie und der Solarenergie führte die GRS im Auftrag des Bayerischen Staatsministeriums für Landesentwicklung und Umweltfragen (BStMLU) eine orientierende, standortunabhängige, sicherheitstechnische Bewertung des neuen russischen Reaktorkonzepts W-407 durch. Die Arbeit war die erste Stufe einer umfassenden Konzeptbegutachtung dieses Reaktortyps. Sie wurde im Rahmen einer Pressekonferenz am 11. August 1994 in München vom BStMLU dem russischen Atomministerium übergeben und gleichzeitig der Öffentlichkeit vorgestellt. Es ist geplant, auf der Basis dieses Berichtes Fragen und Kommentare der russischen Fachleute zu erörtern.

Das Konzept W-407 ist die derzeit am stärksten in Rußland favorisierte Entwicklungslinie für neue Reaktoren. Bei der russischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde GAN liegt ein Antrag auf Genehmigung des Baubeginns im Jahre 1994 für die Prototyp-Anlage am Standort Sosnovy Bor bei St. Petersburg vor.

Bei der Bewertung durch die GRS wurden neben deutschen Regeln und Richtlinien und internationalen Empfehlungen der IAEA auch die kürzlich unter Mitwirkung der GRS erarbeiteten gemeinsamen deutsch-französischen Sicherheitsmaßstäbe für zukünftige Druckwasserreaktoren [1] zugrundegelegt.

Die Bewertung erfolgte anhand der zweiten und dritten Fassung des russischen vorläufigen Sicherheitsberichtes (Preliminary Safety Analysis Report, PSAR), dessen Gliederung eng an das Standardformat des amerikanischen Safety Analysis Report (Regulatory Guide 1.70 der USNRC) angelehnt ist. Die russischen sowie ausgewählte englische Unterlagen der dritten Fassung des PSAR erhielt die GRS bis August 1993.

In der ersten Bearbeitungsphase wurde ein begrenzter Themenbereich behandelt. Die Schwerpunkte lagen auf den Gebieten: „Sicherheitseinrichtungen“, „Analysen von Auslegungstörfällen“ und „Elektro- und Leittechnik“. In geringerer Tiefe wurden die Gebiete „Kernauslegung“ und „Druckführende Komponenten“ bearbeitet. In mehreren Besprechungen mit den maßgeblich mit der Entwicklung des W-407 befaßten russischen Fachleuten erhielt die GRS zusätzliche Informationen zum Konzept des W-407. Dabei zeigte sich großes Interesse auf der russischen Seite an den

Ergebnissen der Bewertung durch die GRS. Der Abschlußbericht wurde dem Auftraggeber im März 1994 übergeben.

Grundsätzliches zum Konzept

Der W-407 ist eine Weiterentwicklung von WWER-Reaktoren, enthält aber völlig neuartige passive Einrichtungen des Sicherheitssystems, so daß er als evolutionär-passiver Reaktor angesehen werden kann. Ein Querschnitt durch das Reaktorgebäude mit Blick auf die Hauptkomponenten ist in Bild 4.15 dargestellt.

Von den Vorgängeranlagen WWER-440 und WWER-1000 wurden bewährte Konstruktionsprinzipien übernommen, so u.a.

- die Werkstoffe der sicherheitsrelevanten Komponenten und Rohrleitungen,
- die Konstruktion des Primärkreises mit dem Reaktordruckbehälter und den übereinander angeordneten austenitischen Hauptkühlmittelleitungen,
- die horizontalen Dampferzeuger,
- das heiß- und kaltseitig kombinierte Konzept der direkten Notkühlein speisung in das obere Plenum und in den Ringraum.

Weiterhin wurden Betriebserfahrungen, insbesondere auf dem Gebiet der Werkstoffe auf der Sekundärseite, berücksichtigt.

Sicherheitstechnisch bedeutsame Verbesserungen gegenüber dem WWER-1000 sind

- die verringerte Leistungsdichte auf etwa 60%,
- die verringerte Neutronenfluenz durch die geplante „low-leakage“-Beladung,
- die erhöhte Abschaltreaktivität durch die Verdopplung der Abschaltstäbe,
- die vergrößerten Wasservolumina des Primär- und Sekundärsystems und der primärseitigen Wasservorräte zur Kühlmittelergänzung,
- die Vergrößerung des auf die Leistung bezogenen Druckhaltevolumens,
- die vollständige Vermeidung von Absenkungen der Hauptkühlmittelleitungen durch erhöhte Anordnung der Dampferzeuger,
- der Einsatz kupferfreier Werkstoffe im Sekundärkreislauf,
- der doppelschalige Sicherheitseinschluß mit einer inneren Stahlschale als Voll-druckcontainment,
- die verstärkte Auslegung der Reaktor-anlage gegenüber Einwirkungen von außen,
- das verbesserte Anlagenverhalten bei Kühlmittelverluststörfällen vom Primär- in den Sekundärkreislauf, das ähnlich wie beim EPR-Konzept ein Aufdrücken sekundärseitiger Regel- oder Sicherheitsventile durch Notkühlpumpen abschließt,
- das erweiterte Spektrum der Auslegungs-störfälle,
- die deutliche Verringerung der Notwendigkeit von Personalhandlungen bei Auslegungsstörfällen und bei auslegungs-überschreitenden Störfällen,
- die technischen Einrichtungen zur Schadensbegrenzung nach schweren Störfällen und
- der Einsatz deutlich verbesserter Analysemethoden für die Auslegung.

Keine Verbesserung stellt nach Auffassung der GRS die im Konzept vorgesehene gefilterte Druckentlastung aus der inneren Schale des Containments dar. Eine derartige Maßnahme widerspricht den Sicherheitszielen für zukünftige Anlagen.

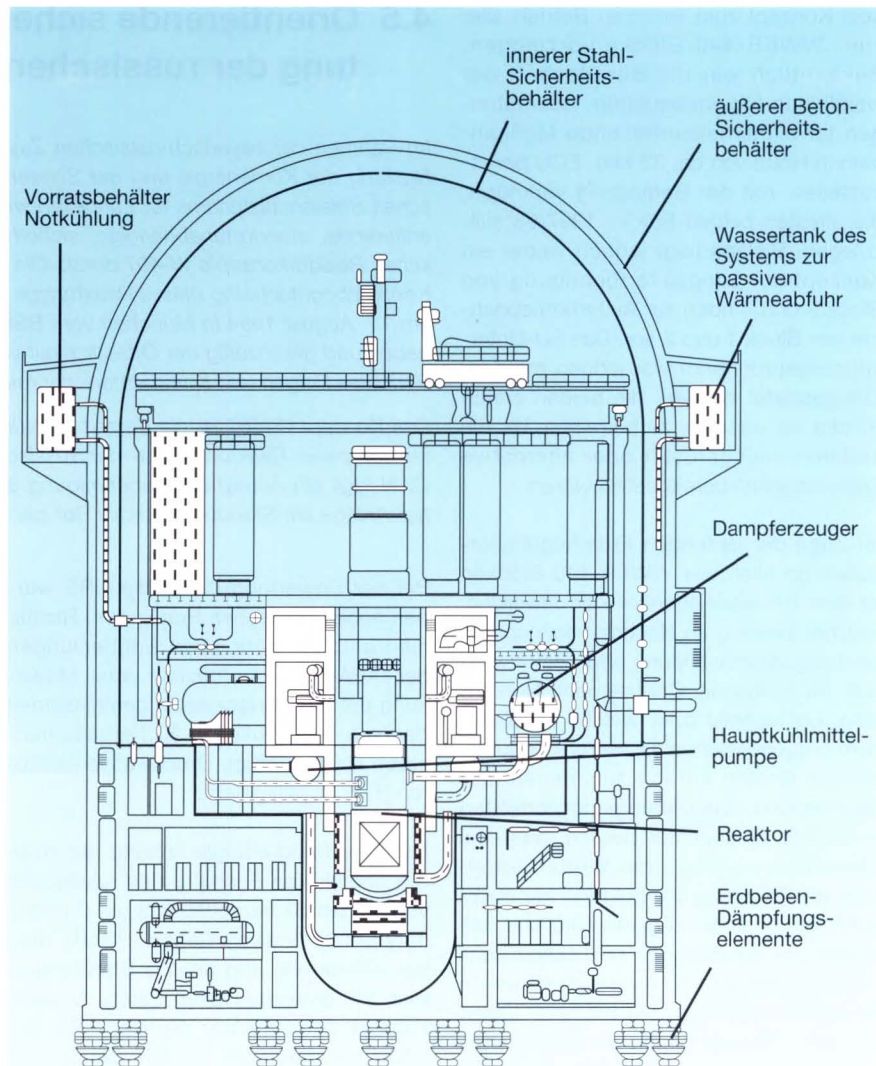


Bild 4.15: Querschnitt durch das Reaktorgebäude

Sicherheitssystem

Das Sicherheitssystem beruht weitgehend auf passiven Einrichtungen. Dabei sind neben bewährten Lösungen auch neuartige Konzepte vorgesehen. Zusätzlich sind den passiven Einrichtungen aktive Systeme vorgeschaltet, die allerdings nicht in der für Sicherheitssysteme gewöhnlich geforderten Qualität (z.B. Anzahl der Redundanzen) ausgeführt werden sollen.

Angesichts der erhöhten Diversität, die auch zu den in westlichen Ländern verfolgten Zielen gehört, ist dies nach Auffassung der GRS grundsätzlich ein vernünftiges Konzept. Als Beispiel zeigt Bild 4.16 schematisch die wichtigsten sicherheitsrelevanten Systeme und passiven Einrichtungen des Sicherheitssystems für die Wärmeabfuhr über die Sekundärseite. Auskünften russischer Experten zufolge sollen zur Initiierung der passiven Systeme keine aktiven

Schalthandlungen unter Verwendung von Einrichtungen der Elektro- und Leittechnik erforderlich sein. Die Funktionsfähigkeit der Systeme soll anhand zahlreicher Einzeleffektversuche und durch Experimente an der zur Zeit in Sosnovy Bor im Aufbau befindlichen Integralversuchsanlage mit großem Maßstab 1:27 nachgewiesen werden. Für den Nachweis der geforderten Langzeitzuverlässigkeit der Sicherheitsfunktionen sollen nach Aussagen der russischen Fachleute regelmäßige Funktionsprüfungen während des Reaktorbetriebs dienen, soweit die Systeme nicht ohnehin ständig betrieben werden.

Grundsätzlich sind bei neuartigen passiven Sicherheitseinrichtungen auch Nachteile nicht ohne weiteres auszuschließen. Dies gilt nach Auffassung der GRS auch für einige Einrichtungen des W-407. Als markantes Beispiel ist ein Fehlöffnen der Primärkreis-Druckentlastungsventile in das Brennelementbecken zu nennen. Zudem sind Fragen der Funktionsüberwachung zu klären. Durch die vorgesehenen Experimente (einschließlich der Großversuche) und durch die genannten aktiven Einrichtungen wurde diesen Bedenken von der russischen Seite grundsätzlich Rechnung getragen.

Elektro- und Leittechnik

Hinsichtlich der Elektrotechnik ist festzustellen, daß Gesamtkonzept und Ziele vernünftig sind. Allerdings sind hinsichtlich der diversitären Stromversorgung noch Verbesserungen im Konzept erforderlich.

Für die betriebliche Leittechnik ist vom Projektanten ein modernes digitales Konzept vorgesehen. Aussagen zum Qualitäts- und Entwicklungsstand der dazu notwendigen Geräte fehlen allerdings noch.

Die Anforderungen an die Leittechnik des Sicherheitssteuerungssystems (nach westlicher Terminologie: Reaktorschutzsystem ohne Schnellabschaltssystem) wurden wegen der Passivität der Sicherheitseinrichtungen im Vergleich zur Vorgängeranlage gering gehalten (z.B. geringere Redundanzen). Derzeit läßt sich noch keine Aussage zur Qualität und zum Entwicklungsstand

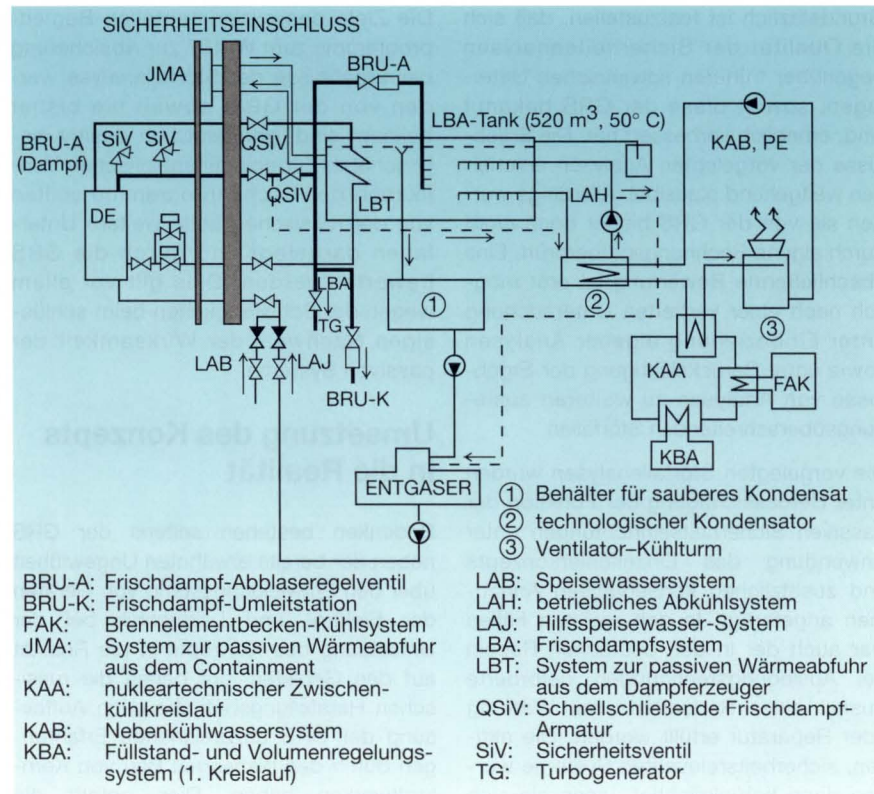


Bild 4.16: Wärmeabfuhrsysteme

der Geräte machen. Ebenso fehlen noch Detailangaben zur Störfallinstrumentierung. Der Umfang der zu erfassenden Parameter, insbesondere der Zustandsgrößen der passiven Sicherheitseinrichtungen, sowie die Störfallfestigkeit der Instrumentierung wurden nicht ausreichend dargelegt.

Das dargestellte technische Konzept läßt den Schluß zu, daß die elektrischen Anlagen und die Leittechnik bei guter Realisierung den Sicherheitsanforderungen an moderne Kraftwerke genügen. Angesichts der Ungewißheit über den Entwicklungsstand einzelner Geräte erscheint es dennoch zweckmäßig, Varianten der Leittechnik unter Einbeziehung westlicher Gerätetechnik zu erarbeiten.

Störfallanalysen

Der vorliegende Sicherheitsbericht enthält Analysen von Auslegungsstörfällen und von ausgewählten auslegungsüberschrei-

tenden Ereignissen. Das betrachtete Störfallspektrum entspricht weitgehend dem international üblichen Standard und wurde durch WWER-spezifische Störfälle ergänzt. Nach Auffassung der GRS sind zusätzlich auch Analysen zu Störfällen beim An- und Abfahren der Anlage und bei abgeschalteten Reaktor erforderlich. Die Berechnungen wurden mit russischen Störfallprogrammen, aber auch unter Nutzung westlicher Codes ausgeführt, für einige Störfallabläufe sowohl mit russischen als auch mit westlichen Programmen, wobei die Ergebnisse mit annehmbarer Genauigkeit übereinstimmten. Zusätzlich zu den im PSAR dokumentierten Störfallanalysen wurden von russischen Instituten ausgewählte Analysen mit dem deutschen Thermohydraulik-Rechenprogramm ATHLET durchgeführt. Diese Analysen bestätigten ebenfalls die Sicherheitsreserven des Konzepts für den vollständigen Ausfall der Wechselstromversorgung im Langzeitbereich (24 Stunden).

Grundsätzlich ist festzustellen, daß sich die Qualität der Sicherheitsanalysen gegenüber früheren sowjetischen Unterlagen, soweit diese der GRS bekannt sind, erheblich verbessert hat. Die Ergebnisse der vorgelegten Analysen erscheinen weitgehend plausibel. Allerdings wurden sie von der GRS bisher noch nicht durch eigene Rechnungen überprüft. Eine abschließende Bewertung ist erst möglich nach einer vertieften Untersuchung unter Einbeziehung eigener Analysen sowie unter Berücksichtigung der Ergebnisse von Analysen zu weiteren auslegungsüberschreitenden Störfällen.

Die vorgelegten Störfallanalysen wurden unter Berücksichtigung der Funktion der passiven Sicherheitseinrichtungen unter Anwendung des Einzelfehlerkonzepts und zusätzlichen konservativen Annahmen angefertigt. In den meisten Fällen war auch der in den deutschen Regeln bei Auslegungsrechnungen geforderte Ausfall einer Redundanz bei Wartung oder Reparatur erfüllt worden. Die aktiven, sicherheitsrelevanten Systeme wurden dann berücksichtigt, wenn sie sich erkennbar negativ auf den Störfallverlauf auswirkten. Zur Ergänzung hält die GRS Analysen für erforderlich, die die Funktion der aktiven sicherheitsrelevanten Systeme und ihre Wechselwirkung mit den passiven Einrichtungen näher untersuchen.

Die Ziele des experimentellen Begleitprogramms zum W-407 zur Absicherung der Ergebnisse der Störfallanalyse werden von der GRS, soweit sie bisher bekannt sind, grundsätzlich positiv eingeschätzt. Zur anlagenspezifischen Verifikation der Rechenprogramme sollten von der russischen Seite weitere Unterlagen dargelegt und durch die GRS bewertet werden. Dies gilt vor allem wegen der Schwierigkeiten beim schlüssigen Nachweis der Wirksamkeit der passiven Systeme.

Umsetzung des Konzepts in die Realität

Bedenken bestehen seitens der GRS neben der bereits erwähnten Ungewißheit über den Entwicklungsstand von Geräten der Elektro- und Leittechnik bei der Umsetzung des Konzepts in die Realität auf den Gebieten, auf denen die russischen Herstellungsbetriebe nach Auffassung der GRS unzureichende Erfahrungen durch den bisherigen Bau von Kernkraftwerken haben. Dies betrifft die Stahlhülle des Volldruck-Containments, eigenmediumgesteuerte Ventile und Ventile, die mit Zweiphasengemisch beaufschlagt werden können. Des weiteren sollte die Qualitätssicherung im Vergleich zu bisherigen russischen Reaktoranlagen verstärkt berücksichtigt werden. Auf die-

sen Gebieten wird eine enge Zusammenarbeit mit anderen Ländern empfohlen, die von russischer Seite auch gesucht wird. So wurden zum Beispiel Gespräche mit Siemens in der bayerisch-russischen Kommission begonnen, die derzeit fortgesetzt werden.

Vorläufige Gesamtaussage

Die bisherigen Untersuchungen ergaben, daß mit dem W-407 vergleichbare Ziele zur Erhöhung der Sicherheit verfolgt werden, wie mit vielen neuen westlichen Reaktorkonzepten. Insbesondere hat ein erster Vergleich mit den gemeinsamen Empfehlungen der deutschen und französischen Reaktorsicherheitskommissionen gezeigt, daß die Zielsetzungen in weiten Bereichen parallel sind. Bei einigen Empfehlungen ist die angemessene Berücksichtigung bisher allerdings noch nicht ausreichend erkennbar: Dies betrifft die Zustände bei abgeschaltetem Reaktor, die Diversität bei der Stromversorgung, die räumliche Trennung der Redundanzen und die Qualifizierung digitaler Systeme.

*R. Kirmse, S. Langenbuch, B. Mulka,
W. Wenk, H. Zabka*

[1] GPR/RSK Proposal for a Common Safety Approach for Future Pressurized Water Reactors, May 1993

4.6 Moskauer Büro GRS/IPSN/RISKAUDIT

Heutzutage ist kaum vorstellbar, daß es noch vor eineinhalb Jahren in Moskau keine Vertretung von GRS/IPSN/RISKAUDIT gegeben hat. Durch die organisatorische Betreuung und technische Unterstützung des Moskauer Büros werden bereits im zweiten Jahr enge wissenschaftlich-technische Beziehungen zwischen russischen und westeuropäischen Experten auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit sowie der Weiterentwicklung der Kernenergie gepflegt.



Bild 4.17: Die Belegschaft des Moskauer Büros GRS/IPSN/RISKAUDIT

Die Anfang 1993 gestellten Aufgaben des Moskauer Büros haben heute ihren Rahmen deutlich ausgeweitet. Zu Anfang war vorgesehen, daß die vorrangige Aufgabe dieses Büros „nur“ in der Koordinierung der Zusammenarbeit und der Gewährleistung der Infrastruktur für die Dauer des Aufenthalts der westeuropäischen Experten in Rußland bestehen soll.

Die gesteckten Ziele sind erreicht – jetzt ist es zur Gewohnheit geworden, daß die russischen Fachleute die RISKAUDIT-Vertretung in Moskau als einen der besten Orte für die Durchführung einer Reihe verschiedener wissenschaftlich-technischer Seminare, Arbeitstreffen und Begegnungen betrachten. Das Büro befindet sich in einem zweistöckigen freistehenden Gebäude an einem ruhigen

Ort in Moskau in der Nähe des führenden Kernforschungszentrums Rußlands, des Kurtchatov-Instituts. Dieses Bürogebäude ist in der Zwischenzeit einem großen Kreis russischer Spezialisten aus der Kerntechnik bereits sehr bekannt.

Von besonderem Vorteil sind die ungewöhnlich guten Telekommunikationsmöglichkeiten, bequeme Sitzungsräume, die sehr gute technische Ausstattung sowie komfortable Wohnungen (wenn auch in kleiner Anzahl) für Gäste, die nach Rußland kommen. Hinzu kommt die Gastfreundlichkeit, das Entgegenkommen und die Kooperationsbereitschaft des Personals im Moskauer Büro.

Vorrangige Aufgabe dieses Büros ist die Koordinierung, Organisation und Durchführung der Arbeiten in verschiedenen

bilateralen (Deutschland-Rußland) sowie multilateralen Richtungen der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit der Gutachterorganisationen und der Aufsichtsorgane der europäischen Länder. Die RISKAUDIT-Vertretung empfängt jede Woche in Moskau Gäste aus Deutschland, Frankreich, Italien, Belgien, Großbritannien, Holland, Spanien und anderen Ländern.

Seit Jahren bestehen bilaterale Beziehungen zwischen den deutschen und russischen Experten auf dem Gebiet der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit, finanzielle Unterstützung seitens BMFT und des Minatoms Rußlands. Hier in der gemeinsamen Arbeit auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit und der Weiterentwicklung der Kernenergie sind führende wissenschaftliche Kräfte der beiden Länder vereinigt. Die Zusammenarbeit mit russischen Aufsichtsbehörden, Betreiberorganisationen und Kernkraftwerken zu Fragen der Sicherheitsbewertung russischer Kernkraftwerke und zur Unterstützung bei der Erhöhung des Sicherheitsniveaus der KKW wird vom BMU finanziert. Die Hauptpartner in dieser Zusammenarbeit sind von russischer Seite Gosatomnadsor (mit dem wissenschaftlich-technischen Zentrum) und der Betreiberkonzern Rosenergoatom (KKW Balakovo). Von deutscher Seite tritt die GRS mit ihren Experten als Hauptkoordinator und Organisator auf.

Im Auftrag des BMU führt die GRS neben den vielseitigen wissenschaftlich-technischen Analysen des aktuellen Sicherheitsstands des in Rußland zur Zeit führenden Reaktortyps WWER-1000 (Sicherheitsanalysen für Block 3 KKW Balakovo) auch ein Programm durch zur Personalqualifizierung und zum Erfahrungsaustausch (Seminare, Workshops, Praktika und Hospitationen). Zudem koordiniert die GRS ein Investitionsprogramm für das KKW Balakovo (Auswahl der Ausrüstung für das KKW, Tender, Einkauf, Lieferung und Inbetriebnahme der Ausrüstung) und unterstützt die Behörde Gosatomnadsor bei der Beschaffung und Entwicklung der DV-

Kommunikationen (Geräteauswahl, Tender, Einkauf, Lieferung und Inbetriebnahme der Geräte).

Seit Ende des letzten Jahres werden zwei Projekte der Europäischen Kommission (EK) realisiert. Die Hauptziele dieser Projekte sind die Unterstützung der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Gosatomnadsor-RF sowie die Unterstützung der russischen Institute und Organisationen, die ihrerseits Gosatomnadsor-RF Zuarbeit leisten. Die Organisation und Koordinierung dieser Projekte wurde RISKAUDIT übertragen, wobei für die Abwicklung das Moskauer Büro zuständig ist. Die Programme der EK-Projekte wurden in unmittelbaren Kontakten zwischen RISKAUDIT und Gosatomnadsor-RF erarbeitet.

Am Projekt „Support of Code Transfer“ sind von westlicher Seite deutsche und französische Experten (GRS und IPSN) beteiligt. Im Rahmen dieses Projekts wurden sieben Sicherheitscodes, ausgearbeitet von GRS und IPSN, an das wissenschaftlich-technische Zentrum von Gosatomnadsor-RF sowie an die Organisationen für dessen technische Unter-

stützung übergeben und die notwendigen DV-Geräte zur Verfügung gestellt. Zur Beherrschung der Codes wird eine intensive Ausbildung des Personals durchgeführt. Zudem sind gemeinsame Arbeiten für die Code-Anpassung an die russischen Reaktoren vorgesehen. Das Moskauer Büro RISKAUDIT, das mit einer hochmodernen Workstation ausgestattet ist, wurde zu einem Zentrum für regelmäßige Ausbildungs- und Trainingsveranstaltungen russischer Experten für die deutschen und französischen Codes.

Am Projekt „Transfer of Western Methodology“ sind Spezialisten aus fast allen westeuropäischen Ländern beteiligt. Die Beziehungen mit den Spezialisten von Gosatomnadsor-RF sind im Rahmen dieses Projektes auf neun thematische Richtungen konzentriert. Sie umfassen den Expertenaustausch mit dem Ziel des Praxis- und des Erfahrungsaustausches sowie des Vergleichs westlicher und russischer Vorgehensweisen bezüglich technischer Dokumentationen, der Tätigkeit der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde und der Durchführung der Hospitationen für russische Spezialisten in den westlichen Ländern.

Trotz des wenigen Personals erfüllt das Moskauer Büro erfolgreich immer wieder neue Aufgaben. Besonders wichtig war es, eine gesicherte Telekommunikationsmöglichkeit zwischen den russischen und westlichen Behörden und den Experten zu schaffen. So gibt es jetzt in Moskau ein entsprechendes DV-Netz, und dank der gesicherten Telekommunikation von RISKAUDIT haben die russischen Experten nun die Möglichkeit einer schnellen Verbindung mit Behörden und den Kollegen aus allen europäischen Ländern.

Die russischen Mitarbeiter des Büros denken an eine Ausweitung ihres Aufgabenprofils. Die erfolgreich gelösten Fragen der Organisation und des Arbeitsablaufs im Moskauer Büro lassen hoffen, daß auch die hier ständig beschäftigten Experten die Möglichkeit erhalten, Sicherheitsbewertungen für russische Reaktoren WWER-1000 der modernen Baulinie unmittelbar durchzuführen und an der Arbeit an den zukünftigen Reaktoren NP-500 und WPBR-600 mitzuwirken.

H. Teske

Forschungsergebnisse aus den Fachbereichen

5

5.1 Nachrechnung des Bündel-Quench-Versuchs CORA-13 mit ATHLET-CD

Zur Simulation des Reaktorkühlkreislaufs bei Störfällen hat die GRS das Rechenprogramm ATHLET (Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten) entwickelt, das auch von anderen nationalen und internationalen Organisationen für Störfallanalysen, Risikostudien und zur analytischen Unterstützung von Experimenten eingesetzt wird. Zusammen mit dem Institut für Kernenergetik und Energiesysteme (IKE) der Universität Stuttgart arbeitet die GRS an der erweiterten Programmversion ATHLET-CD (Core Degradation) zur Analyse von schweren Störfällen mit Kernzerstörung. ATHLET-CD wird durch die Analyse von Einzeleffekttests und Integraltests verifiziert. Das Programm wird derzeit außer von der GRS und vom IKE auch vom Lehrstuhl für Nukleare und Neue Energiesysteme der Ruhruniversität Bochum und, im Rahmen der wissenschaftlich technischen Zusammenarbeit mit Rußland, vom Kurtchatov Institut, von Gosatomnadsor und vom Institut für Nukleare Sicherheit der russischen Akademie der Wissenschaften angewendet. Die Entwicklung und Verifikation des Programms werden vom BMFT gefördert.

Der „out-of-pile“ Versuch CORA-13 wurde am 15. November 1990 in der CORA-Versuchsanlage des Kernforschungszentrums Karlsruhe (KfK) durchgeführt. Der Versuch bestand aus zwei Phasen, einer Aufheizphase und einer Quenchphase. Beide Phasen des Versuchs wurden mit ATHLET-CD nachgerechnet. Der Versuch CORA-13 wurde von der OECD als Internationales Standardproblem (ISP) 31 ausgewählt, an dem sich neun Organisationen mit unterschiedlichen Programmen

beteiligten. Im Rahmen dieses ISP zeigte sich, daß die meisten der derzeit benutzten Programme zur Analyse von schweren Störfällen die Quenchphase nicht rechnen konnten.

Programmbeschreibung

Die Struktur von ATHLET-CD zeigt Bild 5.1. Das Programm [1] besteht aus vier Modulen für die Thermofluidynamik des Kühlkreislaufs (ATHLET), das Brennstabverhalten (ECORE), die Spaltproduktfreisetzung (EFIPRE),

die Spaltproduktfreisetzung (EFIPRE) und den Spaltprodukttransport (TRAPG). Der Aufbau des Programms ist streng modular, um die Einbindung neuer Module und die Programmentwicklung zu erleichtern.

Die Thermohydraulik (TFD) von ATHLET basiert derzeit auf dem 5-Grundgleichungsmodell. Weitere Module beschreiben den Wärmeübergang an und den Wärmetransport in Strukturen (HECU), die Neutronenkinetik im Kern (NEUKIN) und das Reaktorregelsystem (GCSM). Das fluiddynamische System verwendet ein finites Volumenverfahren mit versetztem Gitter. Die Zeitintegration (FEBE) erfolgt unabhängig von den anderen Modulen durch ein voll implizites Verfahren mit Fehlerkontrolle.

Der Brennstabmodul ECORE enthält Modelle aus dem vom IKE entwickelten Programm KESS [2], die die Kernaufheizung und -zerstörung (EHEAT) beschreiben. Weitere Modelle beschreiben den Strahlungswärmeaustausch (ERAD) mit dem Fluid und den umgebenden Strukturen, die Hüllrohroxidation (EDIFF) nach einem Ratenansatz oder nach einem Sauerstoffdiffusionsmodell, die Zirkonium-Urandioxid-Wechselwirkung und die

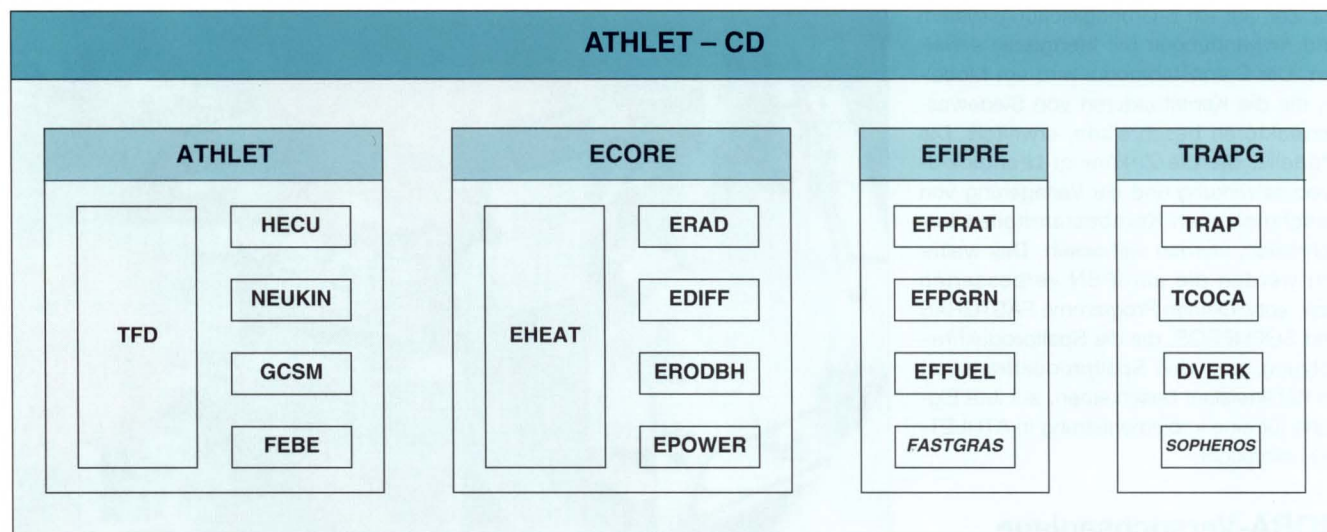


Bild 5.1: Programmschema von ATHLET-CD mit den Modulen für die thermofluidynamik des Kühlkreislaufs (ATHLET), das Brennstabverhalten (ECORE), die Spaltproduktfreisetzung (EFIPRE) und den Spaltprodukttransport (TRAPG)

Schmelzeverlagerung, das mechanische Brennstabverhalten (ERODBH) und die Leistungsfreisetzung im Brennstab (EPOWER). Die Verlagerung von Schmelze wird durch ein vereinfachtes Modell des KESS-Moduls CANDLE [3] beschrieben, der anhand von Einzeleffekttests verifiziert wird.

Im Modul EFIPRE [4] wird die Freisetzung von Spaltprodukten und Aerosolen nach einem Ratenansatz (EFPRAT) berechnet. Zusätzliche Modelle beschreiben die Diffusion im Brennstoffkorn (EFPGRN) und entlang der Korngrenzen (EFFUEL).

Der Modul TRAPG beschreibt den Transport und die Ablagerung von Spaltprodukten und von Aerosolen im Reaktorkühlkreislauf (TRAP). Er enthält eine Routine zur Bestimmung der Partikelgrößenverteilung (TCOCA) und ein eigenes Integrationsverfahren (DVERK). Durch die Kopplung dieser Module in einem Programm können Reaktorstörfallsequenzen ausgehend vom Normalbetrieb bis zur Kernschädigung einschließlich Freisetzung und Transport von Spaltprodukten unter Beibehaltung der Wechselwirkung zwischen den verschiedenen Modulen berechnet werden.

Die Thermofluidynamik von ATHLET wird zur Zeit auf ein 6-Grundgleichungssystem und Anwendungen mit Inertgasen erweitert. Der Brennstabmodul wird um Modelle, die die Kernstrukturen von Siedewasserreaktoren beschreiben, erweitert. Die Modelle, die die Zirkonium-Urandioxid-Wechselwirkung und die Verlagerung von geschmolzenen Kernbestandteilen beschreiben, werden verbessert. Des Weiteren werden die am IPSN verbesserten bzw. entwickelten Programme FASTGRAS und SOPHEROS, die die Spaltproduktfreisetzung bzw. den Spaltprodukttransport im Kühlkreislauf beschreiben, auf ihre Eignung für eine Implementierung in ATHLET-CD untersucht.

CORA-Versuchsanlage

Im Rahmen des CORA-Programms wurden in der CORA-Versuchsanlage (Bild

5.2) des Kernforschungszentrums Karlsruhe zwischen 1987 und 1993 insgesamt 19 Versuche durchgeführt. Ziel der Tests war, das integrale Verhalten von typischen Druck- und Siedewasserreaktorkernkomponenten unter den Bedingungen eines schweren Störfalls zu untersuchen. Bild 5.3 zeigt einen Aufriß des zentralen Teils der Versuchsanlage und einen Querschnitt durch das Testbündel. Beim Versuch CORA-13 bestand das Bündel aus 16 elektrisch beheizten Brennstabsimulatoren, 7 Brennstäben

und 2 Silber-Indium-Cadmium-Absorberstäben in druckwasserreaktortypischer Anordnung. Die Wärmeverluste des Bündels an die Umgebung wurden durch eine Umfassung aus Zirkonium und Zirkoniumoxid sowie durch eine Hochtemperaturabschirmung verringert. Durch Fenster in der Umfassung war das Beobachten des Bündels während des Versuchs mit Videokameras möglich. Der Versuch gliederte sich in zwei Phasen. In der ersten Phase erhöhte sich die Bündeltemperatur durch die elektrische Hei-

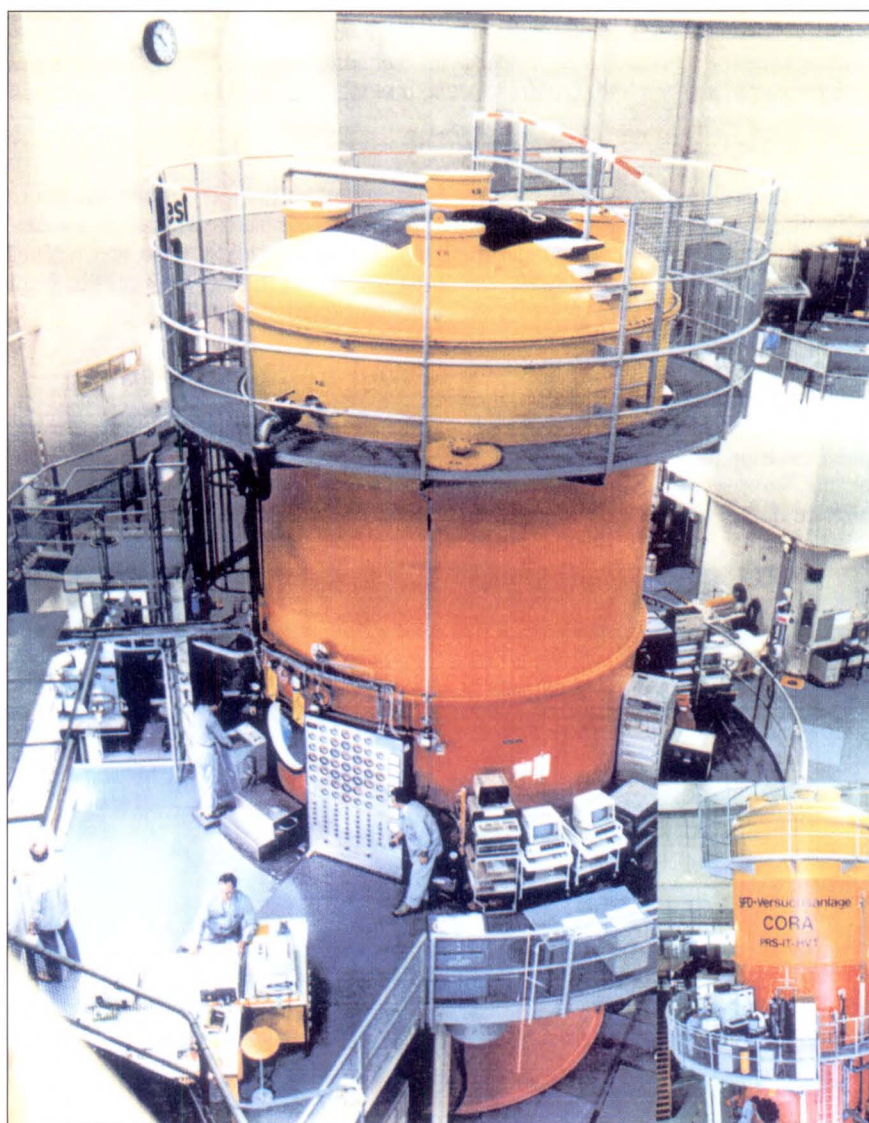


Bild 5.2: Die CORA-Versuchsanlage

zung und die exotherme Zirkonium-Wasserdampf-Reaktion auf etwa 2400°C. Zirkonium-Urandioxid-Schmelze bildete sich und verlagerte sich in den unteren Bündelbereich. Teile des Bündels wurden dabei zerstört. In der zweiten Phase wurde das heiße Bündel durch das Heben eines mit Wasser gefüllten Quenchzylinders von unten gequenchet. Durch die erneut einsetzende Zirkonium-Wasser-Reaktion heizten sich Teile des Bündels wieder auf, und ein starker Anstieg in der Wasserstoffherzeugung konnte beobachtet werden.

Das Bündel nach Entfernung der Isolierung zeigt Bild 5.4. Die Bündelumfassung ist bis zu einer Bündelhöhe von 500 mm vollständig und oberhalb 1100 mm teilweise erhalten. Die schwarze Färbung unterhalb 300 mm weist auf metallisches Zirkonium hin, die grau-weiße Färbung oberhalb auf Zirkoniumoxid. Zwischen 500 mm und 1100 mm ist die Bündelstruktur stark zerstört. Bei 500 mm bildete sich eine Blockade durch erstarrte Schmelze. In der Vergrößerung ist zu erkennen, daß ein Teil der Hüllrohre

geschmolzen ist und die UO_2 -Pellets freigelegt wurden (schwarze Färbung). Der andere Teil oxidierte (grau-weiße Färbung) und verblieb an der ursprünglichen Position.

Nodalisierung der Versuchsanlage

Die Nodalisierung der Versuchsanlage In ATHLET-CD zeigt Bild 5.5. Es wurden die 25 Stäbe des Bündels in 4 repräsentativen konzentrischen Stäben (ROD1-4), die Bündelumfassung (SHROUD) und der Hochtemperaturschild (SHIELD) simuliert. Mit zwei eindimensionalen Strömungskanälen wurden das Bündel (BUNDLE) und der Raum zwischen Bündelumfassung und Hochtemperaturschild, der während der Quenchphase vom Quenchzylinder ausgefüllt wird (BYPASS), modelliert. Besonderer Wert wurde dabei auf die richtige thermohydraulische Simulation der Queranströmung im unteren Bündelbereich und der Strömungsverzweigung durch die Fenster in der Bündelumfassung gelegt. Der obere Teil der Anlage war so gestaltet, daß das Rückströmen von Wasser in das Bündel während der Quenchphase verhindert werden sollte. In der Rechnung wurde dies durch zusätzliche Strömungsvolumina (SEPERATOR, DOWNFLOW) am oberen Ende des Bündels erreicht.

Der Strahlungswärmeaustausch zwischen Bündelumfassung und Hochtemperaturschild wurden explizit mit Hilfe des GCSM-Moduls modelliert. Der Einfluß des Argons auf die Hüllrohroxidation wurde durch eine Verringerung des Wasserdampfpartialdrucks für die Oxidation berücksichtigt. Die Quenchphase konnte mit einem aus dem Programm FLUT übernommenen Modell simuliert werden, das die Bewegung der Benetzungsfront beim Wiederbenetzen von heißen Strukturen bei niedrigen Drücken mit Korrelationen berechnet. Die Randbedingungen des Versuchs stammen aus [5].

Diskussion der Ergebnisse

Es ergab sich eine gute Übereinstimmung zwischen den gemessenen [6] und den

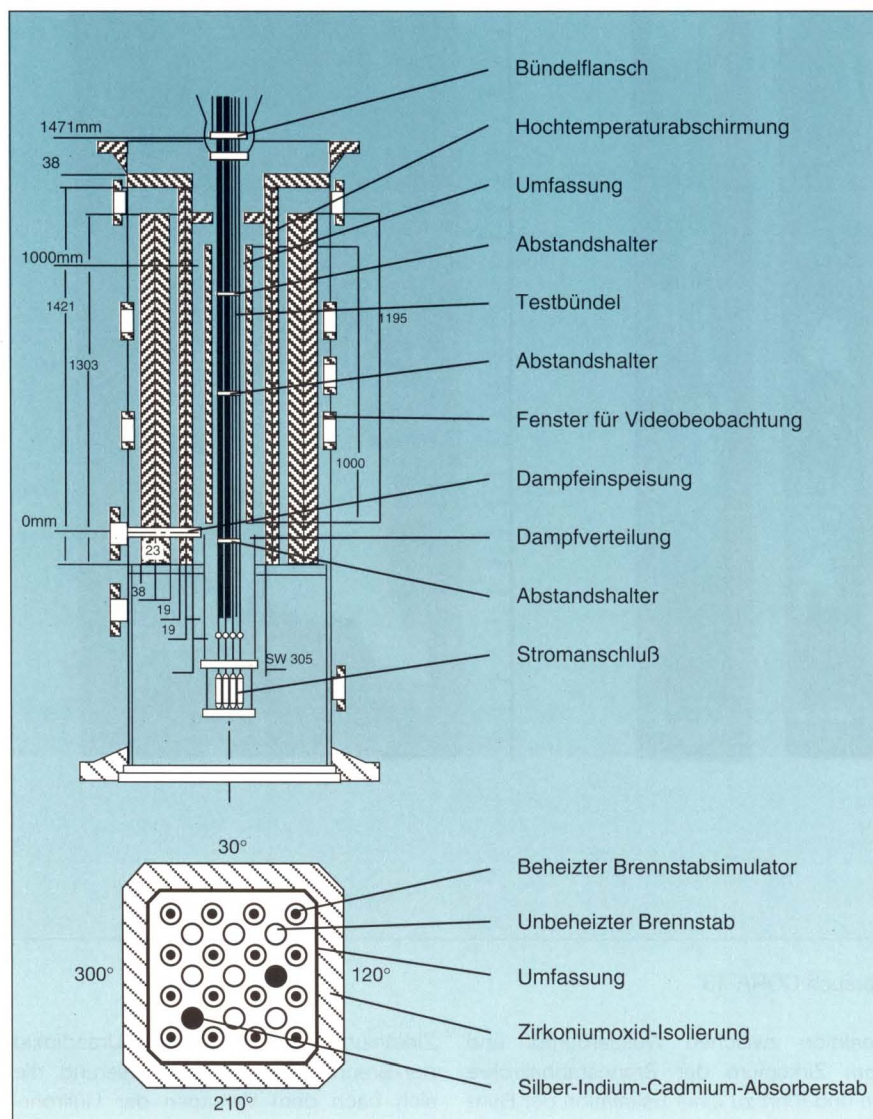


Bild 5.3: CORA-Bündelanordnung

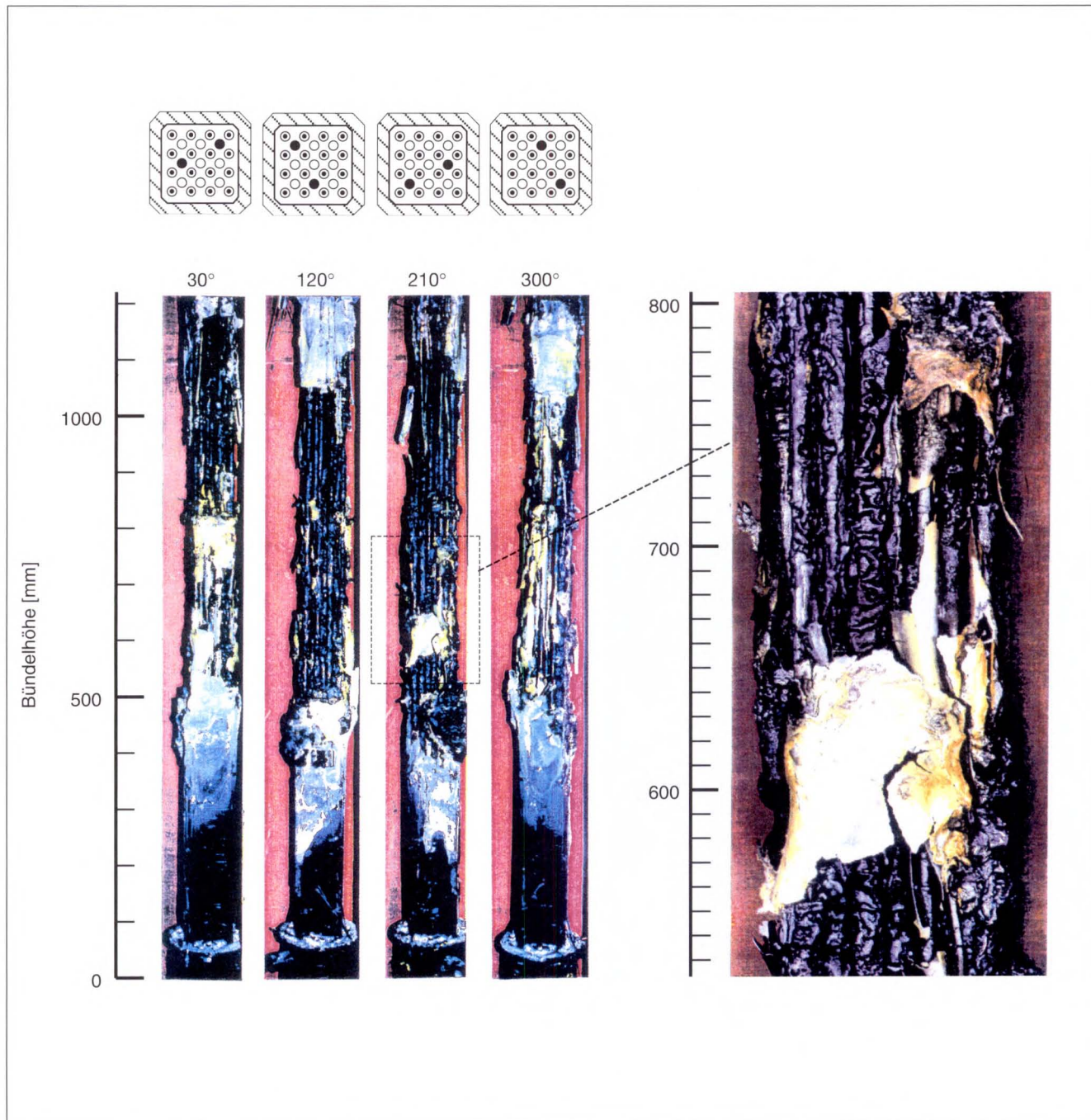


Bild 5.4: Bündel nach dem Quenchtest beim Versuch CORA-13

berechneten Temperaturen im Bündel (Bild 5.6). Zu Beginn der Aufheizphase erhöht sich die Temperatur im Bündel durch die elektrische Heizung um etwa 1 K/s. Bei 1200°C setzt die exotherme

Reaktion zwischen Wasserdampf und dem Zirkonium der Brennstabhüllrohre ein und führt zu einer Eskalation der Bündeltemperatur im oberen Bereich auf über 2000°C. Bei dieser Temperatur schmilzt

Zirkonium und bildet mit dem Urndioxid der Brennstoffpellets eine Legierung, die sich nach dem Versagen der Hüllrohr-oxidschicht nach unten verlagert und in kühleren Bündelbereichen wieder erstarrt.

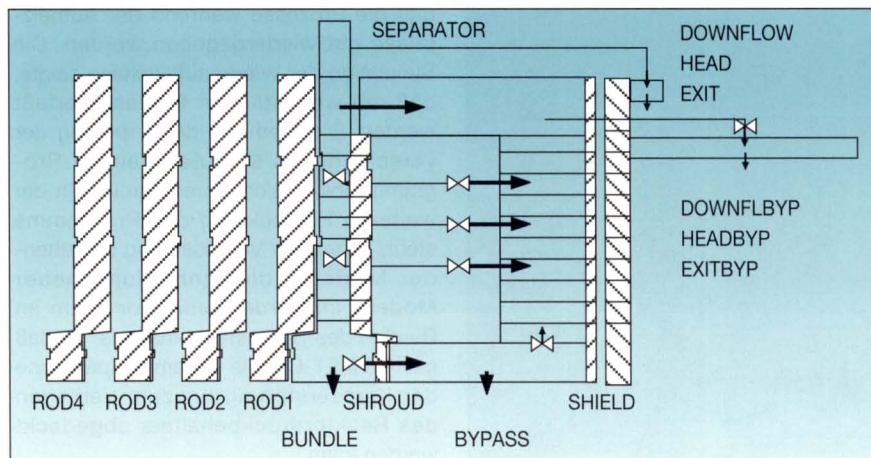


Bild 5.5: Nodalisierung in ATHLET-CD

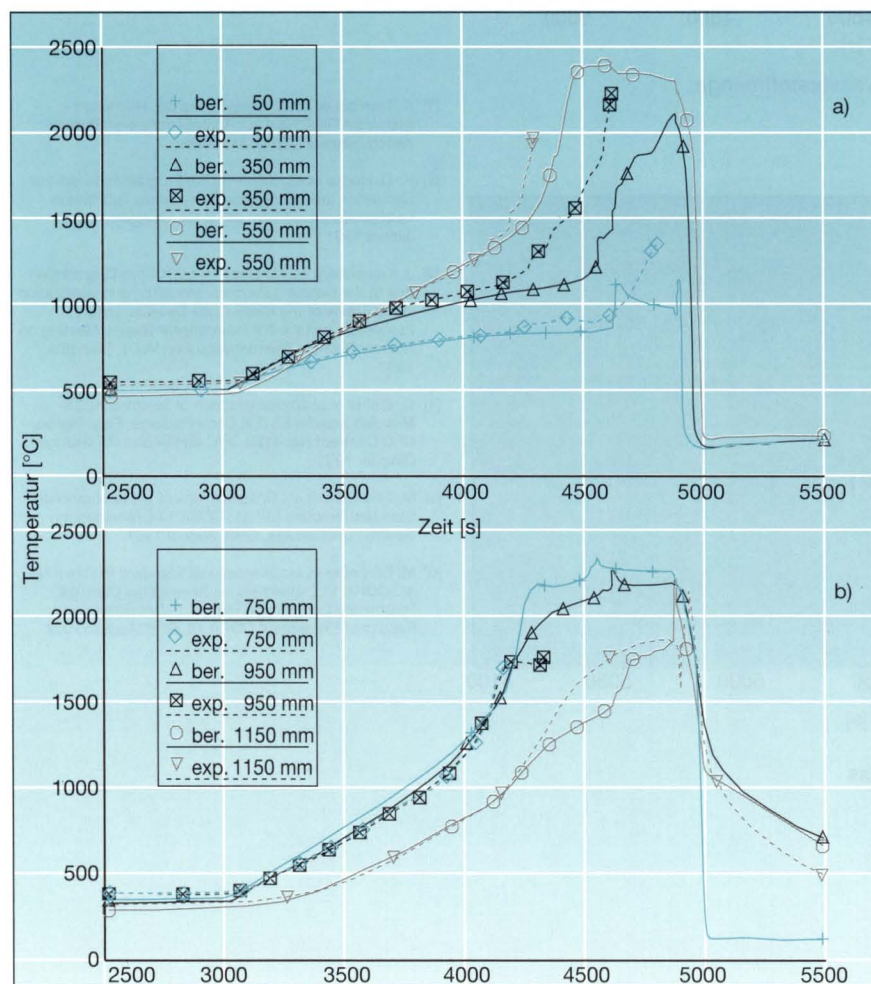


Bild 5.6: Brennstabtemperatur a) bei 50, 350 und 550 mm, b) bei 750, 950 und 1150 mm

Durch die Latentwärme der Schmelze erhöht sich auch dort die Temperatur. Im obersten Bündelbereich bei 1150 mm gibt es vor der Quenchphase keine Temperaturskalation, da die Oxidation durch Dampfangel begrenzt ist. Zu Beginn der Quenchphase steigt hier die Temperatur stark an aufgrund der Oxidation des noch vorhandenen Zirkoniums bei vergrößertem Dampfangebot. In den anderen Bündelbereichen findet dieser Temperaturanstieg im Gegensatz zum Experiment nicht statt, da der überwiegende Teil des Zirkoniums in den heißen Bündelbereichen entweder oxidierte oder in die unteren, kühleren Bündelbereiche verlagert wurde, wo die Temperatur zu niedrig war, um die Oxidation eskalieren zu lassen. Des weiteren fehlt in ATHLET-CD ein Modell, das die Erzeugung neuer metallischer Oberflächen durch Reißbildung in bzw. Abplatzen der Hüllrohroxidschicht während des Quenchens beschreibt, wie sie im Versuch auftrat.

Die gesamte berechnete Wasserstoffherzeugung ist bis zum Beginn des Quenchens so groß wie im Experiment (Bild 5.7). Wie im Experiment ergibt sich zu Beginn der Quenchphase eine Spitze in der Wasserstoffherzeugung. Der Anstieg der gesamten Wasserstoffherzeugung ist aber – aus den oben für die Oxidation angeführten Gründen – klein im Vergleich zum Experiment.

Das Heben des Quenchzylinders wurde durch einen entsprechenden Wassermassenstrom am unteren Bündelende simuliert. Der Wasserspiegel im Bündel (Bild 5.8) steigt in der Rechnung mit 0,8 cm/s etwas langsamer an als im Experiment (0,9 cm/s). Der Wasserspiegel am Ende der Quenchphase liegt mit 75 cm unter dem gemessenen Wasserspiegel von 95 cm. Der Unterschied ist verursacht durch Überschätzung der Menge des aus dem Bündel ausgestoßenen Wassers, da in der Rechnung der Rückfluß von Wasser in das Bündel verhindert wurde.

Schlußbemerkung

Durch die Nachrechnung des Versuchs CORA-13 mit ATHLET-CD wurde gezeigt,

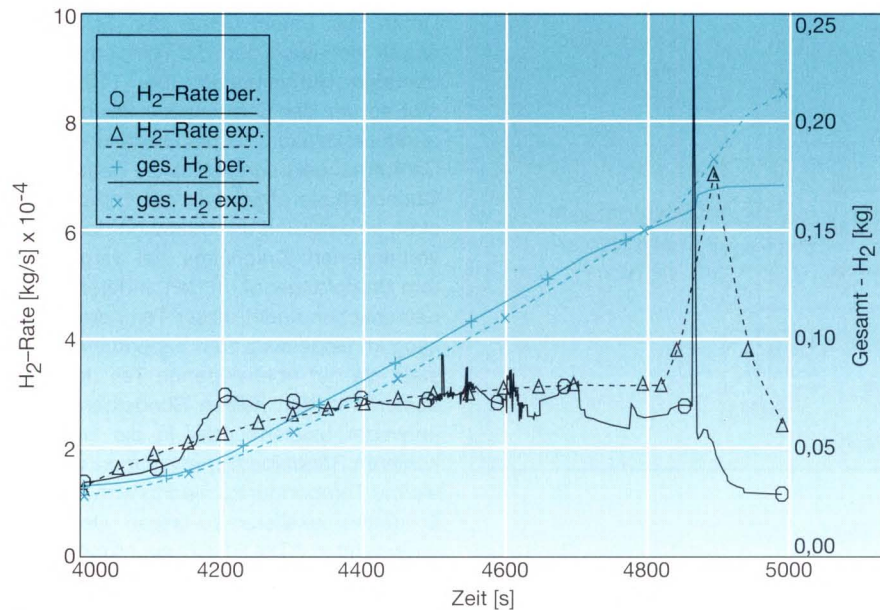


Bild 5.7: Wasserstoffproduktion und gesamt Wasserstoffmenge

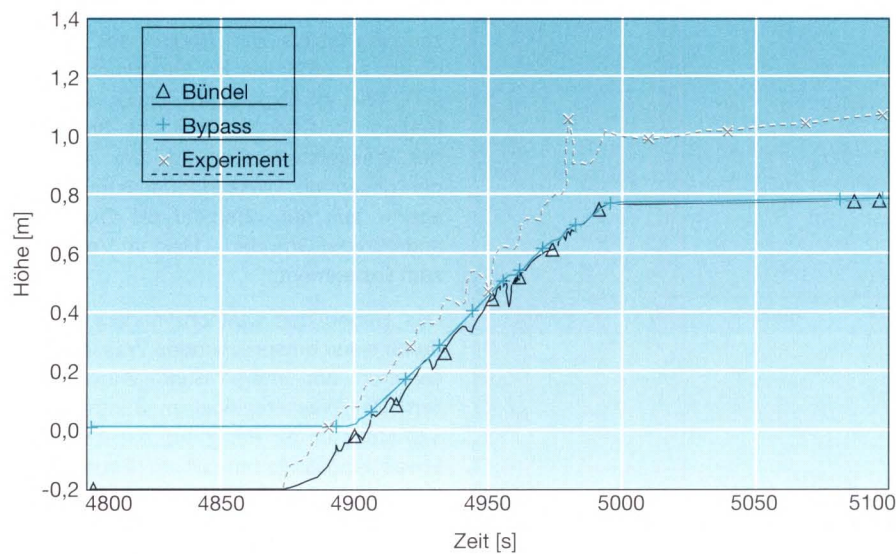


Bild 5.8: Wasserspiegel im Bündel und im Bypass

daß die Prozesse während der Aufheizphase gut wiedergegeben werden. Die Simulation der Wiederauffüllphase zeigte, daß die wesentlichen Prozesse erfaßt werden. Die Methode der Kopplung der verschiedenen Module in einem Programm erwies sich als erfolgreich. In der weiteren Entwicklung des Programms steht, neben der Verbesserung bestehender Modelle, die Einbindung neuer Modelle im Vordergrund, vor allem im Bereich des Brennstabverhaltens, so daß mit ATHLET-CD die gesamte Spätphase der Kernzerstörung bis zum Versagen des Reaktordruckbehälters abgedeckt werden kann.

J. Bestele, J.-D. Schubert, K. Trambauer

- [1] K. Trambauer et al.: Entwicklung des Rechenprogramms ATHLET-SA zur Analyse schwerer Störfälle; Abschlußbericht, GRS, Mai 1992
- [2] K.-D. Hocke et al.: KESS-III. Ein Programmsystem zur Simulation auslegungsüberschreitender Störfälle in Leichtwasserreaktoren, IKE 2-93, Stuttgart, Januar 1991
- [3] J. Kronenberg et al.: Onset of LWR Core Degradation due to the Candling Process: Modelling and Verification in the Frame of the KESS Code Development, Proceedings of the 6th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermohydraulics, Vol. I, Grenoble, 1993
- [4] G. Bleher et al.: Implementation of Selected KESS Modules into the ESTER Code Package, Final Report, CEC Contract No. 4188, JRC ISPRA and IKE Stuttgart, Oktober 1993
- [5] M. Firnhaber et al.: Specifications of the International Standard Problem ISP 31: CORA 13 Experiment on Severe Fuel Damage, GRS, August 1991
- [6] M. Firnhaber et al.: International Standard Problem No 31: CORA 13 Experiment on Severe Fuel Damage; Preliminary Comparison Report, 3. Description and Results of Experiment CORA 13, GRS, August 1992

5.2 Modellentwicklung zur Wasserstoffverbrennung in einem unterteilten Sicherheitsbehälter

Bei zahlreichen Störfallsequenzen ist mit der Freisetzung von Wasserstoff in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor zu rechnen. Hohe Wasserdampfanteile können die Wasserstoffverbrennung selbst bei ausreichend vorhandenem Sauerstoffanteil zwar verhindern. Der Wasserdampf kann allerdings durch Wärmeverluste kondensieren, und dann reichen zufällig entstehende oder bewußt eingebrachte elektrische Funken aus, das Gemisch aus Sauerstoff und Wasserstoff zur Reaktion zu bringen. Dieser Vorgang wird gelegentlich (besonders in der Prozeßindustrie) als Explosion bezeichnet, ungeachtet der Tatsache, daß diese Verbrennung sich langsam mit wenigen Metern pro Sekunde bis hin zur Schallgeschwindigkeit (Detonation) durch das Gasgemisch voranbewegen kann. Das Ziel aller Maßnahmen zur Verringerung der Störfallfolgen ist entweder das Verhindern jeglicher Verbrennungen durch Inertisierung der Atmosphäre, eine katalytische Rekombination unterhalb der Brennbarkeitsgrenzen oder eine gemäßigte Verbrennung durch bewußtes Zünden bald nach Überschreiten der Zündgrenzen. Für die Modellierung der Verbrennung ist es wichtig, daß solche Accident-Management-Maßnahmen bei den bestehenden deutschen Kernkraftwerken vorgesehen oder realisiert sind und so hochturbulente Verbrennungen bis hin zur Detonation praktisch auszuschließen sind.

Modellierung der Gasverbrennung in einem gekoppelten Raumsystem

Die analytische Beschreibung von Verbrennungen kann unterschiedliche Ziele verfolgen, wie Bild 5.9 verdeutlicht.

Soll das elementare Verständnis des Verbrennungsablaufes unter speziellen geometrischen Verhältnissen verbessert werden, bietet sich eine Beschreibung mit einem Code der numerischen Strömungsmechanik (CFD) an. Ein hoher Aufwand ist beim Erstellen der Eingabedaten und der Randbedingungen erforderlich, da die verwendeten Turbulenzmodelle sensibel auf Unschärfen in der dargestellten Geometrie reagieren. Für einen Sicherheitsbehälter mit seinen zahlreichen Einbauten existieren keine Vorstellungen darüber, welche Vereinfachungen in der codeseitigen Darstellung sich wie auf die Ergebnisse der Verbrennungsrechnung auswirken. Zahlreiche Parameteruntersuchungen wären durch die hohen Rechenzeiten sehr aufwendig.

Die Anwendung eines solchen Codes im Rahmen einer komplexen Störfallanalyse ist nur durch die Kopplung mit einem

integralen Code für Geometrieausschnitte und Teilprozesse denkbar. Ziel muß es daher sein, vereinfachte Modelle zu entwickeln, deren Anwendung auf komplexe Systeme überschaubar bleibt, und diese durch Experimente und für einzelne Phänomene auch durch CFD-Codes abzusichern. Dafür steht das Konzept der Mittelung über größere Raumbereiche (lumped parameter) zur Verfügung. Für gasdynamische Prozesse im Sicherheitsbehälter

wurde bei der GRS der Code RALOC entwickelt, der auch die Basis für die folgende eigene Modellentwicklung zur Wasserstoffverbrennung darstellt.

Die Verbrennung im Rahmen detaillierter Betrachtung (CFD) wird als in einer Reaktionszone ablaufend angesehen. Im seltenen laminaren Zustand wird der zeitliche Umsatz, die Reaktionsrate, maßgeblich durch die Reaktionskinetik (Arrhenius-Ansatz) bestimmt. Bei der turbulenten Verbrennung wird gewöhnlich von einer direkten Proportionalität zwischen dem Zerfall von Wirbeln (Dissipation) und der Intensität der chemischen Reaktion ausgegangen. Da jedoch die chemische Reaktion nicht beliebig schnell ablaufen kann, ist es üblich, die chemische Induktionszeit, die wiederum reaktionskinetisch bestimmt ist, zur Begrenzung der Reaktion heranzuziehen (Löscheffekte).

Sowohl das Teilmodell zur Reaktionsrate als auch das Turbulenzmodell enthalten eine Reihe von Konstanten, die bei verschiedenen Anwendungen öfter anders belegt werden müssen [5, 6]. Das deutet auf Vereinfachungen der Physik des Verbrennungsvorganges hin, weshalb auf solche Modelle auf die Justierung an signifikanten Experimenten angewiesen sind. Der zweite Zweig der Modellierung nach Bild 5.9 ist dazu bestimmt, als Teilmodell einer gesamten Störfallanalyse zu dienen.

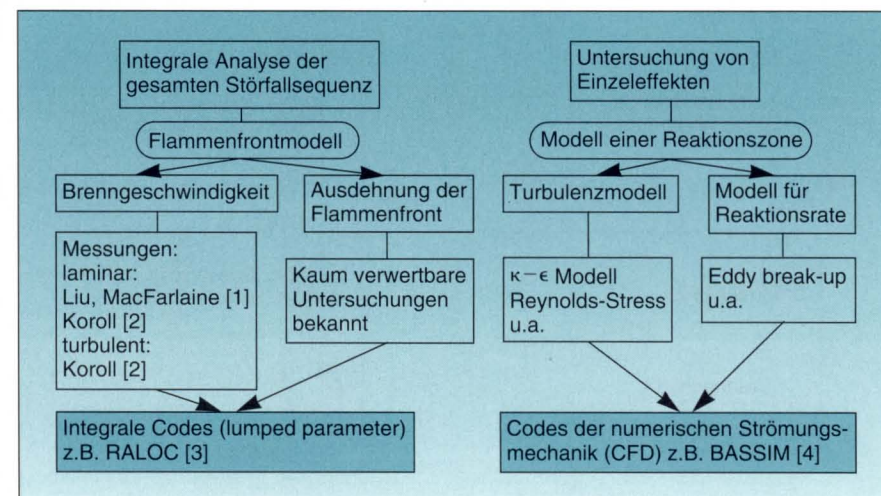


Bild 5.9: Prinzipielle Möglichkeiten zur Modellierung von Verbrennungen

Daher muß im Modell auf die Randbedingungen des gesamten Codesystems Rücksicht genommen werden. Besonders zu erwähnen ist das Fehlen eines Turbulenzmodells, weil üblicherweise die Impulserhaltung für die außerhalb der Verbrennung schwachen Gasströmungen keine merkbare Rolle spielt. Darüber hinaus ist eine räumliche Auflösung im

Rechengebiet nur dadurch zu erreichen, daß Vielfachunterteilungen vorgenommen werden. Jede Zone für sich befindet sich aber durch die fehlende Impulsübertragung in einem Ruhezustand. Bei den schnell ablaufenden Verbrennungsprozessen kann eine solche Vorgehensweise hinderlich sein, und ein Verbrennungsmodell muß sich an den physikalisch gege-

benen Grenzen (Wänden) und nicht an rechentechnisch durchaus notwendigen künstlichen Unterteilungen orientieren. Die räumliche Abhängigkeit muß durch das Modell selbst geliefert werden.

Ein solches Verbrennungsmodell stellt die pro Zeiteinheit umgesetzte Wasserstoffmasse als das Produkt einer Brenngeschwindigkeit und einer Oberfläche, an der die Verbrennung stattfindet, dar. Für die Brenngeschwindigkeit gibt es Messungen, jedoch für die in verschiedenen Stadien der Verbrennung entstehende Flammenoberfläche kaum [7]. Aus demnächst beginnenden, neuen Experimenten zur Verbrennung bei Battelle und an der TU München werden jedoch weitere Daten erwartet.

Derzeit scheint es sinnvoll, ein solches Modell vor Benutzung in Störfallanalysen auf eine Reihe relevanter Experimente so anzuwenden, daß die fehlenden Informationen zur Brennoberfläche beschafft werden können. Dies soll neben dem Verbrennungsmodell selbst in den folgenden beiden Abschnitten kurz beschrieben werden.

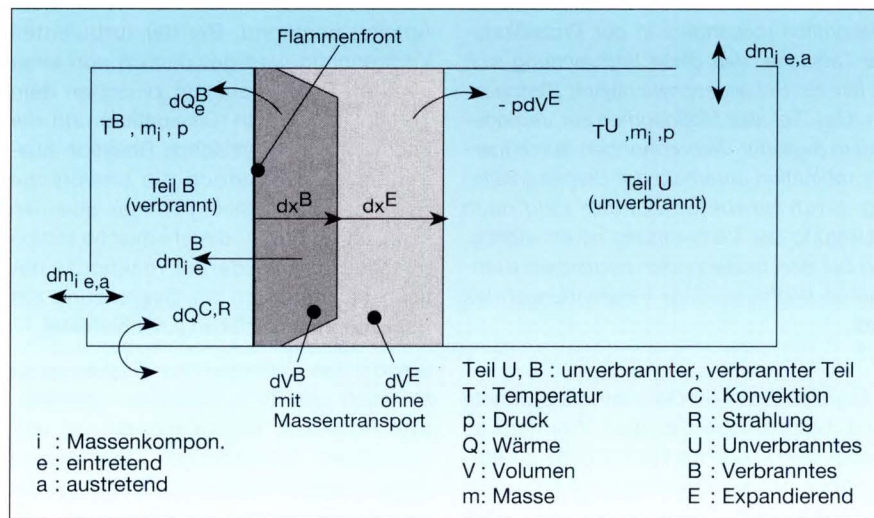


Bild 5.10 : Eindimensionales Verbrennungsmodell für RALOC

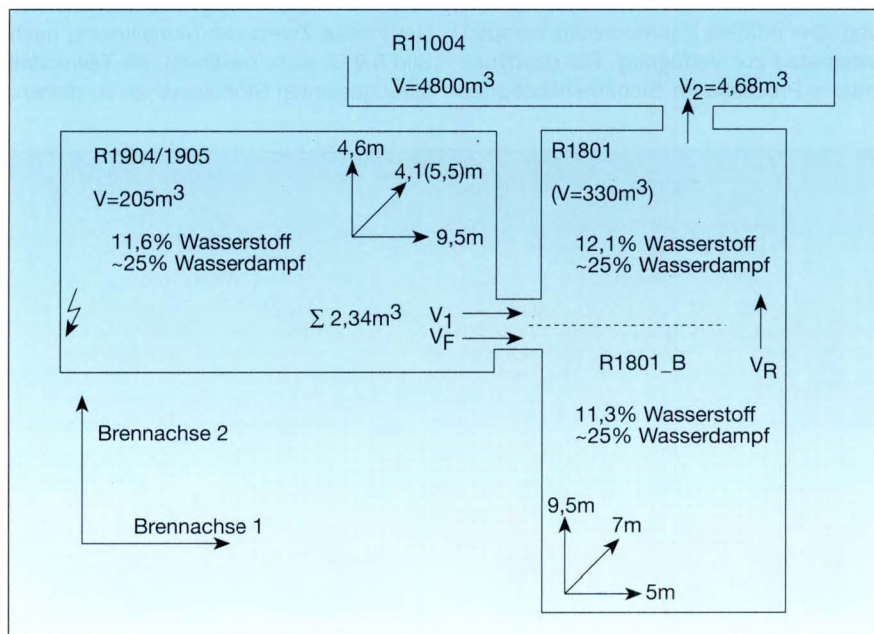


Bild 5.11: Nodalisierung für den Versuch E12.3.3

Das Flammenfrontmodell DECOR in RALOC

Das Flammenfrontmodell als eindimensionaler Ansatz wird in RALOC in der in Bild 5.10 gezeigten Form verwendet. Dieses Modell geht von einer idealen Trennung des unverbrannten und des bereits verbrannten Gases aus. Die Flammenfront in der ebenen, „mittleren“ Darstellungsweise dient bei der Flammenfortpflanzung als Bezugsgröße. Für die Verbrennung selbst nimmt sie Werte größer oder kleiner als die Raumquerschnittsfläche an, je nach Verbrennungssituation. Die als Folge der chemischen Reaktion auftretende Gasexpansion wird implizit im Modell berücksichtigt und ist auch vom gasdynamischen Verhalten der umgebenden Räume abhängig. Dadurch werden Gasaustauschvorgänge vor oder hinter der Flammenfront in die resultierende Bewegung der Flamme mit einbezogen, so daß in Extremfällen trotz posi-

tiver Brenngeschwindigkeit auch negative Flammgeschwindigkeiten auftreten können.

Nachrechnung von Deflagrationsversuchen der Serie E12 am HDR

Bei der Nachrechnung der verschiedenen Verbrennungsversuche der Serie E12 (insgesamt sieben Versuche) im HDR-Sicherheitsbehälter ist es Ziel, neben der Wiedergabe der Druck- und Temperaturverläufe auch Informationen über die sich einstellende Brennoberfläche entsprechend dem verwendeten Verbrennungsmodell abzuleiten und diese im Zusammenhang mit anderen Experimenten so zu verallgemeinern bzw. zu klassifizieren, daß eine Extrapolation und Anwendung auf reale Raumanordnungen möglich wird. Natürlich ist bei einem solchen Verfahren durch die Übertragung auf unbekannte Verhältnisse mit Einbußen in der Aussagefähigkeit zu rechnen. Der Grad der Unsicherheit kann jedoch durch Anwendung auf viele verschiedene Experimente klein gehalten werden.

Die Verbrennungsversuche am HDR wurden in einem Raumvolumen von etwa 550 m^3 durchgeführt. Es sind somit Versuche, die größtmäßig realen Anordnungen in einem deutschen Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor am nächsten kommen. Bild 5.11 zeigt die vereinfachte Darstellung der Versuchsräume für einen ausgewählten Versuch. Die elektrische Zündung erfolgt an einem geschlossenen Raumende, so daß die entstehende Flamme zuerst den Raum R1904/05 durchläuft, dann in beide Teilräume R1801 und R1801_B eindringt und dort das Wasserstoff-Luftgemisch zur Reaktion bringt. Der als Folge der Verbrennung entstehende Überdruck verursacht schließlich eine Expansionsströmung in den nicht mit Wasserstoff gefüllten sehr großen Raum R11004 und führt zum Druckausgleich. Dieses Experiment mit zwei beaufschlagten Versuchsräumen kann als repräsentativ für eine größere Kette von Räumen im Sicherheitsbehälter angesehen werden,

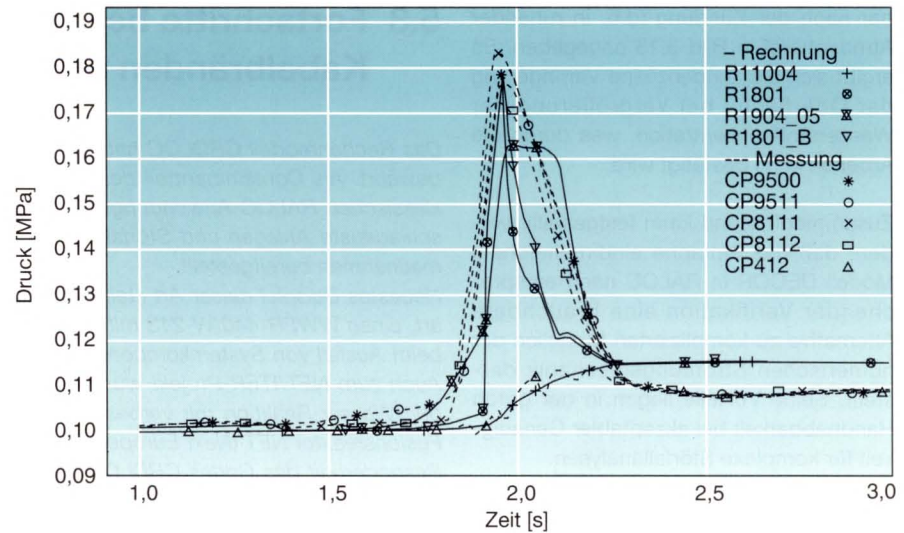


Bild 5.12: Druckverlauf in den Versuchsräumen beim Verbrennungsexperiment E12.3.3

da sich dort die Grundtypen Verbrennung in ruhender Atmosphäre (langsam) und in turbulent vorgemischter Atmosphäre (schnell) in entsprechender Weise wiederholen. Bild 5.12 zeigt den Vergleich der zeitlichen Druckverläufe zwischen Rechnung und Experiment für den in Bild 5.11 beschriebenen Versuch. Die Dynamik des Druckaufbaus wird gut wiedergegeben. Die Analyse aller Verbrennungsversuche am HDR im Hinblick auf die Flammen-

frontgröße zeigt die verschiedensten Verbrennungsformen, die sich durch die Geometrie des Verbrennungsraumes (Verhältnis Durchmesser/Länge), die Ausbreitungsrichtung der Flamme, den Turbulenzzustand, die Anfangskonzentration des Wasserstoffs u. a. unterscheiden. Dieses breite Feld von Einflußgrößen soll durch eine Klassifizierung zusammengefaßt werden. Als Beispiel sind die Flächen-

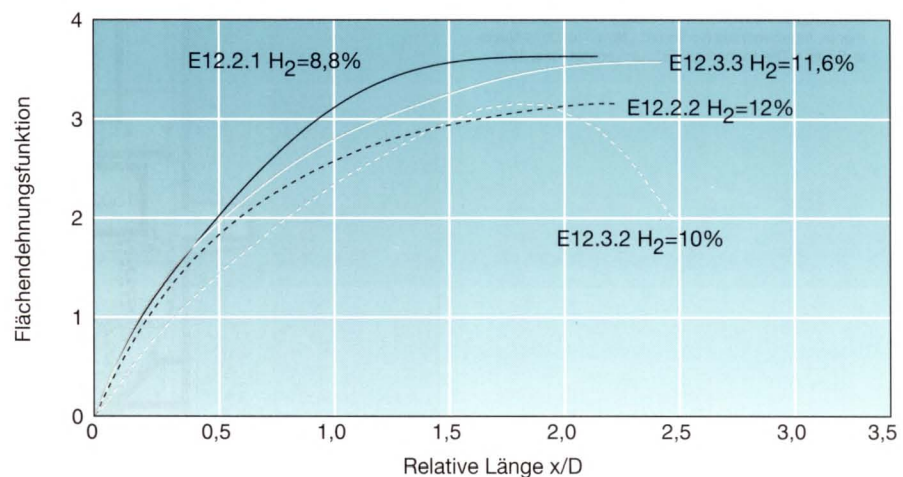


Bild 5.13: Flächendehnungsfunktionen für Verbrennung in einem Raum mit ruhender Atmosphäre bei den Versuchen der Serie E12

bar nach der Zündung (d.h. in ruhender Atmosphäre) in Bild 5.13 angegeben. Es ergibt sich als Tendenz eine Verringerung der Oberfläche bei Vergrößerung der Wasserstoffkonzentration, was durch die Arbeiten in [7] bestätigt wird.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, daß das einfache eindimensionale Modell DECOR in RALOC nach entsprechender Verifikation eine brauchbare Alternative zu komplizierten Modellen der numerischen Strömungsmechanik darstellt. Seine Vorteile liegen in der guten Handhabbarkeit bei akzeptabler Genauigkeit für komplexe Störfallanalysen.

M. Heitsch

5.3 Fortschritte bei der Simulation von Öl- und Kabelbränden mit dem Code CRDLOC

Das Rechenmodell CRDLOC hat sich als Systemcode mit weitem Anwendungsgebiet bewährt. Als Containmentteil des GRS-Analysesimulators [1] wurde der Code für die klassischen RALOC-Anwendungsfälle Druckaufbau und Wasserstoffverteilung für verschiedenste Anlagen und Störfallabläufe sowie für die Beurteilung von Containmentmaßnahmen bereitgestellt.

Neuestes Beispiel dieser Art stellte die Anwendung auf einen Reaktor russischer Bauart, einen WWER-440/W-213 mit Naßkondensator dar, bei der auch die Auswirkungen beim Ausfall von Systemkomponenten des Containments beurteilt werden können [2]. Auch zum NET/ITER-Projekt wurde 1992 eine neuere Studie zur Simulation der Graphit-Wasser-Reaktion mit verbesserter Modellierung als Teil der Störfallanalyse beim Fusionsreaktor NET (Next European Torus) vorgestellt [3].

Besonderheit des Codes CRDLOC aber ist die Behandlung chemischer Vorgänge, an denen eine Dampf- oder Luftatmosphäre beteiligt ist.

[1] D.D.S.Liu, R. MacFarlane: Combustion and Flame, Vol. 49, 1983

[2] G.W. Koroll, R.K. Kumar, E.M. Bowels: Burning Velocities of Hydrogen-Air Mixtures, Combustion and Flame, Vol. 94, 1993

[3] RALOC mod4.0, User's Manual, GRS, in Vorbereitung

[4] A.K. Rastogi: BASSIM - H2 (Mod 1.0), User's Manual, Battelle Ingenieurtechnik GmbH, 1993

[5] B.F. Magnussen, B.H. Hjertager: On Mathematical Modelling of Turbulent Combustion with Special Emphasis on Soot Formation and Combustion, 16. Symposium on Combustion, Combustion Institute, 1976

[6] P. Shah, D.R. Glynn: Use of a Flame Front Model for Numerical Prediction of Combustion in a Spark-Ignition Engine, CHAM Limited, England, 1989

[7] M. Carcassi, F. Fineschi, S. Lanza: Flame Propagation in Hydrogen-Air Mixtures in Partially Confined Environments, Internationale Konferenz „New Trends in Nuclear System Thermohydraulics“, Universität Pisa, 1994

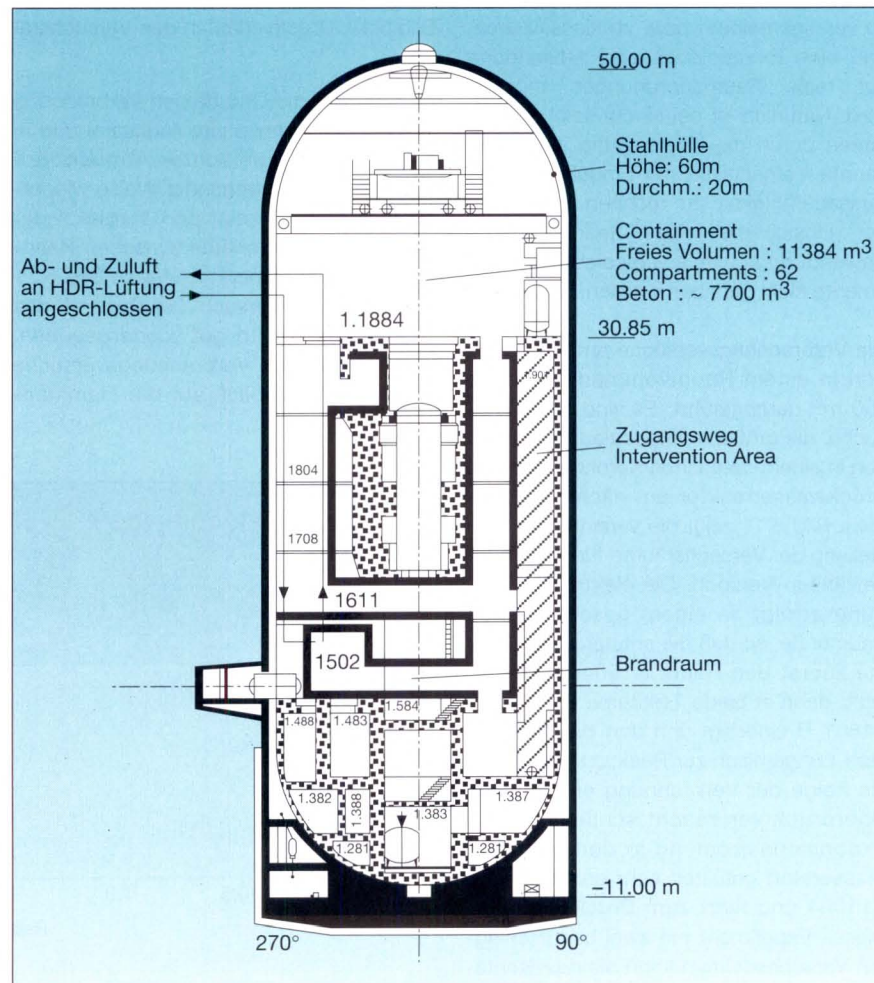


Bild 5.14: HDR-Containment mit Brandraum für die Versuche E 41.7 und E 42.2

Simulation von Ölbränden

Dieser Fall war, in einfacherer Form, bereits im GRS-Jahresbericht 1987 aufgezeigt worden. Damals allerdings war es noch nicht möglich, die Pyrolyse einer Ölvorlage realistisch zu prognostizieren; vielmehr war sie als gemessene Größe vorzugeben. Zwischenzeitlich wurden auf diesem Gebiet erhebliche Fortschritte erzielt. Die Nachrechnung eines aufwendigen Ölbrandversuches am Heißdampfreaktor (HDR) [4] zeigt selbst für die dort vorliegenden komplizierten Verhältnisse gute Übereinstimmung.

Das Experiment zeichnet sich dadurch aus, daß in einer 2 m² großen Stahlwanne 40l Öl entzündet wurden. Nach einiger Zeit wurde Öl mit variabler Rate nachgespeist. Die Ventilationsbedingungen wurden im Verlauf des Versuches mehrfach geändert, d. h. die Gebläse rate variiert sowie Türen geöffnet und geschlossen. Die Bilder 5.14 und 5.15 geben einen Eindruck von der Versuchsanlage und vom Brandraum, Bild 5.16 von den zeitlich unterschiedlichen Ventilationsbedingungen und der Nachspeisung.

Trotz dieser komplizierten Randbedingungen war das Rechenmodell in der Lage, die verschiedenen physikalischen und chemischen Phänomene des Experiments zu beschreiben und Zusammenhänge zu erklären. Dies liegt vor allem daran, daß das neue Pyrolysemodell auf jegliche Art semiempirischer Korrelationen verzichtet und nur auf sogenannten „first principles“ aufbaut. Die Verdampfung des Öls wird ausschließlich anhand des für die Öllache berechneten Temperaturprofils berechnet, d. h. letztlich anhand des Energieeintrages aus den darüber liegenden Reaktionszonen. Die Berechnung der Reaktion des Öldampfes mit Luft erfolgt anhand der sich einstellenden Randbedingungen, wie Temperatur, Sauerstoff- und Pyrolysegas-Gehalt. In den Bildern 5.17 und 5.18 ist die Unterteilung des Brandraumes in Rechenzonen zu sehen. Die Zeitdiagramme in Bild 5.17 zeigen die Öltemperaturen, die Abnahme der Öllache und die sogenannte Abbrandrate (rote Kurve). Die

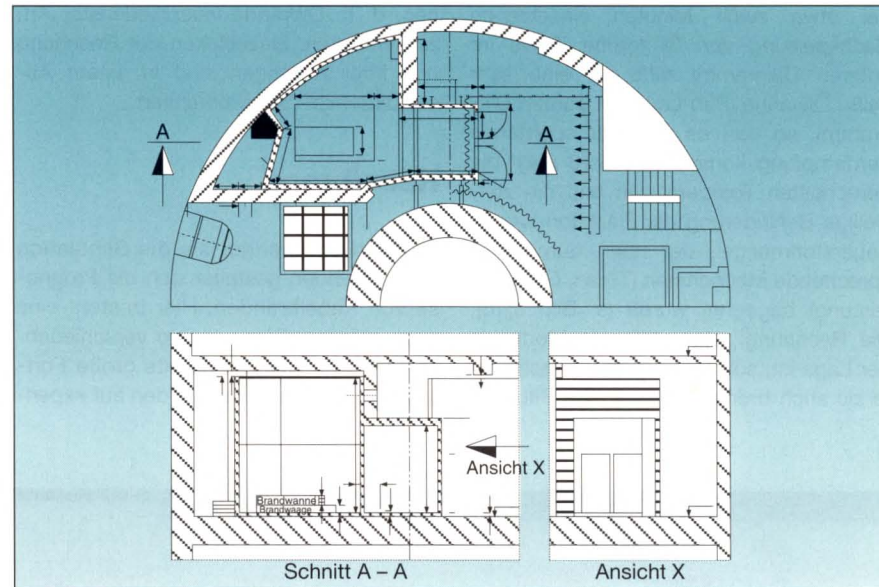


Bild 5.15: Brandraum-Schnitte

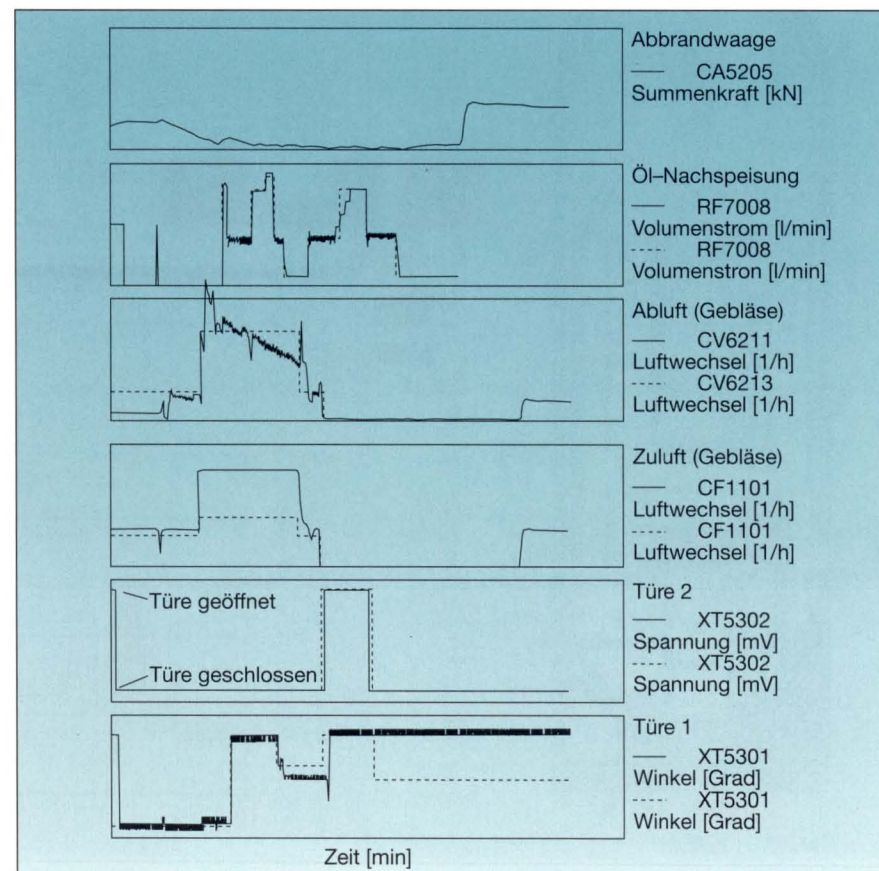


Bild 5.16: Versuchsablauf bei Versuch E 41.7

bei etwa zwölf Minuten einsetzende Nachspeisung von Öl (grüne Kurve im unteren Diagramm) trifft auf eine sehr heiße Ölwanne (Pan Layer im oberen Diagramm), so daß es zu einer spontanen Verdampfung kommt. Bild 5.18 zeigt die berechneten Temperaturen und die zeitweilige Behinderung der Reaktion wegen Sauerstoffmangel, der dann durch entsprechende Maßnahmen (Türen, Gebläseleistung) begegnet wurde (s. Bild 5.16). Die Rechnung zeigt, daß das Modell in der Lage ist, sowohl ventilationsgesteuerte als auch brennstoffgesteuerte Situatio-

nen, d. h. Ölbrände verschiedenster Art, zu simulieren. Einzelheiten der Rechnung und ihrer Aussagen sind in einem Abschlußbericht [5] dokumentiert.

Kabelbrand

Deutlich schwieriger als die Simulation von Ölbränden gestaltet sich die Prognose von Kabelbränden. Hier besteht eine noch stärkere Rückwirkung verschiedenster Effekte. Obwohl bereits große Fortschritte erzielt wurden, werden auf experi-

menteller wie auch auf analytischer Seite weitere Anstrengungen erforderlich sein. Sehr hilfreich für die Codeentwicklung und das Verständnis der Vorgänge sind Grundlagenversuche. Wie sich anhand von Vergleichen mit finnischen Laborexperimenten [6] zeigt, ist das völlig neu entwickelte PVC-Pyrolysemodell in der Lage, das Materialverhalten gut zu erfassen. Wie beim Ölbrandmodell wurde auch hier der deterministische Weg gewählt und auf semiempirische Hilfsmittel verzichtet. Die Rechnung [7] zeigt eine gute Übereinstimmung, die quantitativ

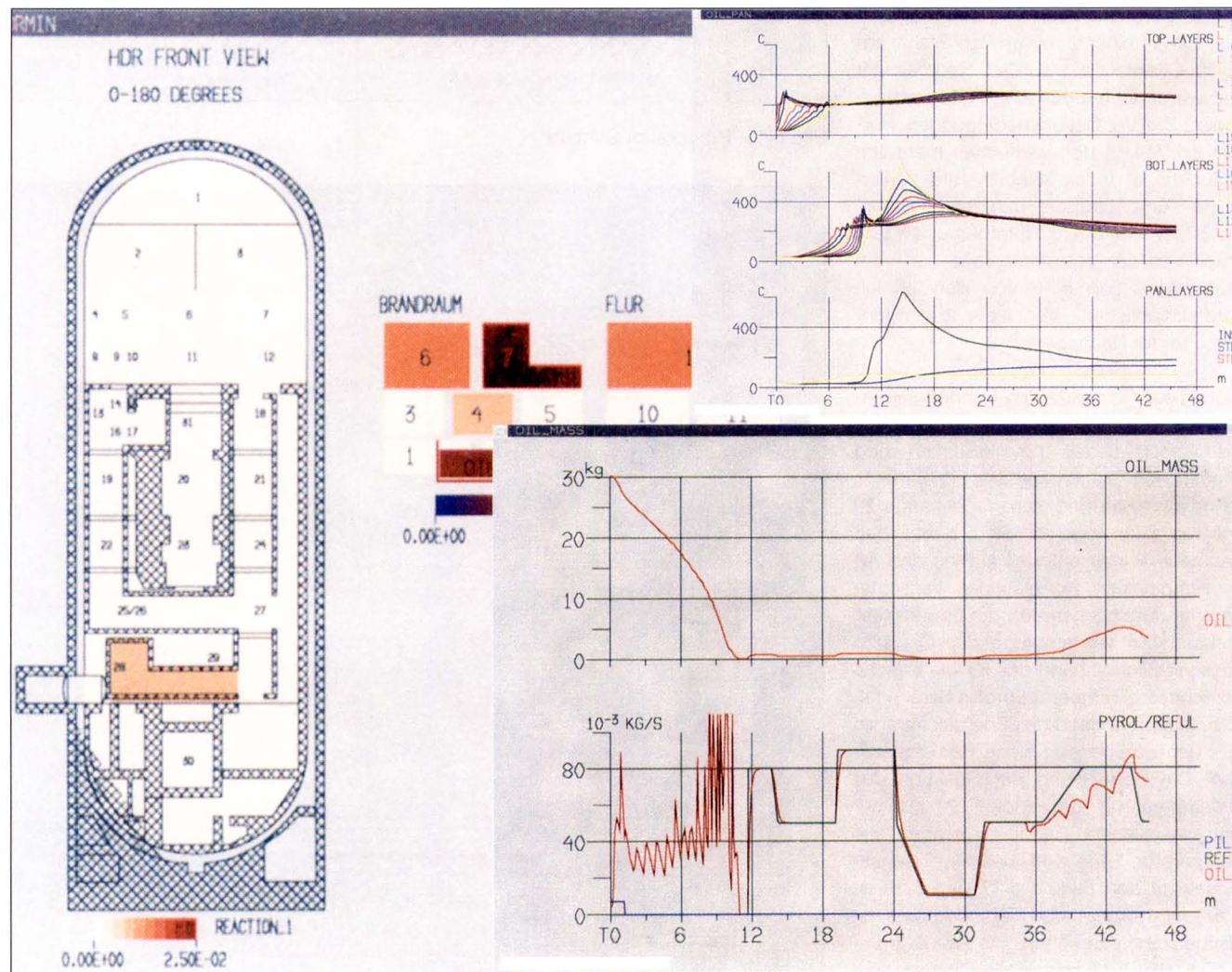


Bild 5.17: Berechnete Ölaufheizung und Pyrolyse (Ölpool mit Nachspeisung) bei Versuch E 41.7

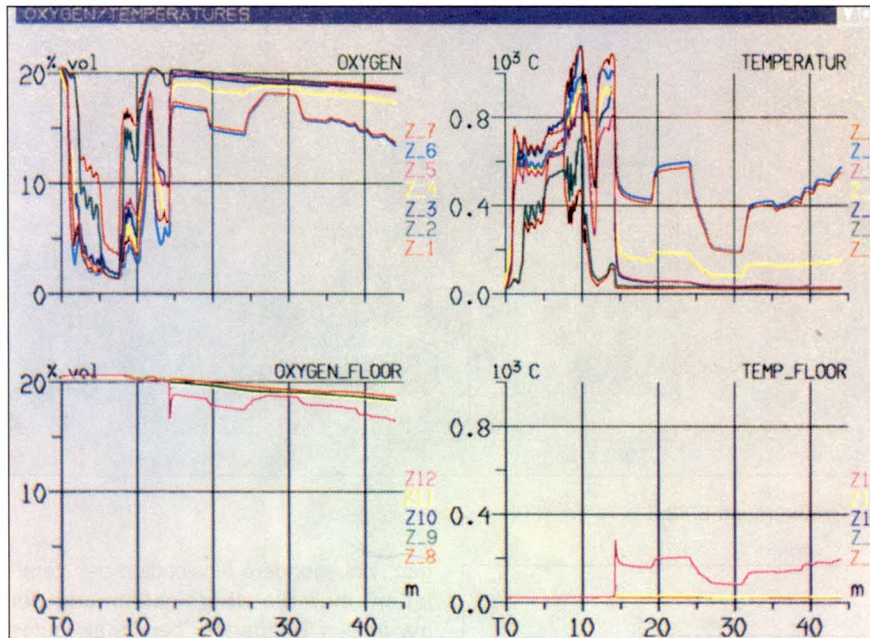


Bild 5.18: Berechnete Temperaturen und Sauerstoffkonzentrationen im Brandraum und Flur bei Versuch E 41.7

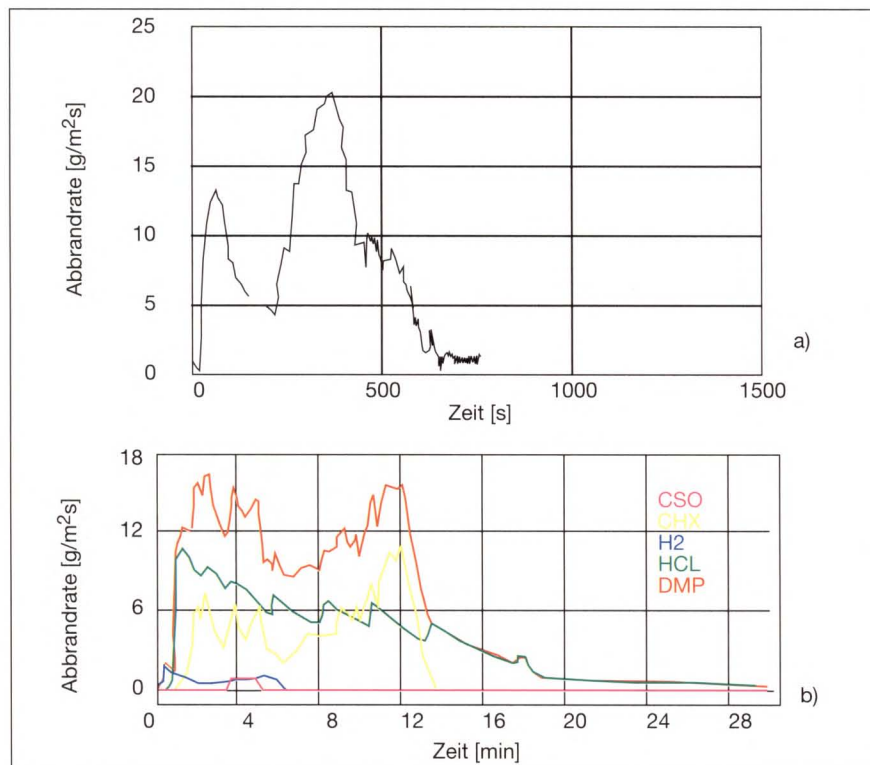


Bild 5.19: Abbrandrate von im Versuch E 42.2 verwendeten Signalkabeln (Aufheizung 30 kW/m²) a) gemessen, b) berechnet

nahezu den gleichen Wert liefert. Sie erklärt zudem das im Experiment beobachtete zeitlich versetzte Auftreten zeitlich versetzter Maxima der Abbrandrate (Bild 5.19).

Im Unterschied zum flüssigen Brandgut (z. B. Öl) werden beim plastischen Brandgut vier verschiedene flüchtige und verschieden reagierende Substanzen unterschieden. Die in Bild 5.19 oben gezeigte, gemessene Abbrandrate ist das Resultat der Überlagerung der verschiedenen Komponenten und Fraktionen. Die im Bild unten wiedergegebene Rechnung unterscheidet den Beitrag von vier Fraktionen zum Abbrand von PVC:

- leicht flüchtiger Wasserstoff (blau)
- Salzsäuredampf (grün)
- schwer flüchtige Kohlenwasserstoffe (gelb)
- verbleibender fester Rückstand (pink).
- Die oberste rote Kurve repräsentiert die Summe der Einzelbeiträge, wie sie im Experiment gemessen wurde.

Im Großversuch und in den Laborexperimenten wurden die gleichen Kabel verwendet. Im Großversuch allerdings waren verschiedene Kabel auf mehreren Kabelpools als mögliche Brandlast gleichzeitig vorgegeben. Ihre Anordnung zeigt Bild 5.20. Der Versuch fand im gleichen, bereits in Bild 5.14 und 5.15 gezeigten Brandraum statt.

Die Ventilationsverhältnisse dieses Experimentes sind aufgrund einer aufspringenden Türe und sich zusetzender Filter schwer definierbar. Überhaupt verläuft das Experiment deutlich anders als erwartet, so daß Vergleiche von Rechnung und Experiment problematisch werden. Einzelheiten zur Rechnung und ihrer Interpretation sind dem Abschlußbericht [7] zu entnehmen. Trotz der erheblichen Unterschiede zwischen der Spezifikation für die Rechnung und den tatsächlichen Abläufen im Experiment kann zumindest in der Anfangsphase eine gewisse Übereinstimmung festgestellt werden. In Bild 5.21 sind gemessene und berechnete Brandraumtemperaturen gezeigt.

Angesichts der Sensitivität derartiger Vorgänge auf verschiedene Randbedingungen

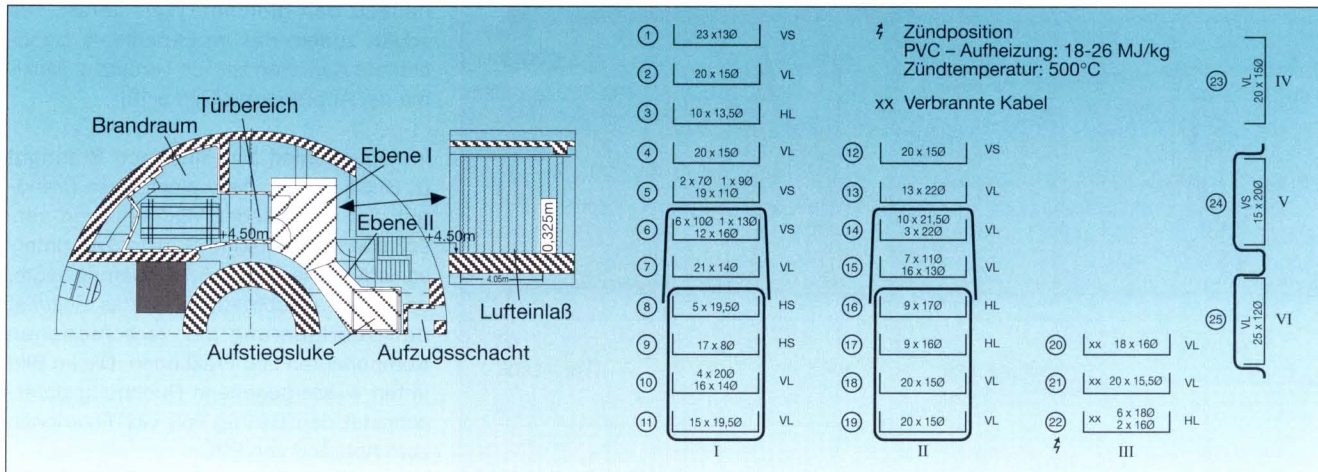


Bild 5.20: Brandraum und Kabeltrassen im HDR-Großversuch E 42.2

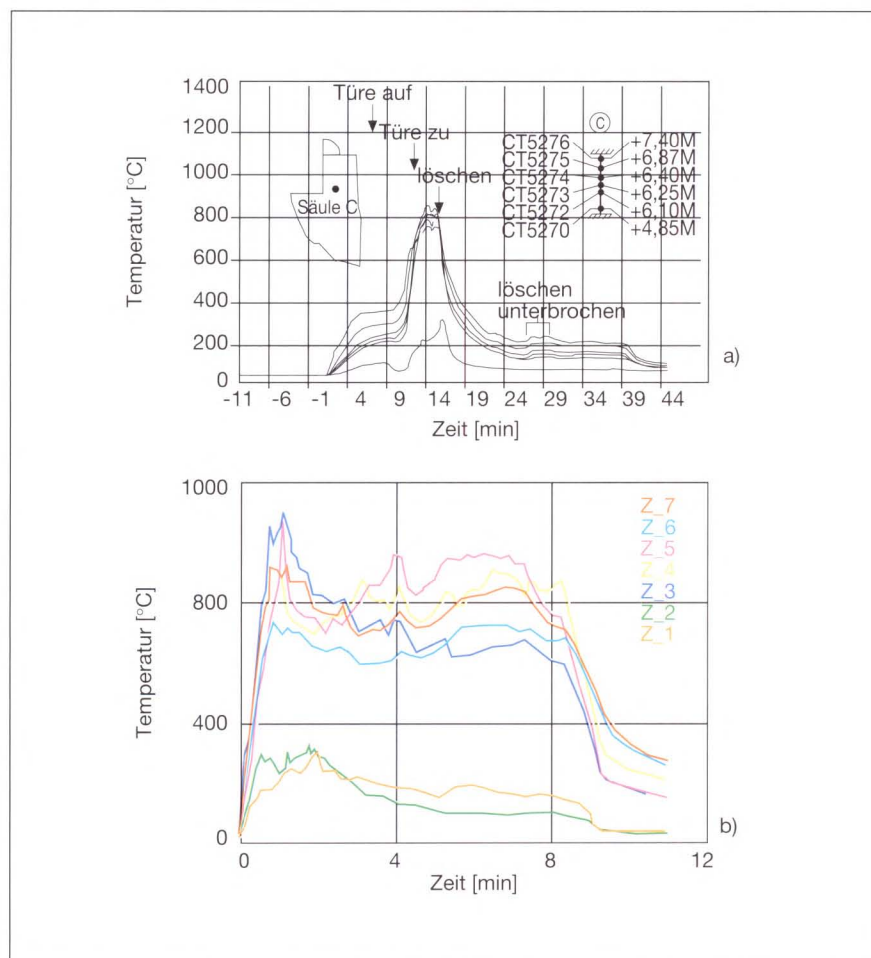


Bild 5.21: Brandraumtemperaturen beim HDR-Kabelbrandversuch E 42.2
a) gemessen, b) berechnet

gen, insbesondere hinsichtlich der Ventilation, muß die Übereinstimmung der maximalen Temperatur bereits als gutes Ergebnis eingestuft werden. Vor Einsatz der Lösversuche hatte sich die maximale Brandraumtemperatur bei etwa 800°C stabilisiert. Zu diesem Ergebnis gelangte auch die Rechnung.

Insgesamt kann festgestellt werden, daß auch bei der Simulation von Bränden mit Kunststoffen, wie etwa PVC, im letzten Jahr erhebliche Fortschritte erzielt wurden, die – ebenso wie beim Flüssigkeitsbrand – die Anwendung gerade auch auf nichtnuklearem Sektor nahelegen.

H. Jahn

- [1] H. Jahn: Analysesimulator, Abschlußbericht, Band 2, Containmentsimulation mit RALOC, GRS, Februar 1992
- [2] H. Jahn: Methoden und Ergebnisse zur Beurteilung des Containments der WWER 440/W213, Anwendung des Analysesimulators, GRS, Juni 1994
- [3] H. Jahn: Final Report on Pressurization of the Vacuum Vessel due to Cooling Water Ingress and Reaction of Carbon with Water/Steam, GRS, Dezember 1992
- [4] U. Max, K. Müller: Verhalten eines Ölbrandes in einem geschlossenen Subsystem mit angeschlossener Ventilation und variabler Türöffnung, Quick Look Report, Versuchsgruppe E 41.5 - 10, Technischer Fachbericht, PHDR 122-93, März 1994
- [5] H. Jahn: Nachrechnung des HDR-Ölbrandversuches E 41.7 mit dem Code CRDLOC, GRS, Mai 1994
- [6] O. Keski-Rahkonen, L. Heikkilä: Simulation of HDR E 42.2 Cable Fire Test Using Zone Model Code PRI 2, Espoo, August 1993
- [7] H. Jahn: Nachrechnungen zum Kabelbrand E 42.2 mit dem Code CRDLOC, Abschlußbericht, GRS, Mai 1994

5.4 Ein rechnergestütztes Beratungssystem auf dem Gebiet Verfügbarkeit – Zuverlässigkeit – Sicherheit für komplexe Systeme und Anlagen (RELADS)

Hohe Verfügbarkeit, Zuverlässigkeit und Sicherheit technischer Produkte, Systeme und Anlagen sind allgemein anerkannte Zielgrößen und damit eine Herausforderung in unserer Zeit. Sie unterliegen zwar unterschiedlichen Wertmaßstäben, haben aber eines gemeinsam: Die Realisierbarkeit dieser Zielgrößen ist von der Funktion bzw. vom Auftrag des Elements im System dominierend abhängig. Mit RELADS hat die GRS im Auftrag des BMFT den Prototyp eines Untersuchungssystems für den Sicherheitsanalytiker erstellt, das speziell für den Benutzer der Testwarte bei der Prozedurenanalyse konzipiert ist. Das gewählte Konzept von RELADS ist dabei so flexibel, daß es in verschiedenen Ausformungen weitere Anwendungen erlaubt.

Ausgangslage

In einigen Technologien (z.B. Luftfahrt, Telekommunikation, Schiffs- und Plattformbau) gibt es zu den genannten Zielgrößen bereits quantitative probabilistische Vereinbarungen, die entweder in einem Genehmigungsverfahren nachzuweisen sind oder die Vertragsbestandteil zwischen Hersteller und Kunde (meist dem späteren Betreiber) sind. In der Kerntechnik sind in der Bundesrepublik Deutschland allerdings solche Vereinbarungen nicht festgelegt. In manchen anderen Ländern existieren allerdings auch in der Kerntechnik teilweise als Auslegungsziel für neue Anlagen und Systeme oder als Zielgröße bei der täglichen Betriebsführung in Kernkraftwerken quantitative probabilistische Vereinbarungen (z. B. USA, Kanada, Großbritannien).

Rechnergestützte Beratungssysteme im Sinne der im folgenden beschriebenen GRS-Entwicklung laufen bereits in einigen Kernkraftwerken (z.B. USA, Großbritannien, Japan). Die GRS könnte mit dem im internationalen Vergleich hervorragenden Konzept [1] bei zielstrebigem Umsetzung für die anlagenspezifischen Belange der Bundesrepublik Deutschland ein geeignetes Werkzeug schaffen.

Herkömmliche Verfahren zur Abschätzung der Verfügbarkeit bzw. Zuverlässigkeit, wie die Experteneinschätzung aufgrund einfa-

cher Handrechnungen, reichen bei komplexen und großen Systemen nicht mehr aus. Ein rechnergestütztes Modell zum Ausfallverhalten der Anlage – entwickelt in einer Voranalyse – muß zur Verfügung stehen, um kurzfristig wichtige Fragen zur Verfügbarkeit, Zuverlässigkeit und damit letztlich auch zur Sicherheit interaktiv zu klären. Besonders die vielen möglichen Kombinationen von Komponentenausfällen – kritische Einzelfehler sind in den bestehenden Anlagen praktisch eliminiert – machen es auch dem „erfahrenen Betriebsmann“ unmöglich, die jeweilige sicherheitstechnische Bedeutung realistisch einzuschätzen.

Die Sicherheitsphilosophie der „fehlertoleranten“ Anlagen ist nur dann belastbar, wenn sichergestellt ist, daß die Anlage in einem möglichst „gesunden“ Zustand gefahren wird. D.h. risikoträchtige Ausfälle oder betriebliche Maßnahmen müssen als solche erkannt und bewertet werden, und die Betriebsführung muß in optimaler Weise darauf reagieren.

Bei ca. 430 weltweit in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken und nur wenigen im Bau befindlichen Anlagen beschreibt der international übliche englische Begriff „Operational Risk Management“ das Gebot der Stunde. Die hier vorgestellte GRS-Entwicklung kann dazu einen wesentlichen Beitrag leisten [1, 2, 3, 4].

Entwicklungsziel

Im Rahmen des Projektes Testwarte II (RS 758A) hatte die GRS den Auftrag, den Prototyp eines Unterstützungssystems für den Sicherheitsanalytiker, speziell für den Benutzer der Testwarte bei der Prozedurenanalyse, zu erstellen. Hierzu wurde RELADS entwickelt. Es wurde dabei ein so flexibles Konzept gewählt, daß in verschiedenen Ausformungen weitere Anwendungen möglich sind. So kann das System durch Optimierung ausgesuchter Zielgrößen die Entwurfsarbeit neuer Systeme, die Verbesserung bestehender Systeme, oder die Betriebsführung von technischen Systemen oder Anlagen unterstützen. Zielgrößen können z. B. sein: die Nichtverfügbarkeiten von Systemfunktionen, die Eintrittshäufigkeit bestimmter Anlagen-Schadenszustände oder eine Delta-Abweichung einer Zielgröße über eine bestimmte Betriebszeit. Delta-Abweichung kann z. B. sein: Nichtverfügbarkeit einer Systemfunktion „aktuell“ zu „nominell“.

Die Prototypentwicklung von RELADS sollte aufgrund des Förderschwerpunktes des BMFT für den Sicherheitsanalytiker im Bereich der Kerntechnik ein geeignetes Werkzeug schaffen. Das gewählte System ist offen für spätere Einsätze einer Vollversion als Werkzeug zur Erhöhung von Verfügbarkeit, Zuverlässigkeit oder Sicherheit.

Konzept

Ein vorausgedachtes System- bzw. Anlagenmodell (z. B. ein PSA-Modell), das die Ausfallmöglichkeiten der Systeme in Form von Ereignisablaufdiagrammen und Fehlerbäumen beschreibt, wird so in einem Rechner abgelegt und mit zusätzlichen Rechenwerkzeugen versehen, daß Fragestellungen z. B. bei der Prozedurenanalyse, zur Systemgestaltung oder bei der Betriebsführung im Hinblick auf eine Veränderung von Zielgrößen on-line bearbeitet werden können. On-line bedeutet hier die Beantwortung einer Frage durch RELADS möglichst umgehend, also im Bereich von Minuten. On-line im Sinne

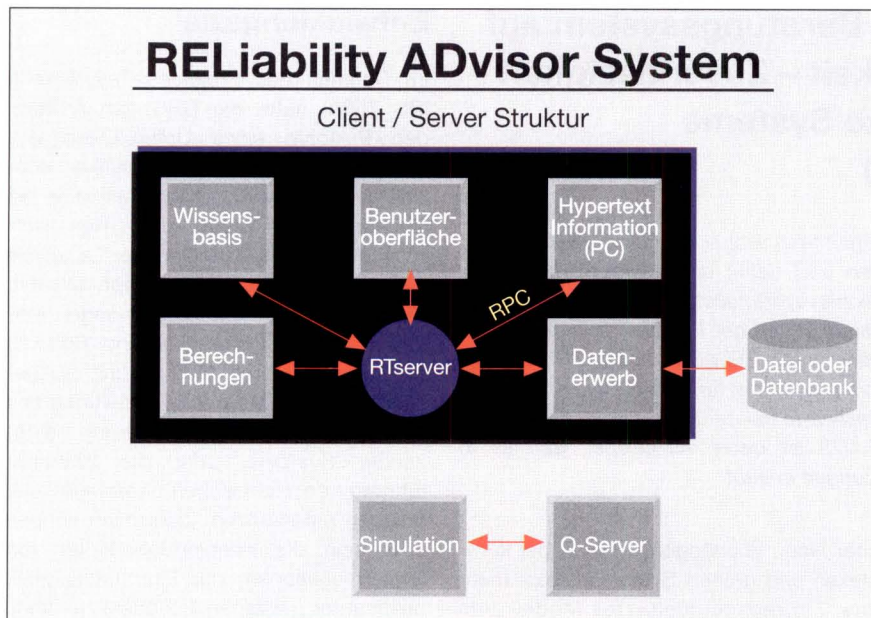


Bild 5.22: Überblick zur Client-Server-Architektur

einer Kopplung mit dem Prozeß (z. B. mit der Stellung von Armaturen) wäre für RELADS denkbar, ist momentan aber nicht vorgesehen.

Fragestellungen können sich zur Sicherheitsanalyse (z.B. bei der Prozedurenanalyse) zur Systemgestaltung und/oder zur betrieblichen Systemschaltung, zur Test-,

Reparatur-, und der Wartungsstrategie ergeben. Vereinfacht ausgedrückt, können Fragen vom Typ „Was wäre wenn“ mit Hilfe von RELADS beantwortet werden. Alle diese Fragen im Voraus zu analysieren und aufzuzeichnen wäre äußerst unwirtschaftlich, da es bei den bekannten großen PSA-Modellen (mit über 3000 Komponentenfunktionen und entsprechend vielen Einzeldaten) viele Millionen Fragen und damit auch Antworten gibt. Dies sollte also zweckmäßigerweise nur on-line, bei Anstehen einer spezifischen aktuellen Frage, erledigt werden.

Realisierung

Zur Entwicklung von RELADS wurde eine Echtzeit-Expertensystem-Shell (RTworks) eingesetzt. Die Systemarchitektur entspricht der Client-Server-Technologie (Bild 5.22), wobei die einzelnen Module über einen Server miteinander in Verbindung stehen. Die Einbindung externer Software (z.B. C-Rechenprogramme oder Datenbanken) als Client-Modul läßt sich einfach verwirklichen.

In der regelbasierten, objektorientierten Wissensbasis sind Ereignisablaufdiagramme, Komponenten und Fehlerbäume einer realen Kernkraftwerksanlage (derzeit als Beispiel aus der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke für das Kernkraftwerk Biblis B) implementiert, wobei z.B. die Komponenten als Objekte mit bestimmten Eigenschaften modelliert sind. Eine „Komponentendatenbank“ wird automatisch aus den vorhandenen Fehlerbäumen und Komponentenbeschreibungen erstellt, was RELADS flexibel gegenüber Änderungen von System- bzw. Komponentendaten macht.

Für verschiedene Fragestellungen, wie Zufallsausfall oder Außerbetriebnahme einer oder mehrerer Komponenten, oder die Änderung von Testintervallen, Reparatur- oder Wartungsstrategien, werden durch Interferenzprozesse in der Wissensbasis die Abweichungen in einer Zielgröße, wie z.B. der Nichtverfügbarkeit von Systemfunktionen, ermittelt und dargestellt.

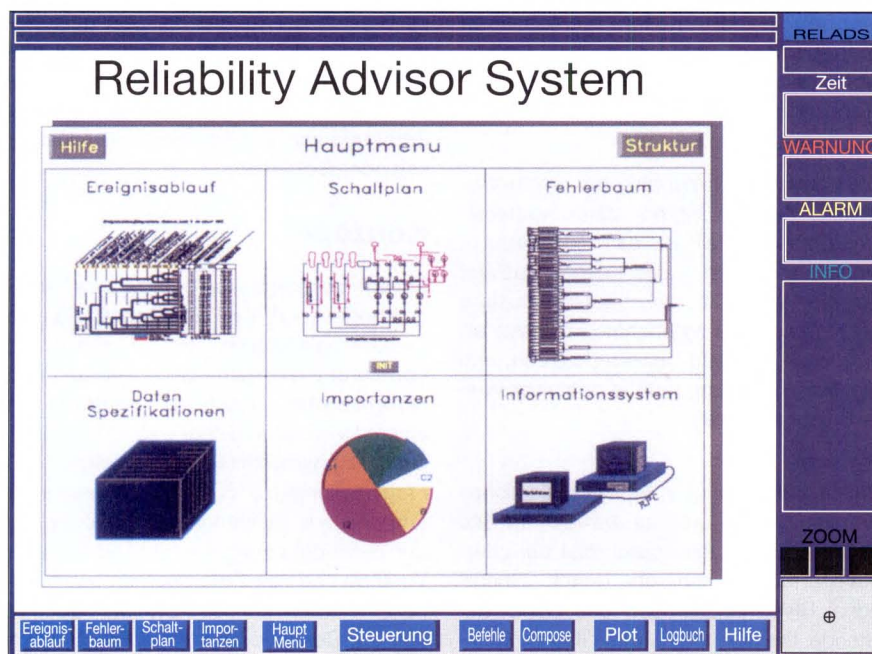


Bild 5.23: Hauptmenü zur Anwahl der einzelnen Funktionselemente von RELADS

Darüber hinaus werden verschiedene „Importanzkenngrößen“ berechnet, um die „Wichtigkeit“ bestimmter Komponenten im System und die „Empfindlichkeiten“ des Systems im Hinblick auf z.B. Datenänderungen in den Ausfallraten zu hinterfragen. Als Importanzkenngrößen kommen üblicherweise in Frage: risk reduction worth, risk achievement worth, Fussell-, Vesely- und Birnbaum-Importanz [5].

Eine ausgeklügelte Benutzerführung (Mausbetrieb, Pull-down-Menüs, klickbare Objekte, Bild 5.23) ermöglicht dem Anwender die Navigation durch die vielfältigen graphischen Darstellungen der Wissensbasis (z.B. Ereignisabläufe, Bild 5.24), Schaltpläne, Komponentenspezifikationen, Ausfallraten und der Ergebnisse (z.B. Balkendiagramme, Tortengraphiken, Bilder 5.25 und 5.26). Alle wichtigen Bilder sind über eine Menüleiste von jedem Punkt des Beratungssystems aus direkt zugänglich. Ein weiterer Teil des Bildschirms bleibt reserviert für die Darstellung von Rechnerinformationen, wie Warnungen und Alarmen des Expertensystems, sowie von Informationen während der Rechnersitzungen.

In einem Logbuch werden alle Aktivitäten des Benutzers sowie vom System generierte Statusinformationen mit Zeitstempel aufgezeichnet. Ein Postscriptausgang ermöglicht zu jedem gewünschten Zeitpunkt den Ausdruck beliebiger Bildschirmseiten.

Stand der Realisierung

Der derzeitige Entwicklungsstand läßt sich folgendermaßen charakterisieren:

- Es wurde ein voll funktionsfähiger Prototyp zur Zielgröße „Nichtverfügbarkeit von Systemfunktionen“ erstellt, welche bei einem Leckstörfall in einem Kernkraftwerk erforderlich ist.
- Alle Hauptfunktionen im Sinne der Navigation durch das Beratungssystem sind verfügbar.
- System- und Pfadwahrscheinlichkeiten sowie erste Importanzkenngrößen werden über ein als Client eingebundenes Modul berechnet und können sofort graphisch dargestellt werden (Bild 5.25). Ebenso wird eine Wichtung aller

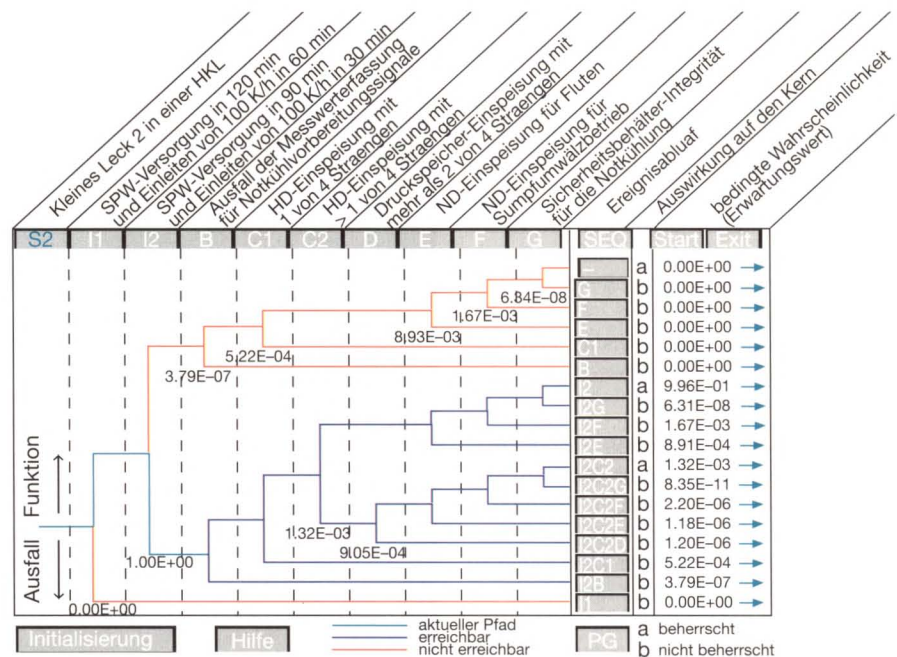


Bild 5.24: Ereignisablaufdiagramm zum „keinen Leck“

Komponenten vorgenommen, die für eine bestimmte Systemfunktion relevant sind (Bild 5.26).

- Weitere Funktionen, wie z.B. die Berechnung weiterer Importanzkenngrößen oder die sicherheitstechnische Optimierung der Reparaturen, wurden spezifiziert.
- Die Anbindung an ein Hypertextsystem unter Windows auf einem PC erlaubt die Darstellung von wesentlichen Hilfs- und Hintergrundinformationen parallel zum laufenden Beratungssystem, wie z.B. die Beschreibung von Systemfunktionen, Störfallszenarien und von Berechnungsmethoden, oder auch die Darstellung technischer Zeichnungen von Komponenten.
- Die Anbindung an den GRS-Simulator über den Q-Server dient der Initiierung von erforderlichen Systemfunktionen im Zuge eines Störfallablaufes.

Hard- und Software

RELADS wurde entwickelt auf einer DEC-Station 5000 mit dem Ultrix-Betriebssystem unter Verwendung von RTworks (Expertensystem-Shell der Fa. Talarian

Corp., Mountain View, CA, USA) und zusätzlichen C- und Fortran-Rechenmodulen. Das Hintergrundinformationssystem läuft auf einem IBM-kompatiblen PC unter Windows und wurde mit dem Hypertextsystem Toolbook erstellt. Die Ankopplung zur DEC-Workstation läuft in Ethernet über RPC (Remote Procedure Calls). Die Portierung auf andere Workstations, wie Sun SPARC und DEC ALPHA, ist leicht möglich.

Angestrebte Anwendungsgebiete

Das Konzept von RELADS ist für den Sicherheitsanalytiker bei der Nutzung der Testwarte sowie in verschiedenen Ausgestaltungen für fünf Anwendungsgebiete bei komplexen Systemen oder Anlagen geeignet:

- Entwurfsmanagement
- Betriebsmanagement
- Störfallmanagement
- Precursor-Auswertung
- Training und Schulung.

Im Beispiel des Betriebsmanagements ist der Grundgedanke, die heutigen meist fehlertoleranten Systeme und Anlagen im Vorfeld von Betriebsstörungen durch geeignetes Konfigurations-, Wartungs- und Reparaturmanagement immer möglichst intakt (gesund) zu halten, um bei zusätzlichen, unvorhergesehenen Störungen keinen Totalausfall zu haben. Das in RELADS abgelegte „Ausfallmodell“ und die Quantifizierung von Ausfallwahrscheinlichkeiten über Ausfallraten der einzelnen Komponenten bilden dazu das nötige Hintergrundwissen.

Als Beratungssystem für das Entwurfsmanagement oder auch für ein Störfallmanagement sind zum erstellten Prototyp – über die erste Aufgabenstellung hinausgehend – noch zusätzliche Werkzeuge zu schaffen, die ein schnelles und komfortables Ändern der Systemstruktur und damit der Fehlerbäume erlauben. Über ein eingebundenes Fehlerbaum-Rechenprogramm (z.B. RALLY, RiskSpectrum) muß dann auch eine rasche Neuberechnung von Fehlerbäumen (im einzelnen der Cut Sets) möglich sein.

Zur Precursor-Verfolgung und -Auswertung können jeweils die aktuellen Störungen mit den weiteren potentiell möglichen Ausfällen probabilistisch kombiniert werden und über das Betriebsjahr gesehen verschiedene sinnvolle Statistiken ermittelt werden.

Durch geringfügige Änderungen läßt sich RELADS auch als System zur Verständnisschulung einsetzen. Hierbei kommt in besonderem Maße die Möglichkeit zum Tragen, dem System in beliebiger Weise „Was wäre wenn“-Fragen zu stellen und die gesamte Sitzung über ein Archivierungsmodul aufzuzeichnen und über ein Playbackmodul wieder abzuspielen. Beide Module sind in RTworks vorhanden, aber noch nicht in RELADS eingebunden.

Beschränkungen von RELADS

Bei Diskussionen über RELADS werden oftmals die generellen heutigen Schwachpunkte der PSA vorgebracht und diese

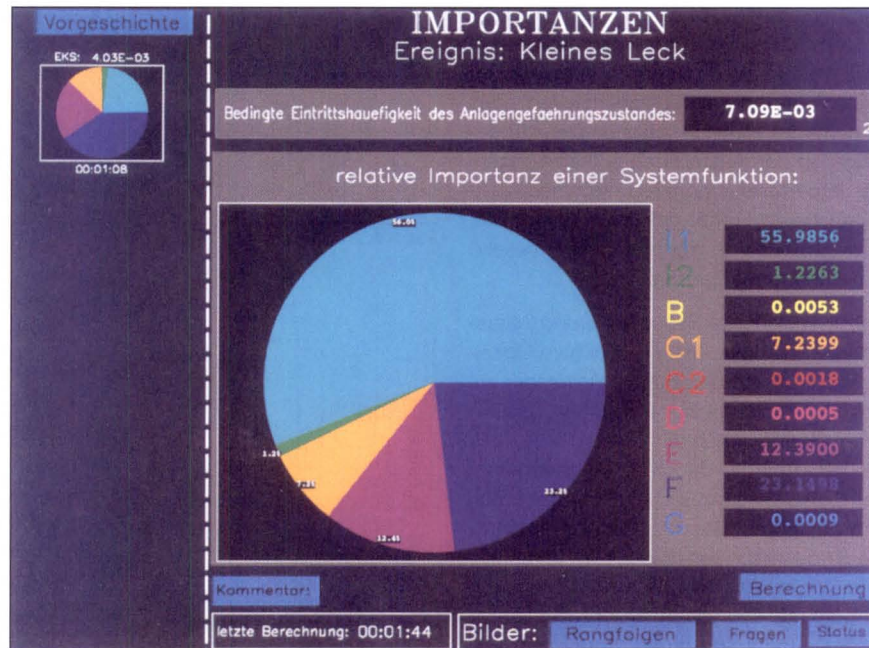


Bild 5.25: Aktuelle prozentuale Anteile der Systemfunktionen an der Eintrittshäufigkeit des Anlagengefährdungszustandes

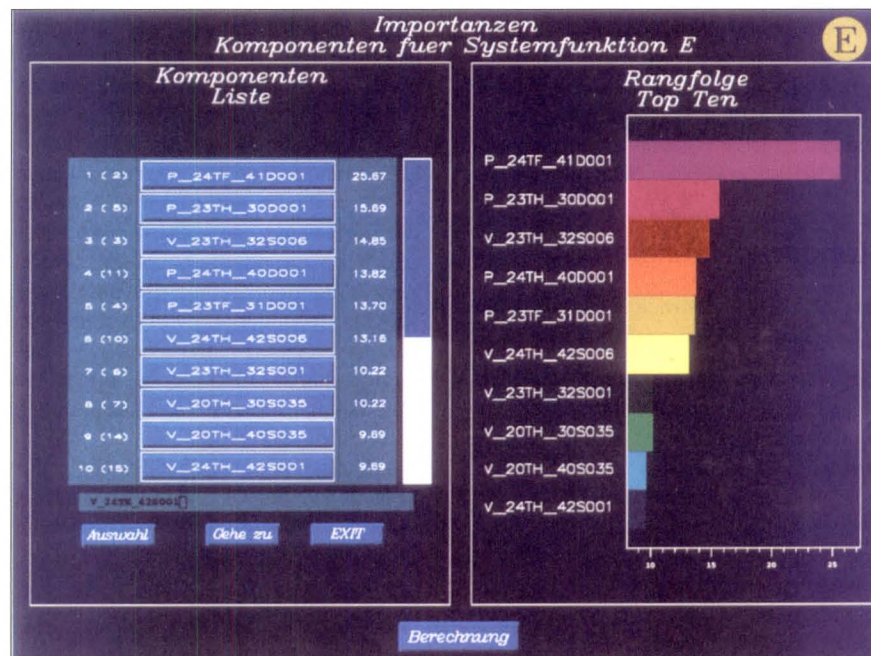


Bild 5.26: Rangfolge einzelner Komponenten nach ihrer Bedeutung für die Nichtverfügbarkeit einer Systemfunktion und Faktor der Erhöhung der Nichtverfügbarkeit

auch RELADS angelastet (z.B. Fehler Gemeinsamer Ursache, Menschlicher Einfluß sowie andere bisher nicht quantifizierbare Einflüsse, wie z.B. „Safety Culture“ in der Anlage). Diese Argumente sind zwar ernst zu nehmen, doch ein rechnergestütztes System kann immer nur so gut sein, wie die dahinterstehende Modellierung, in diesem Fall die PSA. Und ausgehend von dieser Modellierung, der PSA, werden trotz der ausgewiesenen Schwachpunkte heute schon weitreichende Entscheidungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit getroffen.

Beschränkungen, die sich aus dem Entwicklungsstand des Prototyps ergeben, sind vor allem das bisherige Fehlen von Werkzeugen zur leichten Anpassung von Fehlerbäumen an geänderte System-schaltungen und die darauffolgende Neuberechnung der Fehlerbäume. Dies ist aber nach Spezifikation durch Einbinden weiterer Prozeduren und Rechenprogramme in einer weiteren Entwicklungsstufe von RELADS prinzipiell möglich und auch vorgesehen.

P. Kafka, M. Zimmermann

- [1] P. Kafka, O. Lupas, J. Wu, M. Zimmermann: A Computer Aid for Safety Assessment and Configuration Management of Complex Systems Based on a PSA Model, PSAM II Conference, San Diego, USA, 20.-25. März 1994
- [2] P. Kafka, H. Kunitz: The Use of PC-based Probabilistic Safety Assessment (PSA) Models, Konferenz PSA'91, IAEA, Wien, 3.-7. Juni 1991
- [3] P. Kafka: Risikomanagement des Anlagenbetriebs, atw, August/September 1992
- [4] D. Beraha, H. Jahn, O. Lupas, T. Voggenberger: Extended Support for Accident Analysis in the Test Control Room, Kerntechnik 58 (1993) No. 2
- [5] VDI Handbuch „Technische Zuverlässigkeit“, Düsseldorf, 1985

5.5 Sicherheitsbeurteilung für den European Transonic Windtunnel (ETW)

Windkanäle spielen in der Flugzeugtechnik eine große Rolle. Selbst im Zeitalter der Großrechner und trotz der Fortschritte bei der rechnerischen Behandlung fluiddynamischer Probleme erfordert die Entwicklung neuer Flugzeuge realistische experimentelle Daten aus Windkanälen. Diese werden im allgemeinen in Form dimensionsloser Kennzahlen angegeben, die beim Modellversuch und realen Einsatz nach Möglichkeit übereinstimmen sollten. Eine wichtige Kennzahl in diesem Zusammenhang ist die Reynoldszahl. Sie ist der Quotient aus Trägheits- und Zähigkeitskräften. Bis vor kurzem waren allerdings die in Windkanälen erreichbaren Reynoldszahlen viel niedriger als diejenigen, die beim Flug auftreten.

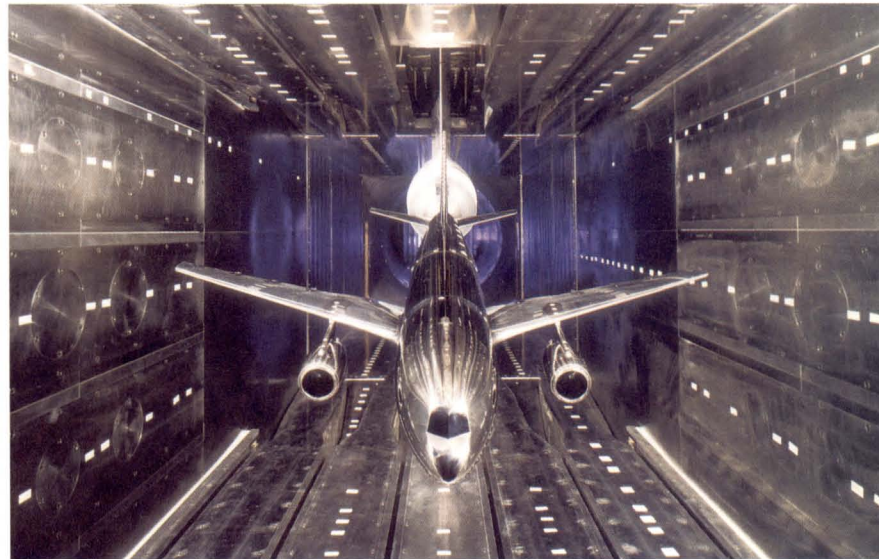


Bild 5.27: Modell des Airbus A-310 in der Meßstrecke des ETW
(Foto: BAYER AG / Kaefer Isoliertechnik)

Dem kann auf unterschiedliche Weise abgeholfen werden, wie Tabelle 5.1 zeigt. Bei inkompressiblen Medien läßt sich die Reynoldszahl durch Vergrößerung der Strömungsgeschwindigkeit erhöhen. Bei kompressiblen Medien wie der Luft ist die Geschwindigkeit jedoch keine unabhängige Variable, da für die Versuche eine bestimmte Machzahl (M) vorzugeben ist und dadurch wegen der Beziehung $M = v/a$ (a : Schallgeschwindigkeit) die Strömungsgeschwindigkeit v festliegt. Trotzdem bestehen noch mehrere Möglichkeiten, die Reynoldszahl im Windkanal zu erhöhen. Beispielsweise kann anstelle des Arbeitsmediums Luft ein schweres

Gas verwendet werden. Es ließe sich ein größeres Modell einsetzen, oder der Betriebsdruck ließe sich erhöhen. Schließlich gibt es noch die Möglichkeit, die Gastemperatur herabzusetzen. Die Art, wie die Reynoldszahl erhöht wird, beeinflusst den dynamischen Druck, den Massenstrom im Windkanal und seinen Energieverbrauch.

Eine nähere Untersuchung der in Tabelle 5.1 aufgeführten Möglichkeiten zeigt, daß die Reynoldszahl in transsonischen, d.h. im Unter- und Überschallbereich arbeitenden, Windkanälen am wirkungsvollsten durch Absenken der Temperatur erhöht wird.

Reynoldszahl = Trägheitskraft/Zähigkeitskraft = $(\rho \nu^2 l^2) / (\eta \nu l) = (\rho \nu l) / \eta$	
Maßnahme	Auswirkung
Verwendung von Schwergas	Vergrößerung der Dichte ρ Verringerung der Strömungsgeschwindigkeit ν und der Zähigkeit η
Vergrößerung des Modells	Vergrößerung von l
Erhöhung des Drucks	Vergrößerung der Dichte ρ
Absenkung der Temperatur	Vergrößerung der Dichte ρ Verringerung der Geschwindigkeit ν und der Zähigkeit η

Tabelle 5.1: Definition der Reynoldszahl und Möglichkeiten zu ihrer Beeinflussung

Parameter	Größenordnung
Meßstreckenquerschnitt	2,4 m x 2,0 m
Betriebsdruck	0,125 bis 0,45 MPa
Betriebstemperatur	90 bis 313 K (-183°C bis + 40°C)
Machzahlbereich	0,15 bis 1,3
Erreichbare Reynoldszahl bei Flugzeugmodellen mit einer Spannweite von ca. 1,5 m	~ 50 Millionen

Tabelle 5.2: Wesentliche Betriebskennwerte des ETW

Dies ist im European Transonic Windtunnel (ETW) in Köln-Porz, einer Einrichtung der Länder Großbritannien, Frankreich, Niederlande und Deutschland, verwirklicht (Bild 5.27). Ein Schnitt durch diesen Windkanal wird in Bild 5.28 gezeigt. Wesentliche Betriebskennwerte sind in Tabelle 5.2 aufgeführt.

Die Kennwertbereiche sind so gewählt, daß der Flug moderner, schneller Großflugzeuge simuliert werden kann, wie aus Bild 5.29 hervorgeht.

Um die notwendigen Strömungsgeschwindigkeiten zu erreichen, die durch Verstellen von Segmenten innerhalb des Kanals von Unterschall- zu Überschallgeschwindigkeit variiert werden können, ist ein zweistufiges Gebläse mit 50 MW Leistung vorhanden. Die niedrigen Temperaturen im Windkanal werden dadurch erzielt, daß je nach Betriebszustand bis zu 250 kg flüssiger Stickstoff pro Sekunde eingespritzt werden.

Sicherheitsfragen werden u.a. dadurch aufgeworfen, daß

- flüssige Gase (teils tiefkalt, teils unter Druck) umgeschlagen werden müssen,
- der hohe Energieeintrag durch das Windkanalgebläse in die Strömung in jedem Betriebszustand beherrscht werden muß,

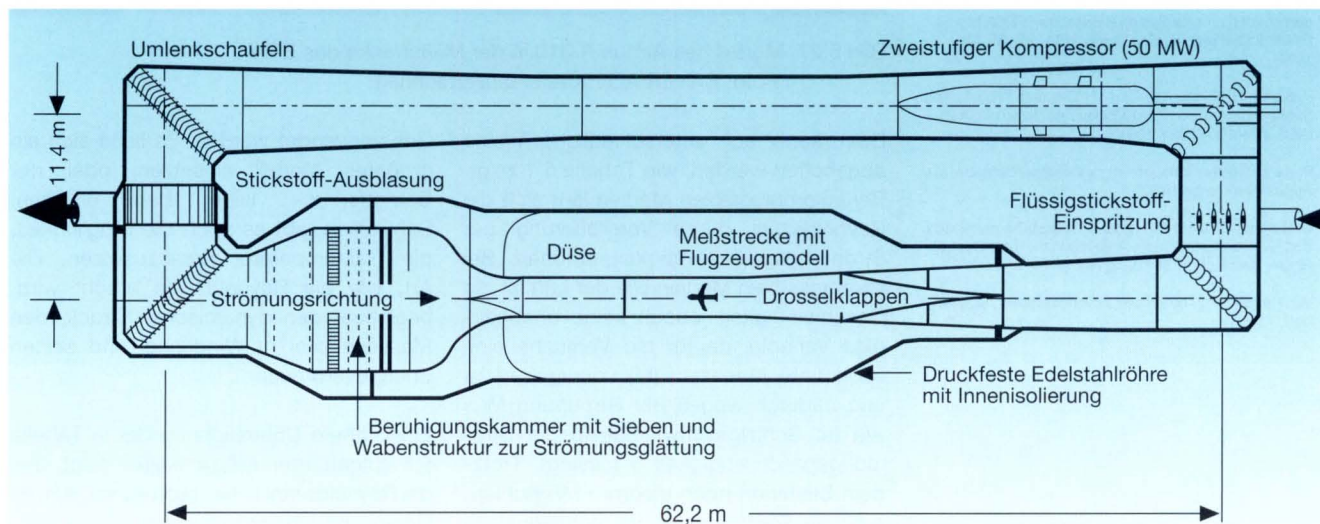


Bild 5.28: Schnitt durch die druckfeste Stahlröhre, die den Strömungskreis des ETW umschließt

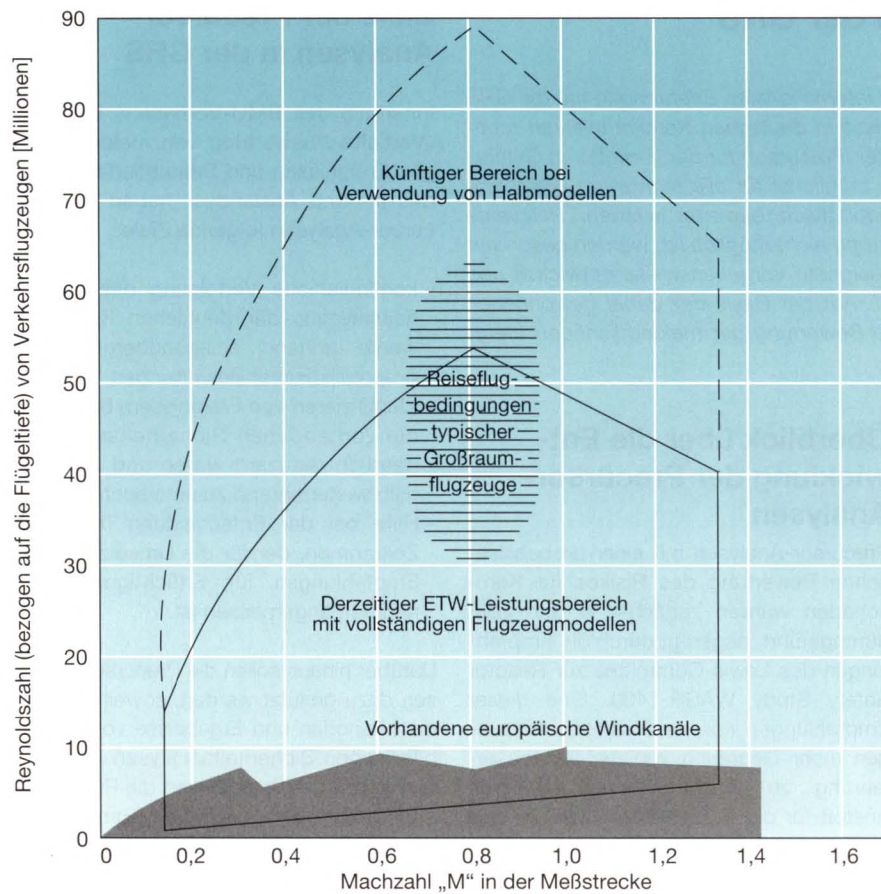


Bild 5.29: Leistungsbereich des ETW bezüglich Mach- und Reynoldszahl im Vergleich zu bisherigen Windkanälen

- bei Austritt von Stickstoff Mitarbeiter durch Sauerstoffmangel oder Kälte gefährdet werden können,
- an tiefkalten Rohrleitungen unter ungünstigsten Umständen eine örtliche Sauerstoffanreicherung verbunden mit erhöhter Feuergefahr auftreten kann.

Hinzu kommt noch, daß einige technische Einrichtungen erstmals für den Windkanal konzipiert wurden und somit Erfahrungen mit ihrem Einsatz noch ausstehen.

Aus diesem Grund hat die ETW GmbH bereits während der Entwurfsphase eine Sicherheitsbeurteilung durch eine Gruppe von Fachleuten aus USA, Großbritannien, Frankreich, den Niederlanden und Deutschland durchführen lassen, deren Ergebnisse die Gestaltung des Windkanals und seiner Hilfseinrichtungen maßgeblich beeinflusst haben. Zwei weitere Durchsichten folgten, die letzte kurz vor Beginn des kommerziellen Betriebs im Herbst 1994. Die GRS war in allen Fällen beteiligt und hat somit einen Beitrag zum sicheren Betrieb dieser bislang auf der Welt einmaligen Testanlage geleistet.

U. Hauptmanns

5.6 Precursor-Analysen in der GRS

Aufbauend auf früheren eigenen Arbeiten und internationalen Erfahrungen hat die GRS damit begonnen, die meldepflichtigen Ereignisse in deutschen Kernkraftwerken routinemäßig hinsichtlich ihrer Relevanz als Vorläufer (Precursor) für den Eintritt von Gefährdungszuständen zu analysieren. Dabei sollen möglichst für alle relevanten Ereignisse die verbleibenden Sicherheitsreserven probabilistisch bewertet werden. Relevante Ereignisse, für die eine probabilistische Bewertung nicht möglich ist, werden gesondert dokumentiert. Im ersten Schritt wurde eine geeignete Vorgehensweise entwickelt und an den Ereignissen des Jahres 1992 erprobt. Auf der Basis der dabei gewonnenen Erfahrungen ist eine laufende probabilistische Bewertung der meldepflichtigen Ereignisse ab 1993 vorgesehen.

Unter einem Precursor wird in der Kerntechnik ein Vorläufer für einen Gefährdungszustand verstanden, d.h. ein Ereignis, das selbst keine schwerwiegenden Auswirkungen hatte, bei Auftreten eines oder mehrerer zusätzlicher Fehler aber schwerwiegende Auswirkungen hätte haben können. Mit der Precursor-Analyse sollen solche Precursor unter den meldepflichtigen Ereignissen in deutschen Kernkraftwerken identifiziert und probabilistisch bewertet werden. Dazu wird ein Schätzwert für die bedingte Wahrscheinlichkeit berechnet, mit der bei dem Precursor ein Gefährdungszustand eingetreten wäre. Die Precursor-Analyse stellt eine Ergänzung zu anderen Instrumenten dar, um Schwachstellen zu erkennen und durch ihre Beseitigung die Sicherheit der Kernkraftwerke weiter zu verbessern.

Aufbauend auf eigenen früheren Arbeiten und internationalen Erfahrungen begann die GRS im Rahmen des BMU-Vorhabens SR 2207 „Vertiefte Auswertung von meldepflichtigen Ereignissen und Betriebserfahrungen des In- und Auslandes“ mit der Auswertung der meldepflichtigen Ereignisse hinsichtlich ihrer Relevanz als Precursor. Im vorliegenden Beitrag soll über diese Arbeiten und ihre ersten Ergebnisse berichtet werden. Zunächst wird ein Überblick über die internationale Entwicklung der Precursor-Analysen gegeben, anschließend werden die Ziele und die Vorgehensweise der Arbeiten im Rahmen des Vorhabens SR 2207 erläutert und erste Ergebnisse vorgestellt.

Überblick über die Entwicklung der Precursor-Analysen

Precursor-Analysen mit einer probabilistischen Bewertung des Risikos für Kernschäden wurden zunächst in den USA durchgeführt, angeregt durch die Empfehlungen des Lewis-Committee zur Reactor Safety Study WASH-1400. Eine dieser Empfehlungen war, bei Risikoabschätzungen mehr Gebrauch von der Betriebserfahrung zu machen. Einen weiteren Anstoß für die Precursor-Analysen gaben die Untersuchungen des Unfalls im Kernkraftwerk Three Mile Island im Jahre 1979, in deren Verlauf sich herausstellte, daß vor 1979 in anderen Kernkraftwerken zwei Vorläufer für den Ereignisablauf in Three Mile Island aufgetreten waren.

Die Precursor-Analysen in den USA wurden von der Nuclear Regulatory Commission (USNRC) zunächst für den Zeitraum 1969 bis 1981 durchgeführt. Seit 1984 werden die gemeldeten Ereignisse mit einer verbesserten Vorgehensweise kontinuierlich ausgewertet. Die GRS führte eine Precursor-Analyse für die beiden Blöcke des Kernkraftwerks Biblis durch - die Deutsche Precursor-Studie, in der die Betriebserfahrung der beiden Blöcke von Beginn des kommerziellen Betriebs bis Ende 1983 ausgewertet wurde (insgesamt 16 Reaktorbetriebsjahre).

Inzwischen werden Precursor-Analysen auch in anderen Ländern und anderen Industriezweigen zur Auswertung der Betriebserfahrungen und zur Ermittlung potentieller Versagenspfade genutzt.

Ziele der Precursor-Analysen in der GRS

Innerhalb des BMU-Vorhabens SR 2207 „Vertiefte Auswertung von meldepflichtigen Ereignissen und Betriebserfahrungen des In- und Auslandes“ haben die Precursor-Analysen folgende Ziele:

- kontinuierliche Verfolgung des Sicherheitsniveaus der deutschen Kernkraftwerke anhand anlagenübergreifender probabilistischer Bewertungen,
- Identifizieren von Ereignissen, bei denen die vorhandenen Sicherheitsreserven deutlich reduziert waren und die deshalb weiterführend zu untersuchen sind,
- Hilfe bei der Entscheidung über den Zeitrahmen, der für die Umsetzung von Empfehlungen für Ertüchtigungsmaßnahmen angemessen ist.

Darüber hinaus sollen die Precursor-Analysen dazu genutzt werden, soweit möglich die Methoden und Ergebnisse von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) zu verifizieren. Insofern können die Precursor-Analysen zu einer wichtigen Komponente der sicherheitstechnischen Bewertung deutscher Kernkraftwerke werden. Dies betrifft sowohl die Ergebnisse als auch die Weiterentwicklung von Analysemethoden.

Vorgehensweise

Die Analyse der meldepflichtigen Ereignisse hinsichtlich ihrer Relevanz als Vorläufer für Gefährdungszustände wird in vier Schritten durchgeführt (Bild 5.30):

Vorauswahl

In der Vorauswahl sollen alle die meldepflichtigen Ereignisse aussortiert werden, bei denen die Sicherheitsreserven nicht wesentlich reduziert waren und die deshalb eindeutig nicht als Precursor zu bewerten sind (z. B. Einzelfehler in hochredundanten Systemen). Solche Ereignisse werden aus den eingehenden Meldungen der Ereignisse in deutschen Kernkraftwerken mit Hilfe eines deterministischen Kriterienkatalogs herausgefiltert. Die Kriterien sollen gewährleisten, daß

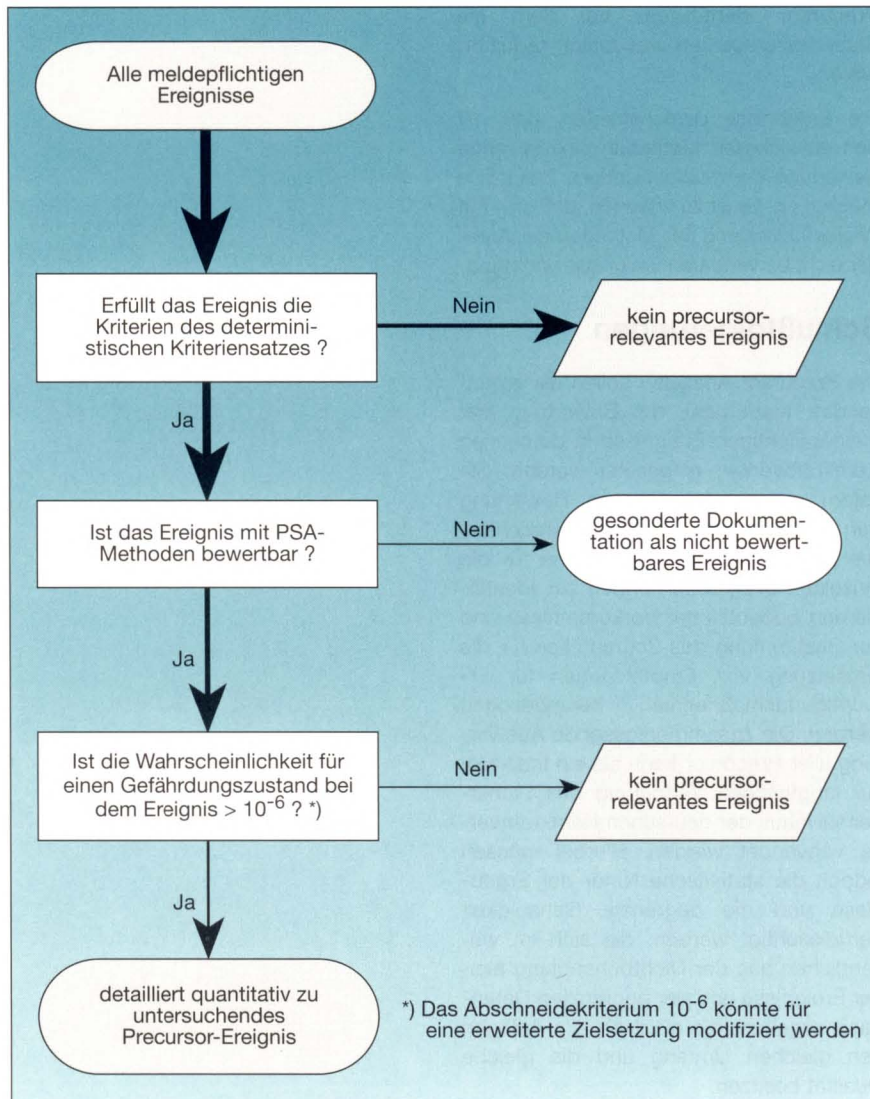


Bild 5.30: Auswahl von Precursor-Ereignissen

eine möglichst objektive, vom Bearbeiter unabhängige Auswahl durchgeführt wird. Es sollen alle als potentielle Vorläufer interessanter Ereignisse erfaßt werden, jedoch zur Minimierung des Aufwands in den nächsten Schritten möglichst wenige Ereignisse für die Weiterbearbeitung ausgewählt werden, die sich bei der probabilistischen Bewertung nicht als relevante Vorläufer herausstellen. Zur Erreichung dieses Zieles wird der Kriteriensatz an Hand der Ergebnisse laufend überarbeitet und optimiert.

Identifizierung der probabilistisch nicht bewertbaren Ereignisse

In diesem Schritt werden Ereignisse aussortiert, die mit den vorhandenen Informationen und Methoden nicht probabilistisch bewertet werden können. Bei diesen Ereignissen können die probabilistischen Methoden also keine Hilfe bei der Beurteilung der sicherheitstechnischen Bedeutung leisten. Sie werden wie bisher nur mit den ingenieurmäßigen Methoden analysiert, die bei den anderen Ereignissen

durch die Precursor-Analysen ergänzt werden. Die nicht bewertbaren Ereignisse werden gesondert dokumentiert. Aus ihrer Zusammenstellung lassen sich Folgerungen für die Weiterentwicklung der probabilistischen Methoden und die Notwendigkeit zur Erhebung weiterer Zuverlässigkeitsdaten ableiten.

Probabilistische Abschätzung

Im dritten Schritt wird für die ausgewählten Ereignisse eine obere Abschätzung der bedingten Wahrscheinlichkeit von Gefährdungszuständen durchgeführt. Hierbei wird so weit wie möglich auf vorliegende PSA und Einzelabschätzungen zurückgegriffen. Nur die Ereignisse, bei denen die bedingte Wahrscheinlichkeit von Gefährdungszuständen oberhalb eines Abschneidewerts liegt, werden als Precursor im nächsten Bearbeitungsschritt einer detaillierten probabilistischen Bewertung unterzogen. Für die Unterstützung der ingenieurmäßigen Bewertung im Rahmen der Störungsauswertung wird ein Grenzwert von 10^{-6} verwendet. Für die Verifikation von PSA-Ergebnissen für einzelne Kernkraftwerke erscheint zur Vergrößerung der Datenbasis und zur Erfassung möglichst vieler Ereignisabläufe ein niedrigerer Grenzwert sinnvoll.

Probabilistische Bewertung

Für alle als Precursor erkannten Ereignisse wird eine möglichst anlagenspezifische probabilistische Berechnung der bedingten Wahrscheinlichkeit für den Eintritt eines Gefährdungszustands durchgeführt, falls machbar auf der Basis der für die einzelnen Kernkraftwerke durchgeführten PSA. Liegt keine anlagenspezifische PSA vor, wird die Berechnung anhand übertragbarer PSA für andere Kernkraftwerke oder aufbauend auf generischen Daten durchgeführt.

Als Ergebnisse liefern die Analysen die Precursor mit den zugehörigen bedingten Wahrscheinlichkeiten von Gefährdungszuständen sowie die relevanten, aber probabilistisch nicht bewertbaren Ereignisse. Diese Ergebnisse können zur Absi-

cherung der ingenieurmäßigen Bewertungen herangezogen werden.

Die auf den Betrachtungszeitraum bezogene Summe der Wahrscheinlichkeiten von Gefährdungszuständen gibt einen Anhaltspunkt für die gesamte, aus der Betriebserfahrung bestimmte Häufigkeit von Gefährdungszuständen. Dieser Wert kann als Indikator zur langfristigen Verfolgung des Sicherheitsniveaus der deutschen Kernkraftwerke verwendet werden.

Ergebnisse aus den Ereignissen von 1992

Zur Entwicklung und Erprobung der geschilderten Vorgehensweise wurden die Ereignisse des Jahres 1992 hinsichtlich ihrer Relevanz als Vorläufer analysiert und ausgewählte Ereignisse probabilistisch bewertet.

In der Vorauswahl wurden alle 224 meldepflichtigen Ereignissen behandelt, wobei 44 Ereignisse für die weitere Bearbeitung selektiert wurden. Hiervon wurden zur Erprobung der folgenden Bearbeitungsschritte 19 Ereignisse genauer analysiert. Sieben dieser Ereignisse konnten probabilistisch nicht bewertet werden. Von den zwölf verbleibenden Ereignissen wurden neun als Precursor mit einer bedingten Wahrscheinlichkeit von Gefährdungszuständen größer 10^{-6} identifiziert. Keines dieser Ereignisse lieferte einen so hohen Beitrag, daß sich daraus die Notwendigkeit zu Maßnahmen ergeben hätte. Es wurde also kein

Precursor identifiziert, bei dem die Sicherheitsreserven wesentlich reduziert waren.

Die Ergebnisse demonstrierten, daß mit den entwickelten Methoden eine laufende Bewertung der meldepflichtigen Ereignisse möglich ist. Es ist zu erwarten, daß sich mit Weiterentwicklung der Methoden der Anteil der nicht bewertbaren Ereignisse verringert.

Schlußfolgerungen

Die Precursor-Analysen sollen als ergänzendes Instrument zur Bewertung der meldepflichtigen Ereignisse in deutschen Kernkraftwerken eingesetzt werden. Sie liefern eine probabilistische Bewertung der verbleibenden Sicherheitsreserven. Die probabilistischen Ergebnisse für die einzelnen Ereignisse können zur Identifizierung bedeutsamer Vorkommnisse und zur Bestimmung des Zeitrahmens für die Umsetzung von Empfehlungen für Erüchtigungsmaßnahmen herangezogen werden. Die zusammenfassende Auswertung aller Precursor kann als ein Indikator zur langfristigen Verfolgung des Sicherheitsniveaus der deutschen Kernkraftwerke verwendet werden. Hierbei müssen jedoch die statistische Natur der Ergebnisse und die begrenzte Genauigkeit berücksichtigt werden, die sich im wesentlichen aus der Nichtbehandlung einiger Ereignisse und der begrenzten Datenbasis ergeben, die nicht für alle Anlagen den gleichen Umfang und die gleiche Qualität besitzen.

T. Riekert

5.7 Internationale Bewertungsskala für bedeutsame Ereignisse in kerntechnischen Einrichtungen (INES)

Die „Internationale Bewertungsskala für bedeutsame Ereignisse in kerntechnischen Einrichtungen (INES)“ wurde von einer internationalen Expertengruppe im Auftrag der IAEA und der Kernenergiebehörde der OECD erarbeitet, an der auch ein Vertreter der GRS wesentlich beteiligt war. Mit INES werden sicherheitstechnisch bedeutsame Ereignisse bewertet. Die nachvollziehbare Einstufung von Ereignissen in kerntechnischen Einrichtungen anhand einer klar abgestuften und international einheitlichen Bewertungsskala soll eine rasche Information der Öffentlichkeit über die sicherheitstechnische Bedeutung dieser Ereignisse ermöglichen und damit die Verständigung zwischen Fachwelt, Medien und Öffentlichkeit erleichtern.

Die internationale Bewertungsskala INES hat 7 Stufen, die sich in zwei Bereiche untergliedern. Die Stufen 4 bis 7 umfassen Unfälle, die Stufen 1 bis 3 Störungen und Störfälle. Ereignisse, die keine oder nur eine sehr geringe sicherheitstechnische Bedeutung im Sinne von INES aufweisen, werden als „unterhalb der Skala“ bzw. „Stufe 0“ bezeichnet.

Die Ereignisse werden nach drei übergeordneten Aspekten bewertet:

- radiologische Auswirkungen außerhalb der Anlage,
- radiologische Auswirkungen innerhalb der Anlage,
- Beeinträchtigung der Sicherheitsvorkehrungen.

Bild 5.31 enthält in Form einer Matrix die grundsätzliche Zuordnung zwischen den Stufen der Bewertungsskala und diesen drei Aspekten.

INES wurde im Mai 1990 – zunächst nur für Kernkraftwerke – probeweise eingeführt. Die Bundesrepublik hat sich an dieser Probephase beteiligt. Nach erfolgreichem Abschluß der Probephase wurde die Skala 1992 überarbeitet. Wesentliche Ziele dabei waren, die im Rahmen der Probephase gewonnenen Erfahrungen zu nutzen und den Anwendungsbereich der Skala auf alle kerntechnischen Einrichtungen auszuweiten. Gleichzeitig empfahl die IAEA ihren Mitgliedsländern, die

Bewertungsskala für Kernkraftwerke offiziell anzuwenden, und bat um Teilnahme an einer Probephase für die übrigen kerntechnischen Einrichtungen, die Ende 1994 abgeschlossen werden soll. Inzwischen haben sich mehr als 50 Staaten der internationalen Bewertungsskala angeschlossen.

Aufgrund einer Vereinbarung zwischen dem BMU und den Betreibern der Kernkraftwerke wird INES in der Bundesrepublik seit 1993 offiziell auf alle meldepflichtigen Ereignisse aus Kernkraftwerken angewendet. Außerdem beteiligt sich die Bundesrepublik an der probeweisen Anwendung der Skala für die übrigen kerntechnischen Einrichtungen.

Mit der Einstufung eines Ereignisses nach INES wird vom Betreiber gleichzeitig die Meldung des Ereignisses an die zuständige Aufsichtsbehörde vorgenommen. Für die Einstufung steht ihm ein detailliertes Benutzerhandbuch zur Verfügung, das von einer internationalen Expertengruppe erarbeitet und gemeinsam von der IAEA und der OECD herausgegeben wurde. Im Auftrag des BMU hat die GRS inzwischen eine deutsche Version des Benutzerhandbuchs erstellt und herausgegeben. Damit soll die Anwendung der Skala in der Bundesrepublik vereinfacht werden.

Die Einstufung der meldepflichtigen Ereignisse in die internationale Bewertungsskala wird auf nationaler Ebene

jeweils durch den „INES-Officer“ überwacht, der für die Bundesrepublik von der GRS gestellt wird. Wesentliche Aufgaben des INES-Officer sind:

- die international vergleichbare Anwendung der Bewertungsskala zu gewährleisten,
- Hilfestellung bei der Einstufung zu geben,
- die Erfahrungen und Schwierigkeiten bei der Anwendung der Skala auf nationaler Ebene zu sammeln und in das jährliche Treffen der INES-Officer einzuspeisen.

Auf internationaler Ebene wird die Anwendung der Bewertungsskala von der IAEA überwacht. Sie wird dabei von einer kleinen Gruppe erfahrener Experten, der INES Advisory Group, unterstützt, in der auch die GRS vertreten ist. Diese Gruppe prüft die Einstufung von Ereignissen aus internationaler Sicht im Hinblick auf Übereinstimmung mit den Vorgaben im Benutzerhandbuch, sammelt die nationalen Erfahrungen und bereitet konkrete Vorschläge für Präzisierungen oder Änderungen vor. Außerdem berät sie die IAEA bei ihren Aufgaben im Zusammenhang mit der internationalen Bewertungsskala, wie z.B. den Trainingsprogrammen. Entscheidungen über Inhalt und Anwendungsbereich von INES werden von den Mitgliedsländern – vertreten durch die nationalen INES-Officer – auf den jährlichen Zusammenkünften der INES-Officer getroffen.

Auf Initiative der Mitgliedsländer wurde 1992 im Zusammenhang mit der offiziellen Einführung der Bewertungsskala für Kernkraftwerke ein zusätzlicher Service, das „INES Information System“ eingerichtet. Dieses System soll dem Wunsch der Öffentlichkeit nach rascher und zutreffender Information über die sicherheitstechnische Bedeutung von Ereignissen in kerntechnischen Einrichtungen, die über nationale Grenzen hinweg Interesse erregen, Rechnung tragen. Dazu wurde vereinbart, auf internationaler Ebene kurzfristig, d.h. innerhalb von 24 Stunden, autorisierte Informationen auszutauschen, wenn

STUFE / KURZ- BEZEICHNUNG	ASPEKTE		
	Erster Aspekt: Radiologische Auswirkungen außerhalb der Anlage	Zweiter Aspekt: Radiologische Auswirkungen innerhalb der Anlage	Dritter Aspekt: Beeinträchtigung der Sicherheitsvorkehrungen
7 Katastrophaler Unfall	Schwerste Freisetzung: Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt in einem weiten Umfeld		
6 Schwerer Unfall	Erhebliche Freisetzung: Voller Einsatz der Katastrophenschutzmaßnahmen		
5 Ernster Unfall	Begrenzte Freisetzung: Einsatz einzelner Katastrophenschutzmaßnahmen	Schwere Schäden am Reaktorkern / radiologischen Barrieren	
4 Unfall	Geringe Freisetzung: Strahlenexposition der Bevölkerung etwa in der Höhe der natürlichen Strahlenexposition	Begrenzte Schäden am Reaktorkern/radiologischen Barrieren Strahlenexposition beim Personal mit Todesfolge	
3 Ernster Störfall	Sehr geringe Freisetzung: Strahlenexposition der Bevölkerung in Höhe eines Bruchteils der natürlichen Strahlenexposition	Größere Kontaminationen Akute Gesundheitsschäden beim Personal	Beinahe Unfall Weitgehender Ausfall der gestaffel- ten Sicherheitsvorkehrungen
2 Störfall		Signifikante Kontamination Unzulässig hohe Strahlenbelastung beim Personal	Störfall Begrenzter Ausfall der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen
1 Störung			Abweichung von den zulässigen Bereichen für den sicheren Betrieb der Anlage
0 Unterhalb der Skala			Keine sicherheitstechnische Bedeutung

Bild 5.31: Systematik der Bewertungsskala

- ein Ereignis aufgrund seiner sicherheitstechnischen Bedeutung in Stufe 2 der Skala oder höher eingestuft wird oder
- ein Ereignis der Stufe 1 oder 0 außerhalb des betroffenen Staates ein größeres öffentliches Interesse gewinnt.

Die Meldung zu einem solchen Ereignis enthält neben Angaben zur betroffenen Anlage eine kurze und verständliche Beschreibung des Sachverhalts, die Einstufung in die internationale Bewertungs-

skala und Angaben zur sicherheitstechnischen Bedeutung. Sie wird vom nationalen INES-Officer an die IAEA weitergegeben, die sie dann unmittelbar über die anderen INES-Officer an die Mitgliedsländer weiterleitet. Die Bundesrepublik ist dem INES Information System beigetreten. Eine Regelung, mit der eine Meldung in einem vorgesehenen Zeitrahmen gewährleistet werden soll, steht kurz vor ihrem Abschluß.

K. Kotthoff

5.8 Untersuchung des Jodverhaltens beim PHEBUS-Versuch – Meßmethoden und Rechnungen mit IMPAIR

Das internationale PHEBUS-Programm hat zum Ziel, den Transport und die Rückhaltung von Spaltprodukten bei einem Kernschmelzunfall eines Leichtwasserreaktors zu untersuchen. Dazu wird ein Integralexperiment, bei dem sowohl der Reaktorkern als auch der Primärkreis und der Sicherheitsbehälter repräsentiert sind, im Kernforschungszentrum Cadarache (Frankreich) unter der Bezeichnung PHEBUS-FP durchgeführt [1, 2]. Das Projekt wird vom Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire/Commissariat à l'Energie Atomique (IPSN/CEA) und der Kommission der Europäischen Gemeinschaften (CEC) geleitet.

Das PHEBUS-Experiment

Der Reaktorkern besteht aus dem PHEBUS-Versuchsreaktor und einem Testelement. Der Versuchsreaktor ist wassergekühlt und hat die Aufgabe, die Testbrennstäbe aufzuheizen und einer Neutronenstrahlung auszusetzen. Im Testelement befinden sich die Brennstäbe, die entweder frischen oder abgebrannten Kernbrennstoff enthalten. Das Testelement ist mit einer eigenen Wasserkühlung ausgestattet. Um das Experiment einzuleiten, wird die Kühlung abgeschaltet und die Leistung des „driver

core“ hochgefahren. Das Aufheizen führt zum teilweisen Schmelzen der Brennstäbe und zur Freisetzung von Spaltprodukten. Die freigesetzten Spaltprodukte, darunter auch Jod, werden von einer dann eingeschalteten Gas- und Wasserdampfströmung aus dem Testelement heraus transportiert und treten durch eine Rohrleitung in den Primärkreislauf ein.

Den einzelnen Versuchen des Programms sind verschiedene Unfallszenarien zugrunde gelegt, bei denen die Spaltprodukte unterschiedliche Komponenten des Primärkreises durchströmen. Entspre-

chend können im Primärkreisteil des PHEBUS-Experiments verschiedenen Komponenten eingebaut werden. Beim ersten Versuch ist dies eine Komponente, die den Dampferzeuger darstellt. Es wird erwartet, daß sich in diesen Primärkreis-komponenten ein Teil der freigesetzten Spaltprodukte ablagert. Der Rest durchströmt den gesamten Primärkreisteil und tritt in den Containment-Behälter ein.

Dieser hat ein Volumen von ca. 10 m^3 , was einem Skalierungsfaktor von 5000 gegenüber einem Kernkraftwerk entspricht. Dieser Faktor liegt dem gesamten Versuchsaufbau zugrunde, insbesondere bezüglich der Masse des Kernbrennstoffs und der Spaltprodukte. Allerdings ist der Skalierungsfaktor bei der inneren Oberfläche des Containment-Behälters aufgrund der geometrischen Gesetze ein anderer. Da diese Oberfläche aber – wegen der Kondensation von Wasserdampf und der Ablagerung – von besonderer Bedeutung ist, wird sie durch eine Heizung für diese Prozesse neutral gehalten. Um Kondensation von Dampf an kalten Betoneinbauten im Sicherheitsbehälter simulieren zu können, befindet sich in der Mitte des Behälters ein Kondensator, der auf niedriger Temperatur gehalten wird und die Möglichkeit zur Kondensation von Wasserdampf und zur Ablagerung bietet. Am Boden des Behälters befindet sich ein Sumpfvolumen, in dem sich das Kondensat ansammelt und in dem sich Spaltprodukte ablagern können.

Ergebnisse der Rechnungen mit IMPAIR

Da es sich bei Jod um ein Spaltprodukt von großer radiologischer Bedeutung handelt, wird seinem Verhalten bei den PHEBUS-Versuchen besondere Aufmerksamkeit gewidmet. Aufgrund der großen Flüchtigkeit des Jod ist zu erwarten, daß ein Teil des Kerninventars bis in das Containment-Volumen vordringen kann. Dort hat es die Möglichkeit, chemische Reaktionen einzugehen, sich abzulagern oder sich im Sumpf zu lösen [3].

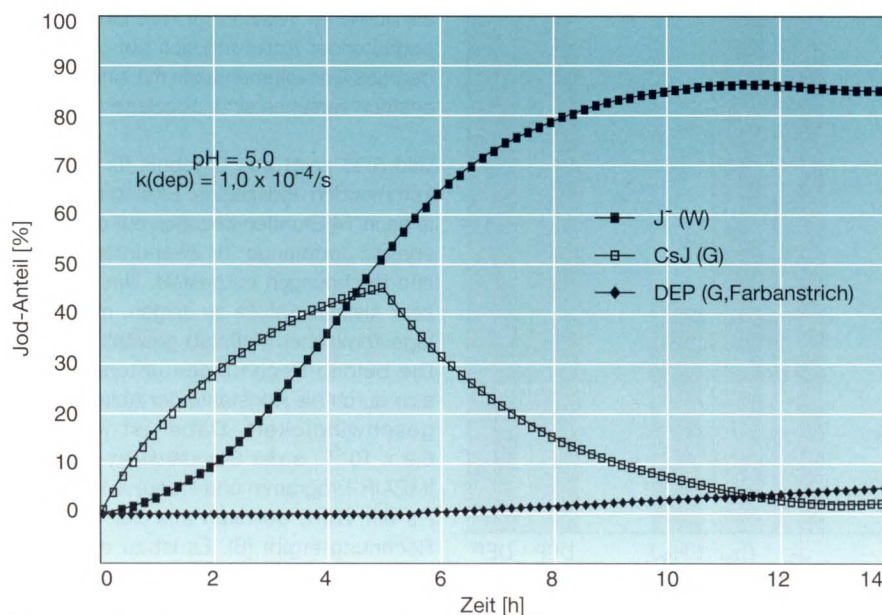


Bild 5.32: Mit FIPLOC-MI berechnete Jod-Anteile

Für die Beurteilung von schweren Störfällen in Kernkraftwerken ist die Frage von besonderem Interesse, wieviel Jod langfristig in der Gasphase verbleibt, da dieser Anteil bei einem Leck des Sicherheitsbehälters oder einer gezielten Druckentlastung in die Umgebung entweichen könnte. Diese Frage läßt sich nur beantworten, wenn alle wichtigen chemischen Reaktionen und Ablagerungsprozesse berücksichtigt werden. Daher sind Computerprogramme entwickelt worden, die

alle diese Reaktionsabläufe mit einem mathematischen Modell beschreiben. Eines dieser Programme für den deutschsprachigen Raum ist der IMPAIR-Code.

Die neueste Version dieses Programms wurde vom Paul-Scherrer-Institut in der Schweiz entwickelt und unter der Bezeichnung IMPAIR-3 veröffentlicht [4]. Da aber die Jodchemie in einem Containment nur dann richtig berechnet werden kann, wenn auch die thermodynamischen

Verhältnisse bekannt sind, gibt es Bestrebungen, die eigenständigen Jod-Programme mit Containment-Codes zu koppeln. Bei der GRS führte dies zur Entwicklung einer Version des Containment-Programms FIPLOC, in die das Programm IMPAIR-3 integriert wurde. Diese wurde inzwischen unter der Bezeichnung FIPLOC-MI veröffentlicht [5].

Mit diesem Programm wurden auch Rechnungen zum PHEBUS-Experiment durchgeführt. Es wird davon ausgegangen, daß eine Menge von $4,1 \times 10^{-2}$ g Jod als CsJ in die Gasphase des Containment-Tanks über eine Zeit von 18 000 s eingespeist wird. Diese Werte für die Quellphase sind aus „Pretestrechnungen“ zum Ablagerungsverhalten im Rohrleitungssystem abgeschätzt.

Bild 5.32 zeigt das Ergebnis dieser Rechnung. Deutlich zu erkennen ist der Anstieg der Konzentration von CsJ-Aerosol in der Gasphase (G). Dieser ist allerdings nicht linear, da die Ablagerung an die Wände und in den Sumpf sofort einsetzt. Nach dem Ende der Einspeisung nimmt die Aerosolmenge im Gasraum innerhalb weniger Stunden auf einen Wert unter 10% der Gesamtjodmenge ab. Zum Zeitpunkt $t = 14$ h nach Beginn der Einspeisung liegt der größte Teil der Jodmenge (fast 90%) als Jodid im Wasser vor (W). Ein weiterer bedeutender Anteil hat sich auf den Wänden des Gasvolumens, die mit einem Farb-anstrich versehen sind, abgelagert (DEP).

Bild 5.33 zeigt das Ergebnis für alle vorkommenden Jodspezies. Es sind die Anteile nach 14 Stunden bezogen auf die eingespeiste Jodmenge für zwei unterschiedliche Rechnungen dargestellt. Um auch die sehr kleinen Anteile zu zeigen, mußte ein logarithmischer Maßstab gewählt werden. Die beiden Rechnungen unterscheiden sich durch die Konstante der Ablagerungsgeschwindigkeit. Dabei ist $k(\text{dep}) = 6,9 \times 10^{-5} / \text{s}$ der Standardwert aus dem IMPAIR-Programm und $k(\text{dep}) = 1,0 \times 10^{-4} / \text{s}$ ein Wert, der sich aus der FIPLOC-Rechnung ergibt [6]. Es ist zu erkennen, daß sich die Rechnungen durch die CsJ-Menge, die sich nach 14 Stunden noch in der Gasphase befindet, unterscheiden.

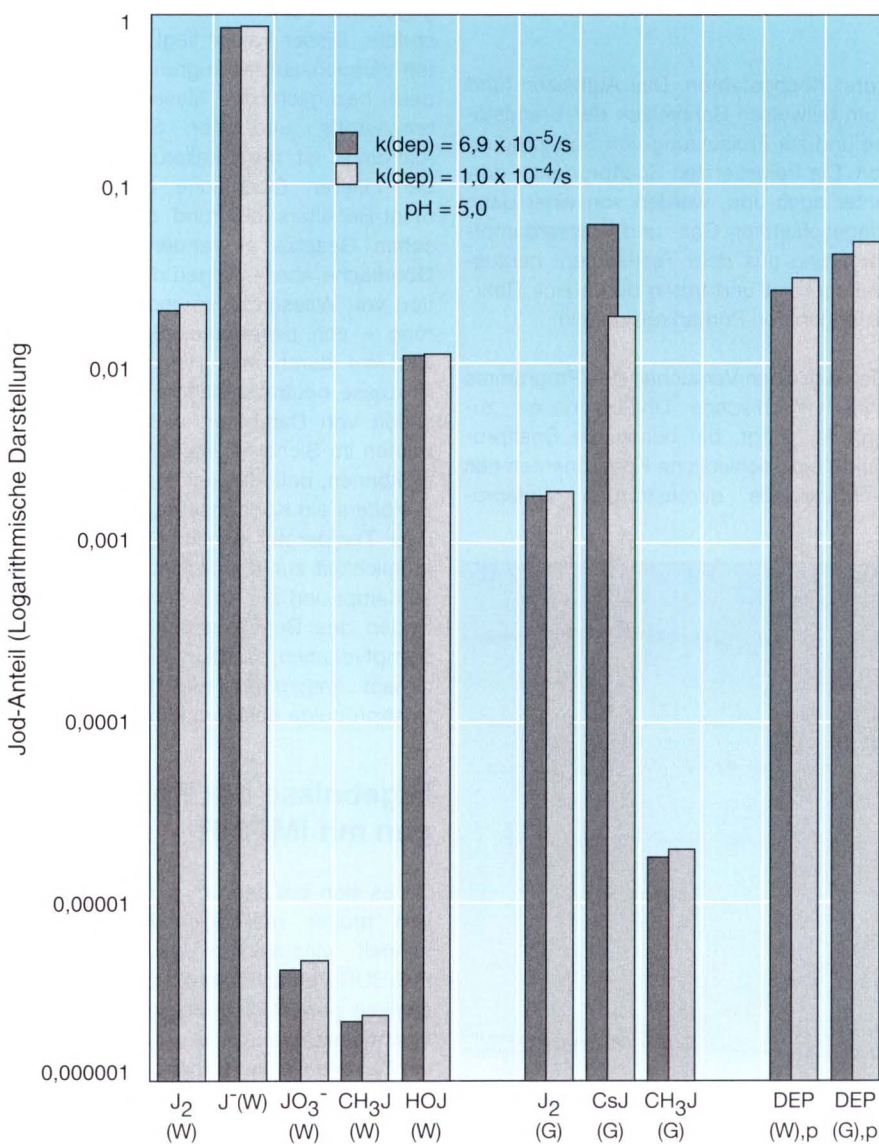


Bild 5.33: Jod-Anteile nach 14 Stunden

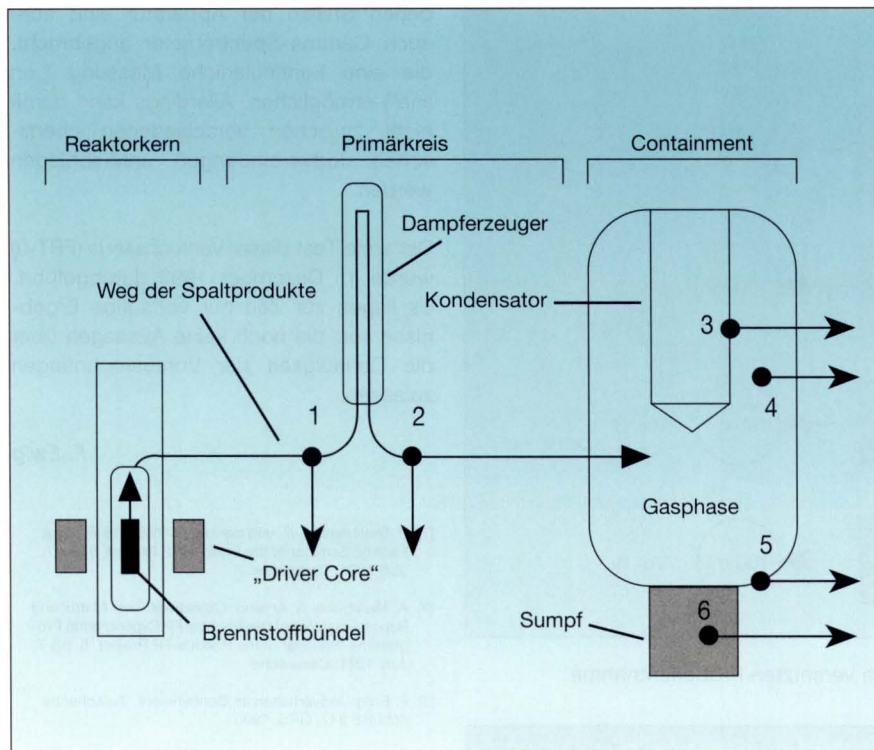


Bild 5.34: Die Jod-Meßpunkte beim PHEBUS-Experiment

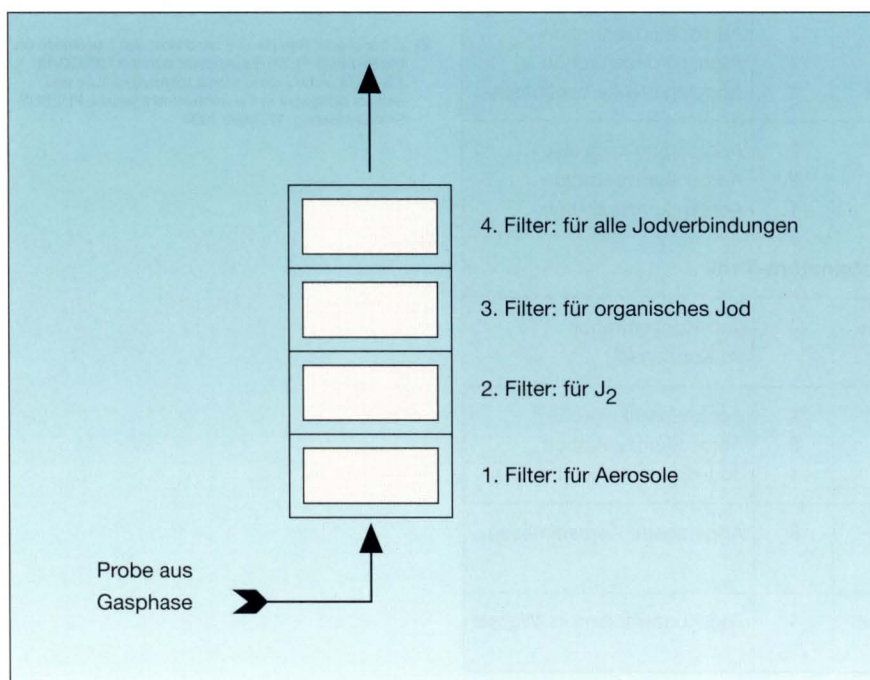


Bild 5.35: Aufbau eines Maypack-Filters zur Jod-Bestimmung

Die Meßpunkte und ihre Instrumentierung

Die Richtigkeit der Rechenergebnisse läßt sich natürlich nur dann überprüfen, wenn der Versuchsaufbau mit geeigneten Meßinstrumenten ausgestattet ist, die möglichst genaue Angaben über die Konzentrationen der verschiedenen Jodspezies zu verschiedenen Zeitpunkten liefern. Daher ist das PHEBUS-Experiment an mehreren Punkten des Primärkreises und des Containment-Tanks mit Einrichtungen zur Analyse der freigewordenen Spaltprodukte instrumentiert.

Die folgenden Instrumente werden zur Untersuchung des Spaltproduktverhaltens, insbesondere von Jod, verwendet (Bilder 5.34, 5.35, 5.36 und Tabelle 5.3):

- **Impaktoren** werden von Gasproben durchströmt. Dabei schlagen die Partikel auf Metalloberflächen auf und verursachen dort Einschlagsspuren. Diese werden nach dem Versuch analysiert und geben Rückschlüsse auf die Größe der Aerosolpartikel.
- **Aerosolfilter** werden von Proben aus der Gasphase durchströmt. Aus der Masse der absorbierten Partikel und der Gasmenge läßt sich die Konzentration des Aerosols ermitteln.
- **Maypack-Filter** sind geeignet, um die Konzentration verschiedener Jodverbindungen in der Gasphase zu bestimmen. Sie bestehen aus vier Filtern, von denen jeder eine andere Jodspezies absorbiert. Mit dieser Methode können die Konzentrationen einzelner Verbindungen und die Gesamtjodkonzentration bestimmt werden.
- **Test-Coupons** sind im unteren Bereich des Containment-Tanks angebracht. Ihre Oberfläche ist horizontal ausgerichtet, so daß sich Partikel durch Sedimentation auf ihnen ablagern können.
- Außerdem werden **Wasserproben** genommen von der Oberfläche des Kondensators und aus dem Sumpf.

Diese Methoden liefern Analyseergebnisse, die jedoch auf die Zeitpunkte der Probenahme beschränkt sind. An verschie-

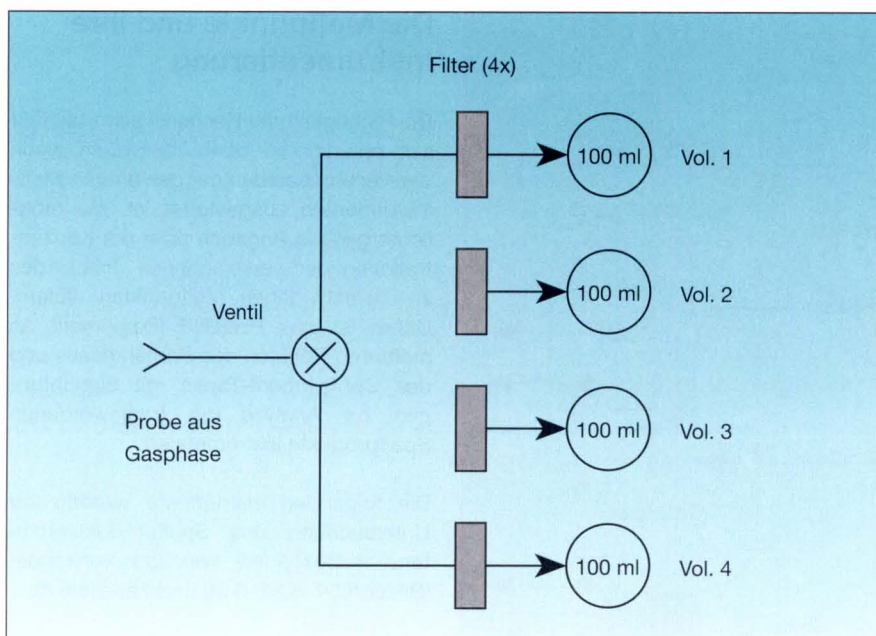


Bild 5.36: Aufbau einer Filterkolonne zur zeitlich versetzten Probenentnahme

Punkt	Instrumente	Anzahl	gemessene Eigenschaft
Meßpunkte im Primärkreis			
1 Vor Dampferzeuger	Impaktoren (2x)	2	Aerosolpartikelgröße
	Filter (2x)	2	Aerosolkonzentration
	4fach Filter	1	Aerosolkonzentration
	Thermo-Gradient-Rohr	1	Abgelagerte Aerosolmasse
2 Nach Dampferzeuger	Impaktoren (2x)	2	Aerosolpartikelgröße
	Filter (2x)	2	Aerosolkonzentration
	4fach Filter	1	Aerosolkonzentration
Meßpunkte im Containment-Tank			
3 Oberfläche Kondensator	Entnahme Wasserprobe (30 cm ³)	4	Jod-Konzentration im Kondensat
4 Gasphase	Impaktoren	4	Aerosolpartikelgröße
	Filter	8	Aerosolkonzentration
	Maypack-Filter	4	Jod-Konzentration im Gas
5 Oberfläche Tank	Test-Coupons mit horizontaler Oberfläche	8	Abgelagerte Aerosolmasse
6 Sumpf	Entnahme Wasserprobe	4	Jod-Konzentration im Wasser

Tabelle 5.3: Instrumentierung der Meßpunkte beim PHEBUS-Versuch, Serie FPT-0

denen Stellen der Apparatur sind aber auch Gamma-Spektrometer angebracht, die eine kontinuierliche Messung („on line“) ermöglichen. Allerdings kann damit nicht zwischen verschiedenen chemischen Jodverbindungen unterschieden werden.

Der erste Test dieser Versuchsserie (FPT-0) wurde im Dezember 1993 durchgeführt. Es liegen zur Zeit nur vorläufige Ergebnisse vor, die noch keine Aussagen über die Genauigkeit der Vorausrechnungen zulassen.

F. Ewig

[1] P. Delchambre, P. von der Hardt: PHEBUS-FP Test Facility, Seminar of the Phebus-FP Project, 5. bis 7. Juni 1991, Cadarache

[2] A. Markovina, A. Arnaud: Objectives, Test Matrix and Representativity of the Phebus-FP Experimental Programme, Seminar of the Phebus-FP Project, 5. bis 7. Juni 1991, Cadarache

[3] F. Ewig: Jodverhalten im Containment, Zwischenbericht RS 847, GRS, 1993

[4] S. Guntay, R. Cripps: IMPAIR/3: A computer program to analyze the iodine behaviour in multi-compartments of a LWR containment, PSI-Bericht Nr. 128, 1992

[5] G. Weber, F. Ewig, Th. Kullmann, H. Malign-Emeis: Integration des Jodmodells IMPAIR in das Containment-Rechenprogramm FIPLOC-MI, GRS, Dezember 1993

[6] J. Langhans: Results of a blind post test calculation on the PHEBUS FPT/0-Experiment with the FIPLOC-M-1.5-code on two-dimensional thermohydraulic and aerosol behaviour in the containment vessel, PHEBUS-SAWG-Meeting, 17. März 1994

5.9 Nachweis der Kritikalitätssicherheit bei Transportbehältern für abgebrannte Brennelemente – Stand der Technik und neue Trends

Der Transport abgebrannter Brennelemente aus einem Kernkraftwerk z.B. zur Wiederaufarbeitungsanlage oder zu einem Zwischenlager gehört, auch wenn er in Deutschland gelegentlich zum politischen Ereignis wird, international gesehen zur täglichen Routine. Der erreichte hohe Sicherheitsstand beruht im wesentlichen auf den dabei eingesetzten Transportbehältern. Um nach den internationalen Transport-Richtlinien der IAEA als Typ-B(U)-Verpackung zugelassen zu werden, müssen diese Behälter eine Reihe von teilweise spektakulären Tests bestehen. Die bekanntesten dürften der 9-Meter-Falltest und ein 30-Minuten-Feuertest sein. In Deutschland ist das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) die zuständige Behörde für Behälterzulassungen. Die GRS hat hier in zahlreichen Fällen bei Auslegung und Erstellung von Sicherheitsnachweisen für die Kritikalitätssicherheit von Transportbehältern mitgewirkt.

Auslegungsziele

Die auslegungsbestimmenden Schutzziele sind

- Abschirmung der von bestrahlten Brennelementen ausgehenden radioaktiven Strahlung,
- sicherer Einschluß des radioaktiven Inventars,
- Abfuhr der Nachzerfallswärme,
- Kritikalitätssicherheit des Kernbrennstoffes.

Um diese Anforderungen zu erfüllen, weisen die meisten hierzulande eingesetzten Transportbehälter bestimmte Konstruktionsmerkmale auf, wie z.B. einen dickwandigen Mantel aus Stahl oder Sphäroguß, zusätzlich moderierende Materialien zur Verbesserung der Neutronenabsorption, ein aufwendiges Dichtungssystem im Deckelbereich sowie Kühlrippen an der äußeren Mantelfläche (Bild 5.37).

Entscheidend für die Kritikalitätssicherheit eines mit Brennelementen beladenen Transportbehälters – d.h. das sichere Verhindern einer nuklearen Kettenreaktion im vorhandenen Kernbrennstoff – ist die Anzahl der Brennelemente, deren geometrische Anordnung und das umgebende Material.

Um sicherzustellen, daß die in der Kritikalitätsauslegung berechnete Brennelement-Konfiguration auch unter Transportbedingungen und bei Störfällen eingehal-

ten wird, befindet sich im Innenraum des Transportbehälters ein sogenannter Brennelement-Korb mit Lagerpositionen für jedes einzelne Brennelement. Der Brennelement-Korb ist in der Konstruktion dem jeweiligen Brennelementtyp angepaßt.

Nachweis der Kritikalitätssicherheit

Der Nachweis der Kritikalitätssicherheit hat im Rahmen der Behälterzulassung einen hohen Stellenwert; eine versehentlich oder als Folge eines Störfalls herbeigeführte Kritikalität könnte auch die übrigen, oben angeführten Schutzziele gefährden. Der Sicherheitsnachweis wird durch Rechnungen erbracht. Im Vergleich zu reaktordynamischen Berechnungen kann hier mit einem einfacheren, zeitunabhängigen physikalischen Modell gearbeitet werden. Dies erlaubt andererseits eine genauere Behandlung der energieabhängigen Wirkungsquerschnitte (sogenannte Vielgruppenrechnungen).

Seit Anfang der 80er Jahre hat sich besonders das Monte-Carlo-Rechenverfahren bewährt. Im Unterschied zu den deterministischen Verfahren hat hier der Anwender die Möglichkeit, sein geometrisches Rechenmodell – in diesem Fall einen beladenen Transportbehälter – in dreidimensionaler Darstellung den realen Verhältnissen sehr genau anzupassen (Bild 5.38).

In der GRS wird das am Oak Ridge National Laboratory (USA) entwickelte Programmsystem SCALE Version 4 standardmäßig eingesetzt. Es enthält zur Behandlung dreidimensionaler stationärer Kritikalitätsprobleme den Monte-Carlo-Code KENO Va. Die dazu erforderlichen „Materialdaten“ stehen in Form von fünf verschiedenen Wirkungsquerschnitts-Bibliotheken zur Verfügung.

Die Erfahrung aus der Nachrechnung von Kritikalitätsexperimenten und der Beteiligung an internationalen Benchmarks zeigt, daß im Bereich der Datenbasis noch ein Potential zur Verbesserung der Rechenverfahren liegt. Die bisher zur Verfügung stehenden Wirkungsquerschnitts-Bibliotheken beruhen im wesentlichen auf der amerikanischen Datensammlung „Evaluated Nuclear Data File“ (ENDF-B IV). Die GRS ist deshalb bestrebt, sich auf der Grundlage einer zweiten, davon unabhängigen Datenbasis weitere diversitäre Wirkungsquerschnitts-Bibliotheken für Kritikalitätsrechenprogramme zu erstellen. Diese Möglichkeit ist durch die europäische Datenbasis „Joint European File“ (JEF)

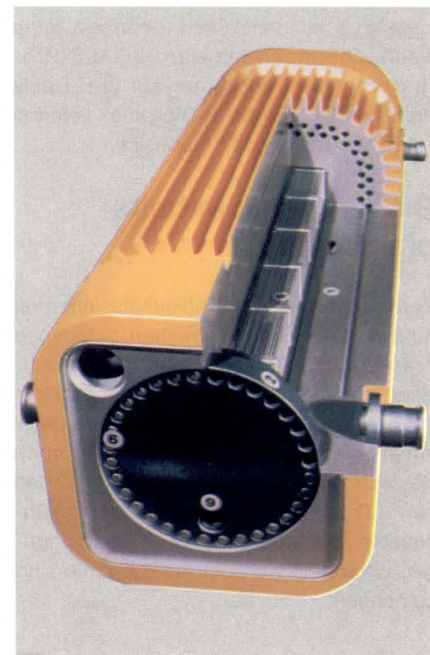


Bild 5.37: Schnittmodell eines Transport- und Lagerbehälters vom Typ CASTOR

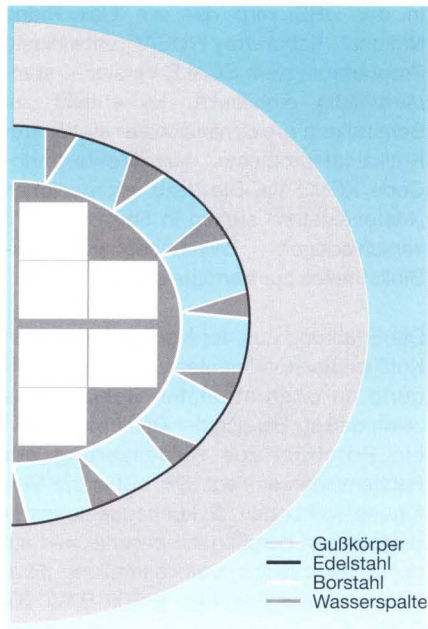


Bild 5.38: Querschnitt-Darstellung (rechte Hälfte) des KENO-Rechenmodells für einen Transportbehälter mit 27 DWR-Brennelementen

gegeben. Eine entsprechende Zusammenarbeit mit der Universität Stuttgart wurde bereits vor einigen Jahren vereinbart. Erste Testrechnungen mit dem SCALE-Programmsystem und einer auf JEF-Basis erstellten 292-Gruppen-Bibliothek lieferten erfolgversprechende Ergebnisse.

Bisherige Sicherheitsphilosophie

Zum Nachweis der Kritikalitätssicherheit für einen mit Brennelementen beladenen Transportbehälter wird durch Rechnungen gezeigt, daß der Neutronenmultiplikationsfaktor als maßgeblicher Parameter einen Wert nicht übersteigt, der noch deutlich unterhalb des kritischen Wertes von 1,0 liegt. Dabei müssen die ungünstigsten Betriebs- und Störfallbedingungen unterstellt werden. Als Beispiele sind zu nennen:

- In der Regel werden Transportbehälter im Kernkraftwerk unter Wasser beladen und anschließend für den Transport

trocken gelegt. Da der wassergeflutete Zustand für Brennelemente auslegungsbedingt der reaktiveren ist, muß dieser untersucht werden.

- Im Hinblick auf Handhabungsstörfälle wie einen Behälterabsturz wird untersucht, ob durch eine Dejustierung von Brennelementen aus ihren vorgesehenen Positionen einen reaktiveren Anordnung entstehen kann.
- Außerdem wurde bisher von frischem Brennstoff mit einem U-235-Gehalt zwischen 3% und 5% (je nach Brennelementtyp) ausgegangen, obwohl in der Praxis bei abgebrannten Brennelementen der Spaltstoffanteil niedriger liegt (ca. 0,85% U-235, 1% Pu-239). Diese Annahme deckt auch den - sehr unwahrscheinlichen - Fall einer Verwechslung von abgebrannten und frischen Brennelementen ab.

Neuere Vorgehensweise

In den letzten Jahren wurde in einigen Ländern, z.B. den USA und Frankreich, dazu übergegangen, einen Teil des abbrandbedingten Reaktivitätsverlustes in die Kritikalitätsanalysen einzubeziehen. Dies hat verschiedene Gründe.

Einerseits bewirkt der Trend zu höheren Abbränden im Reaktor, daß frische Brennelemente häufig mit höherem Spaltstoffgehalt hergestellt werden. Wird nun in den Kritikalitätsanalysen weiterhin der frische Brennstoff zugrunde gelegt, so kann dies in der Praxis zu Einschränkungen führen, da der geforderte Sicherheitsnachweis nun für einen höheren „theoretischen“ Spaltstoffgehalt zu erbringen ist. So müssen unter Umständen Brennelement-Körbe für Transportbehälter neu ausgelegt oder die Anzahl der Brennelemente pro Behälter reduziert werden.

Andererseits ermöglichen Fortschritte in der meßtechnischen und rechnerischen Erfassung von Abbrandzuständen, daß bestimmte abbrandspezifische Randbedingungen in den Analysen zur Kritikalitätssicherheit als reaktivitätsmindernd berücksichtigt werden können, ohne dadurch den bisherigen Sicherheitsabstand zu verringern.

Dabei wird in folgender Weise vorgegangen:

Primär bewirkt der Abbrand im UO_2 -Brennstoff eine Abnahme des Anteils des spaltbaren Nuklids U-235. Das als Nebeneffekt aus U-238 erbrütete Plutonium wird zum Teil ebenfalls wieder abgebrannt. Als Folge entstehen Spaltprodukte und höhere Aktiniden in der Brennstoffmatrix, die in der Summe als Neutronenabsorber und damit ebenfalls reaktivitätsmindernd wirken.

Der Abbrand ist über die Länge eines Brennelementes unterschiedlich stark ausgeprägt, in der mittleren Zone am stärksten, in der oberen und unteren Randzone deutlich schwächer (Abbrandprofil, Bild 5.39). In den Kritikalitätsanalysen wird als reaktivitätsmindernd nur der reduzierte Spaltstoffanteil (einschließlich der Plutoniumrestmenge) berücksichtigt. Von Spaltprodukten und Aktiniden als Neutronenabsorber wird kein Kredit genommen. Hinsichtlich der quantitativen Annahmen wird ein Mindestabbrand, z.B. der an den Endzonen gemessene, niedrige Wert für das gesamte Brennelement zugrunde gelegt. Damit wird eine Überschätzung der reaktivitätsmindernden Einflüsse vermieden.

Durch den zusätzlichen Einsatz eines Brennelementemonitors zur Abbrandmessung neben der systematischen Erfassung der Abbrandgeschichte für jedes Brennelement ist die nach dem Störfallprinzip geforderte unabhängige Doppelkontrolle gegen Verwechslung gegeben.

In Deutschland wurde bisher nur ein französischer Behältertyp eingesetzt, bei dem in der Kritikalitätsauslegung von einem Mindestabbrand Kredit genommen wurde. In den USA und Frankreich gibt es bereits größere praktische Erfahrung auf diesem Gebiet.

Internationaler Vergleich der Rechenverfahren

Im Rahmen einer OECD-NEA Benchmark Group wird zur Zeit ein Kritikalitäts-Benchmark mit Abbrandberücksichtigung

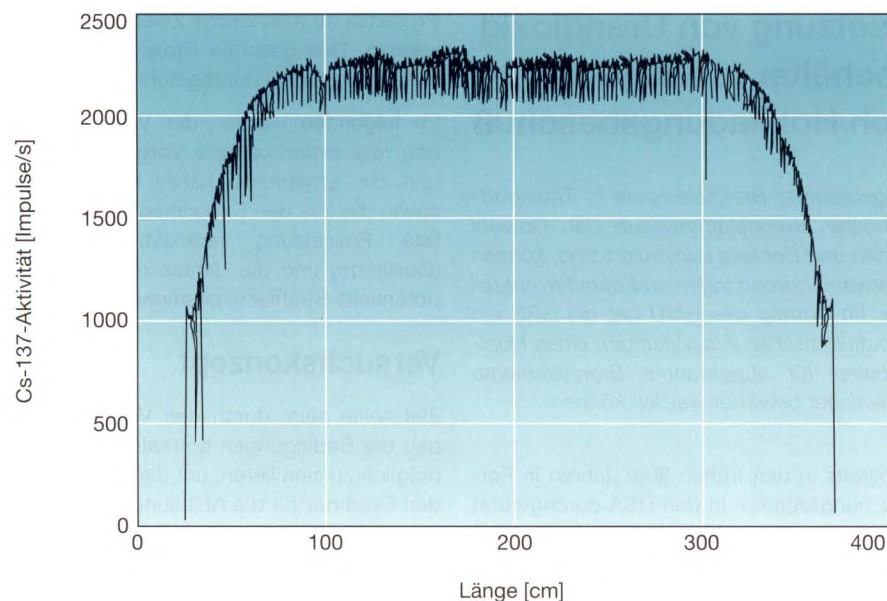


Bild 5.39: Beispiel für das axiale Abbrandprofil eines DWR-Brennelements, gemessen anhand der Cs-137-Aktivität (Gamma-Scan, Quelle: M. C. Brady Sandia Nat. Lab.)

(„Burnup Credite Criticality Benchmark“) durchgeführt. An diesem Vergleich nehmen 21 Institute aus elf Ländern teil. Auf deutscher Seite sind das BfS und die GRS mit eigenen Rechnungen beteiligt. Die wesentlichen Ziele des Benchmarks sind

- die quantitative Ermittlung des Einflusses verschiedener abbrandspezifischer Parameter bei Kritikalitätsproblemen,
- ein Vergleich der Ergebnisse verschiedener Rechencodes, Datenbasen und

Anwendergruppen untereinander und mit Meßwerten.

In der Phase I wurden für das vereinfachte Modell eines Brennstabgitters in Wasser Vergleichsrechnungen für frischen Brennstoff und bei Berücksichtigung eines gleichmäßigen Abbrandes durchgeführt. Dabei wurde von verschiedenen Abbrandwerten und Kühlzeiten ausgegangen. In Tabelle 5.4 ist eine Auswertung der Ergebnisse zusammengefaßt.

Kühlzeit	Abbrand:	30 GWd/t	40 GWd/t
1 Jahr	Aktiniden	0,192	0,249
	Spaltprodukte	0,105	0,125
	Summe	0,297	0,374
5 Jahre	Aktiniden	0,209	0,272
	Spaltprodukte	0,116	0,142
	Summe	0,325	0,414

Tabelle 5.4: Im Rahmen des OECD-Benchmarks berechnete Reaktivitätsabnahme in δk bei Berücksichtigung von Aktiniden- und Spaltproduktentstehung für verschiedene Abbrandwerte und Kühlzeiten [1]

Angegeben ist jeweils die Abnahme des Neutronenmultiplikationsfaktors k gegenüber dem k -Wert von frischem Brennstoff, der für dieses Problem bei 1,44 liegt. Die Abnahme des k -Wertes beträgt $\delta k = 0,3$ bis 0,4.

In den weiteren Phasen des Benchmarks sind Abbrandprofile zu berücksichtigen und das Modell eines beladenen Transportbehälters zu berechnen.

Beim Vergleich von Rechnung und Experiment ist man bisher auf Messungen zur Verbesserung der reaktorphysikalischen Datenbasis angewiesen. So laufen an den Testreaktoren DIMPLe in Winfrith (Großbritannien) und MINERVE in Cadarache (Frankreich) Experimente zur Untersuchung der Reaktivitätsabnahme durch Spaltprodukte und zur Validierung der abbrandspezifischen Wirkungsquerschnitts-Datenbasis. Ergebnisse werden regelmäßig auf den Treffen der OECD-Arbeitsgruppe vorgetragen.

In den USA ist derzeit ein kritisches Experiment mit einem Brennstabgitter in Vorbereitung, in das auch bestrahlte Brennstäbe eingesetzt werden. Damit ergibt sich die Möglichkeit eines direkten Vergleichs zwischen Meßwert und Rechnung für den integralen kritischen Parameter der Neutronenmultiplikation k .

Eine umfassendere Veröffentlichung von Ergebnissen des Benchmarks und von Experimenten ist auf der im September 1995 stattfindenden internationalen Tagung über Kritikalitätssicherheit (ICNC) geplant.

B. Gmal

[1] M. TAKANO: OECD/ NEA Burnup Credit Criticality Benchmark, Results of Phase 1 A, JAERI-M 94-003, Januar 1994

5.10 Bestimmung der Freisetzung von Urandioxid aus einem Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente nach Hohlladungsbeschuß

Der Transport und die Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente in Transportbehältern stellt einen wichtigen Teil des nuklearen Brennstoffkreislaufs dar. Obwohl diese Transportbehälter mit sehr starken Wänden und Deckeln konstruiert sind, können bestimmte Waffen möglicherweise die Behälterwand durchdringen und damit eventuell eine Freisetzung radioaktiver Stoffe bewirken. Im Auftrag des BMU hat die GRS ein Versuchsprogramm spezifiziert, mit dem die radiologischen Auswirkungen eines Hohlladungsbeschusses auf einen Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente während des Transports oder in einem Zwischenlager bewertet werden können.

Die Abmessungen des gesamten Behälters und sein inneres Volumen sind generell darauf ausgerichtet, eine bestimmte Art und Anzahl abgebrannter Brennelemente aufzunehmen. Die Behälter haben sehr starke Wände und Deckel, und ihr Gesamtgewicht kann 100 Tonnen überschreiten. Die Hauptgründe für die große Wandstärke von etwa 40 cm sind zum einen der hohe Abschirmungsgrad, der die durch radioaktiven Zerfall entstehende Strahlung reduzieren soll. Zum anderen ist eine hohe mechanische Stabilität notwendig, um die abgebrannten Brennelemente effektiv zu schützen und jegliche bedeutsame Freisetzung von radioaktiven Stoffen bei möglichen Transport- und Lagerungsunfällen zu verhindern. Gleichzeitig bieten diese Eigenschaften einen wirkungsvollen Schutz des abgebrannten Brennstoffs gegen denkbare Sabotagehandlungen.

Einige auf militärischem Gebiet verfügbare, panzerbrechende Waffen können jedoch möglicherweise die Wand eines solchen Transportbehälters durchdringen, eine teilweise Zerstörung der abgebrannten Brennelemente bewirken und zu einer Freisetzung radioaktiver Stoffe durch die Einschußöffnung führen. Um die potentiellen radiologischen Auswirkungen solcher Sabotageakte abzuschätzen und um zu entscheiden, in welchem Ausmaß Schutzmaßnahmen erforderlich sind, müssen quantitative Daten über mögliche Freisetzungen bei solchen Fällen verfügbar sein. Experimentelle Untersuchungen auf diesem Gebiet sind

bereits in den frühen 80er Jahren in Forschungszentren in den USA durchgeführt worden. Es zeigte sich jedoch, daß zusätzliche Experimente mit unterschiedlichen Ansätzen und Meßtechniken verbesserte Quelltermdaten zu Sabotageakten mit Hohlladungen gegen Transportbehälter liefern könnten. Es war zu erwarten, daß ein Experiment mit einem typischen modernen Behälter und einer Brennelementanordnung (jedoch mit unbestrahltem UO_2) im Maßstab von nahezu 1:1 weniger Extrapolationsschritte bei der Bestimmung des Quellterms bei einem Sabotageakt mit Hohlladung gegen einen Transportbehälter benötigen würde.

Im Zusammenhang mit einer vom BMU in Auftrag gegebenen Bewertung der potentiellen radiologischen Auswirkungen eines Hohlladungsbeschusses auf einen Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente während des Transports oder in einem Zwischenlager wurde von der GRS ein Versuchsprogramm vorgeschlagen und spezifiziert. Für die Organisation und die Durchführung des Projekts zeichnete die Firma Dornier, Friedrichshafen, verantwortlich. Das Institut für Toxikologie und Aerosolforschung der Fraunhofer-Gesellschaft (FhG-ITA), Hannover, übernahm die Planung und die Durchführung der Aerosolmessungen. Der GRS oblag die Funktion eines wissenschaftlichen Beraters. Die Versuche wurden 1992 im Centre d'Etudes de Gramat (CEG) in Frankreich durchgeführt, einer Forschungseinrichtung, in der uranhaltige

Projektile für militärische Zwecke getestet werden. Das gesamte Projekt wurde im Auftrag des BMU durchgeführt.

Im folgenden werden der Versuchsaufbau, die experimentelle Vorgehensweise und die Ergebnisse näher beschrieben sowie die aus den Experimenten abgeleitete Freisetzung radioaktiver Stoffe (Quellterm) und die daraus resultierende potentielle Strahlenexpositionen.

Versuchskonzept

Ziel sollte sein, durch den Versuchsaufbau die Bedingungen so realitätsnah wie möglich zu simulieren, um die Anzahl und den Grad der für die Ableitung des Quellterms für einen realen Brennelementbehälter notwendigen Extrapolationsschritte zu reduzieren. Hieraus ergab sich die folgende Versuchsanordnung:

- Es wurde ein Behälter des Typs CASTOR IIa für abgebrannte Brennelemente verwendet, der Originalabmessungen aufwies und lediglich in seiner Länge auf ein Drittel verkürzt war.



Bild 5.40: Der CASTOR-Versuchsbehälter wird mit verkürzten Brennelementen befüllt.

- Der Behälter wurde mit neun DWR-Brennelementen bestückt (Bild 5.40). Die Brennelemente wurden verkürzt, damit sie samt Tragkorb in den Behälter paßten. Als Simulator für den abgebrannten Brennstoff wurden die Brennstäbe mit unbestrahlten Pellets aus abgereicherter UO_2 gefüllt und mit einem inneren Gasdruck von 4 MPa beaufschlagt, um Abbrandbedingungen zu simulieren.
- An der Seite der Behälterwand, in die das Eindringen des Hohlladungsgeschosses vorgesehen war, wurde eine Probenahmekammer angebracht. Dort sollte das gesamte durch den Einschußkanal freigesetzte Material gesammelt werden. Damit alles austretende Material meßtechnisch erfaßt werden konnte, wurde die Probenahmekammer mit einem schnellschließenden Absperrschieber versehen, der bei der Detonation der Ladung betätigt wurde.
- Ein aufwärts gerichteter Luftstrom mit einer Geschwindigkeit von 30 cm/s, der mittels einer Sintermetallfritte über den gesamten Querschnitt der Probenahmekammer homogenisiert war, diente als Gravitationsabscheider. Partikel mit einer Ablagerungsgeschwindigkeit von mehr als 30 cm/s lagerten sich durch Gravitation auf der Sintermetallfritte ab. Aerosolpartikel mit Ablagerungsgeschwindigkeiten unter 30 cm/s, d.h. mit einem aerodynamisch äquivalenten Durchmesser (AED) unterhalb von 100 μm , verblieben im Luftstrom und wurden anderen Aerosolmeßgeräten zugetragen.
- Um die Aerosolpartikel nach ihrem AED klassifizieren zu können, wurde der Luftstrom zunächst durch einen speziell konstruierten Großstaubimpaktor geleitet, in dem sich die Partikel von 12,5 bis 100 μm in drei Stufen (12,5 bis 25 μm , 25 bis 50 μm , 50 bis 100 μm) ablagerten. Partikel kleiner als 12,5 μm verblieben im Luftstrom und wurden entweder auf Aerosolfiltern abgeschieden oder von einem Teilstrom in einen fünfstufigen Feinstaubimpaktor für Partikelgrößen unterhalb 12,5 μm getragen. Parallel zum Hauptluftstrom führte ein Luftschlauch am oberen Ende der Probenahmekammer die Luft zu zusätzlichen Feinstaubimpaktoren mit acht und

zehn Stufen sowie zu einem Aerosol-Photometer, um eine zeitliche Auflösung der Freisetzung zu erhalten. Die Haupt-aerosolmeßinstrumente wurden 30 Sekunden vor Zündung der Hohlladung aktiviert. Das Schnellschlußventil der Probenahmekammer schloß sich innerhalb von 7 ms, um alle Partikel aus dem Behälter vollständig in der Probenahmekammer einzuschließen und zu sammeln.

- Durch Wiegen wurde die Masse der Staubproben bestimmt, die sich auf den verschiedenen Impaktorstufen, den Filtern, den Oberflächen im Inneren der Probenahmekammer und auf der Sintermetallfritte abgelagert hatten. Die von UO_2 ausgehende charakteristische Gammastrahlung diente zur Unterscheidung zwischen der freigesetzten Masse an UO_2 und anderen Strukturmaterialien des Behälters, des Brennelement-Tragkorbs bzw. der Brennelement-Hüllrohre.

- Als Ersatz für abgebrannte LWR-Brennelemente wurde unbestrahltes, abgereichertes UO_2 verwendet. Dies hat folgende Vorteile: Unbestrahlte, gesinterte UO_2 -Pellets haben eine klar definierte Zusammensetzung und im wesentlichen die gleichen Materialeigenschaften wie abgebrannter Brennstoff – abgesehen von den Effekten, die durch hohen Neutronenfluß, hohe Temperaturen und die Entstehung von Spaltprodukten während

des Abbrandprozesses hervorgerufen werden. In unabhängigen Labormessungen in heißen Zellen, wie z.B. aus den USA, können Unterschiede im Stauberzeugungsverhalten des abgebrannten Brennstoffs im Vergleich zu frischem Brennstoff sowie das möglicherweise gesteigerte Freisetzungverhalten einiger leichter flüchtiger Spaltprodukte bestimmt werden.

Versuchsaufbau

Die prinzipielle Versuchsanordnung ist in Bild 5.41 dargestellt. Der Behälter hat die Originalabmessungen eines CASTOR-Behälters für abgebrannte Brennelemente; lediglich die Länge ist auf ein Drittel reduziert. Dementsprechend wurden die Brennelemente, die im Tragkorb in einer Anordnung von 3 x 3 platziert waren, in ihren ursprünglichen Abmessungen belassen und nur um die entsprechende Länge verkürzt. Der Behälterdeckel entsprach ebenfalls nicht ganz den Originalabmessungen, sondern war an die Versuchsbedürfnisse angepaßt. Er war mit Durchführungen versehen, um die Zeitabhängigkeit des internen Druckaufbaus nach dem Beschuß zu messen und um einen Unterdruck im Inneren des Behälters erzeugen zu können, wie er bei der Zwischenlagerung und teilweise während des Transports üblich ist.

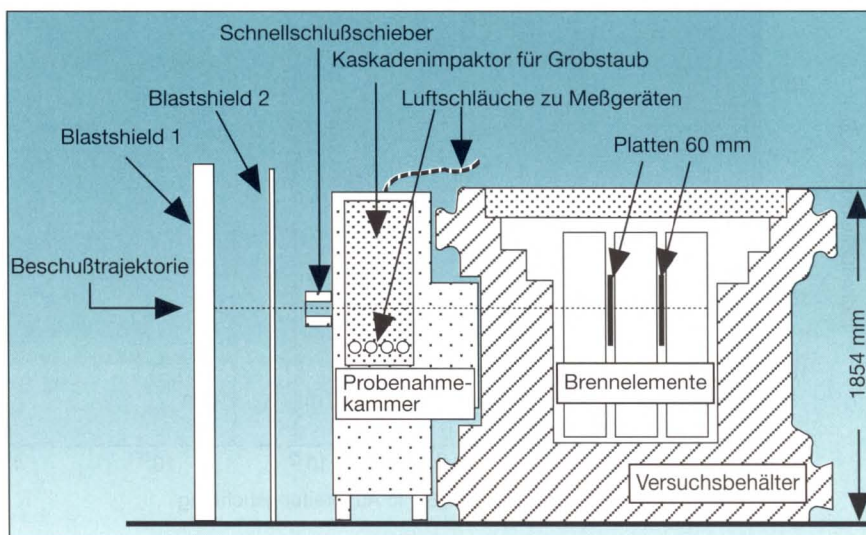


Bild 5.41: Schnittbild der Versuchsanordnung

Versuchsprogramm und Ergebnisse

In den Versuchen waren einerseits die drastischen Bedingungen einer Hohlladungsdetonation zu berücksichtigen und andererseits die empfindlichen Aerosolinstrumente zur Sammlung und Analyse der aus dem beschädigten Behälter freigesetzten Stoffe. Im Verlauf dreier Beschuß-Vorversuche waren die Geräte und deren Leistung getestet und so verbessert worden, daß die Hauptexperimente im wesentlichen störungsfrei durchgeführt werden konnten.

Tabelle 5.5 faßt die wesentlichen Versuchsergebnisse bezüglich der freigesetzten Uranmassen zusammen. Zusätzlich zu den Daten von Tabelle 5.5 sind die Größenverteilungen für Partikel unterhalb

von 12,5 µm gemessen worden. Die Freisetzung erfolgte kurzfristig, unmittelbar nach Durchschuß der Behälterwand. Weniger als 1% des feinen (< 12,5 µm) Partikelstaubs wurde nach den ersten 30 Sekunden registriert. Die ersten beiden Beschußversuche bei Normaldruck im Versuchsbehälter ergaben reproduzierbar das Ergebnis von 1 g freigesetztem Uran im Partikelgrößenbereich < 12,5 µm und von ca. 2,6 g im Größenbereich 12,5 bis 100 µm. Bei einem Unterdruck von 0,08 MPa im Behälter wurden 4 g im Größenbereich unter 12,5 µm und 0,3 g zwischen 12,5 bis 100 µm freigesetzt. Nach Öffnen des Behälters und der Untersuchung des durch die Hohlladung verursachten Schadens an den Brennelementen ergab sich, daß die Freisetzung von Uranstaub durch den Einschußkanal der Hohlladung von dem ersten der drei in

Reihe hintereinander angeordneten Brennelemente bestimmt wird.

Abschätzung des Quellterms

Gemäß den in [1] angegebenen Versuchsergebnissen ist die Stauberzeugung durch einen Hohlladungsbeschuß für abgebrannten Brennstoff und für unbestrahlten Brennstoff vergleichbar. In Experimenten ist jedoch eine erhöhte Freisetzung einiger Spaltprodukte im Vergleich mit der Freisetzung von Uran, anderen Aktiniden sowie nichtflüchtigen Spaltprodukten für die lungengängigen Partikel bestimmt worden [2, 3]. Zur Ableitung des Quellterms für den Hohlladungsbeschuß eines Transportbehälters wurden die folgenden Anreicherungsfaktoren für Partikel unterhalb 12,5 µm angewendet:

Cs, Te, J	50
Ru, Rh, Sb	10
Ce, Sr, Y, Ba, Pr, Pm	5
Sm	3
Eu	1

Zur Quelltermberechnung wurde das Radionuklidinventar pro Gramm abgebrannten Brennstoffs mit einem Abbrand von 35 GWd/tUO₂ und einer Abklingzeit von sieben Jahren berechnet. Diese Daten wurden, zusammen mit den oben genannten elementspezifischen Anreicherungsfaktoren, dazu verwendet, die nach einem Hohlladungsbeschuß auf einen Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente radionuklidspezifischen Aktivitätsfreisetzungen zu bestimmen. Der Quellterm beinhaltet Aktivitätsfreisetzungen relevanter Radionuklide als Funktion des aerodynamisch äquivalenten Partikeldurchmesserbereichs entsprechend den in Tabelle 5.5 angegebenen Versuchsergebnissen. Zusätzlich wurde für radioaktive Edelgase (Kr-85 und H-3) konservativ angenommen, daß es bei Brennstäben, die als Folge eines Hohlladungsbeschusses ihren internen Gasdruck verlieren, zu einer 100%igen Freisetzung kommt. Die Beschußversuche zeigten, daß durchschnittlich 20% aller Brennstäbe der drei hintereinander angeordneten Brennelemente beschädigt wurden.

AED [µm]	Masse an freigesetztem Uran [g]	
	Behälterinnendruck normal	0,08 MPa
< 12,5	1,0	0,4
12,5 - 25	0,7	0,1
25 - 50	1,0	0,1
50 - 100	0,9	0,1

Tabelle 5.5: Massenfreisetzung von Uranstaub

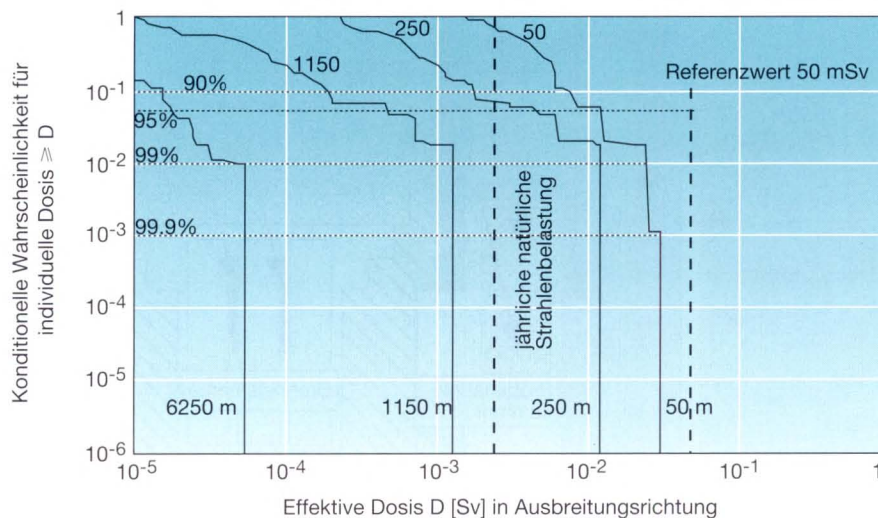


Bild 5.42: Kumulative komplementäre Häufigkeitsverteilung der Inhalationsdosis (50 a) – Aerodynamischer Partikeldurchmesser (AED) < 12,5 µm

Radiologische Auswirkungen

Für den aus den Versuchen abgeleiteten Quellterm sind Berechnungen der potentiellen Strahlenexposition von Personen in der näheren Umgebung eines beschädigten Brennelementtransportbehälters durchgeführt worden. Dabei wurde das Störfallanalyseprogramm COSYMA [4] zur Berechnung potentieller Dosen bei unterschiedlichen Entfernungen in Ausbreitungsrichtung vom Freisetzungsort eingesetzt. Dieses Programm ermöglicht die probabilistische Berechnung potentieller radiologischer Auswirkungen, wobei die atmosphärischen Ausbreitungsbedingungen und deren Eintrittswahrscheinlichkeit berücksichtigt werden, in diesem Falle typische Wetterdaten für große Teile Deutschlands.

Als eines der Ergebnisse zeigt Bild 5.42 die kumulative komplementäre Häufigkeitsverteilung der potentiellen effektiven Dosis durch Inhalation. Die Wahrscheinlichkeit – unter der Annahme einer tatsächlichen Freisetzung – einer bestimmten effektiven Dosis einer Person, die sich in einer bestimmten Entfernung in Ausbreitungsrichtung vom Freisetzungsort aufhält, kann von den Kurven abgelesen werden. Die Ergebnisse zeigen, daß bei kurzen Entfernungen (50 m) und mehr noch bei größeren Entfernungen die Inhalationsdosen sogar bei seltenen und un-günstigen Wetterbedingungen weit unter dem Referenzwert von 50 mSv liegen.

F. Lange

[1] R.P. Sandoval et al.: An assessment of the safety of spent fuel transportation in urban environs. Sandia National Laboratories, Albuquerque, SAND82-2365, TTC-0398, Juni 1983

[2] J.L. Alvarez, L. Isaacson, B.B. Kaiser, V.J. Novick: Waste forms response project, correlation testing, a status report, U.S. Department of Energy, Idaho Operation Office, Idaho National Engineering Laboratory, EGG-PR-5590, September 1981

[3] E.W. Schmidt, M.A. Walters, B.D.: Shipping cask sabotage source term investigation, Battelle Columbus Laboratories, Columbus, NUREG/CR-2472, BMI-2095, Oktober 1982

[4] COSYMA: A new program package for accident consequence assessment. Joint report by Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH and National Radiological Protection Board, Commission of the European Communities, Report EUR-13028 EN (1991)

5.11 Harmonisierung der Charakterisierung des Aktivitätsinventars von Kernkraftwerksabfällen in der Europäischen Union

Die Endlagerungsbedingungen bei deutschen (Morsleben, Konrad) wie bei anderen europäischen Endlagern enthalten neben der Begrenzung des Aktivitätsinventars von Radionuklidgruppen (α -, β/γ -Strahler) Aktivitätsbegrenzungen für zahlreiche Einzelnuclide. Dies verlangt in aller Regel die Charakterisierung des Aktivitätsinventars einzelner Abfallgebände für diese Einzelnuclide. Da sich hierunter nicht nur gut meßbare γ -Strahler befinden, erfordert diese Aufgabe eine Berechnung des Inventars einzelner Radionuclide in Abfallgebänden auf der Basis empirisch abgeleiteter Beziehungen zu gut meßbaren Nukliden, den sogenannten Schlüsselnucliden. In Deutschland hat die GRS bereits vor Jahren ein entsprechendes Verfahren für Kernkraftwerksabfälle entwickelt, das mittlerweile auf breiter Ebene Eingang in die Praxis der Abfallcharakterisierung gefunden hat.

Im Rahmen eines von der Europäischen Union und der Gesellschaft für Nuklear-Service (GNS) finanzierten Forschungsprojektes wird dieses Verfahren nunmehr für die Abfälle aus sieben europäischen Ländern angewandt. Neben der Bundesrepublik gehören dazu Frankreich, Belgien, Spanien und Ungarn, die hierzu Meßdaten von Kernkraftwerksabfallströmen liefern, sowie Großbritannien und Italien, die das Verfahren mit Meßdaten von festen Mischabfällen aus der Wiederaufarbeitung erproben wollen. Wie aus dem Zusammenwirken von Meßlabors verschiedener Länder und einer zentralen Auswertung der Meßergebnisse bei der GRS ein gemeinsames Vorgehen entwickelt wird, soll nachfolgend erläutert werden.

Auswerteverfahren

Das Verfahren der Datenauswertung beruht auf einer Regressionsanalyse der vorliegenden Meßdaten. Hierbei werden die gemessenen Aktivitätskonzentrationen eines später zu berechnenden Radionuklids mit denen eines Schlüsselnuclides (z.B. Co-60, Cs-137) korreliert. Da die Meßwerte in der Regel nicht linear miteinander korreliert sind, werden die Logarithmen der Konzentrationen ausgewertet, d.h. es wird eine funktionale Abhängigkeit folgender Art gesucht:

$$\log(AK_{LN}) = a \log(AK_{SN})^b \text{ mit}$$

AK_{LN} = zu bestimmende Aktivitätskonzentration des Leitnuclides

AK_{SN} = Aktivitätskonzentration des Schlüsselnuclides

a, b = Konstanten.

Das Verfahren wurde als dasjenige ausgewählt, das die vorliegenden Meßergebnisse und ihre Korrelationen am besten wiedergibt.

Voraussetzungen

Die Anwendung dieses Verfahrens ist an verschiedene Voraussetzungen geknüpft:

– Die Aktivitätskonzentration des zu bestimmenden Radionuklides muß meßbar sein, d.h. es müssen genügend Meßwerte oberhalb der Nachweisgrenze verfügbar sein. Die Meßergebnisse müssen zudem mit vergleichbaren und hinreichend zuverlässigen Verfahren bestimmt worden sein, da verschiedene Labors an der Messung von Proben beteiligt sind.

– Es muß eine Korrelation zwischen den beiden jeweils gemeinsam ausgewerteten Radionukliden tatsächlich vorhanden sein.

– Die Daten müssen von vergleichbaren Anlagen und vergleichbaren Abfallströmen stammen. Der notwendige Grad der Differenzierung ergibt sich aus der Art der Abfallentstehung und kann anhand der Auswertung verifiziert werden.

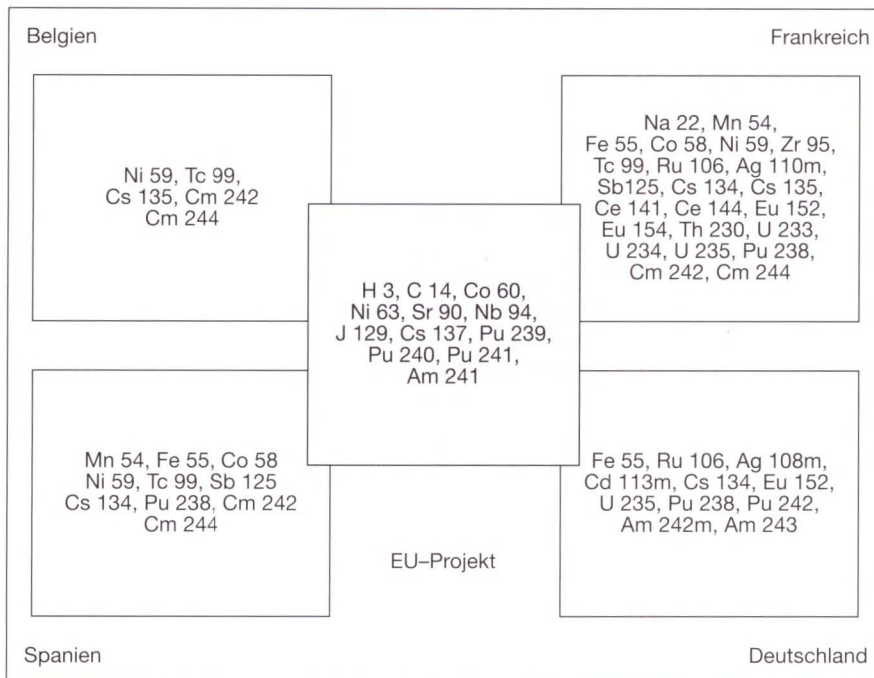


Bild 5.43: Radiologisch relevante Nuklide in verschiedenen Ländern

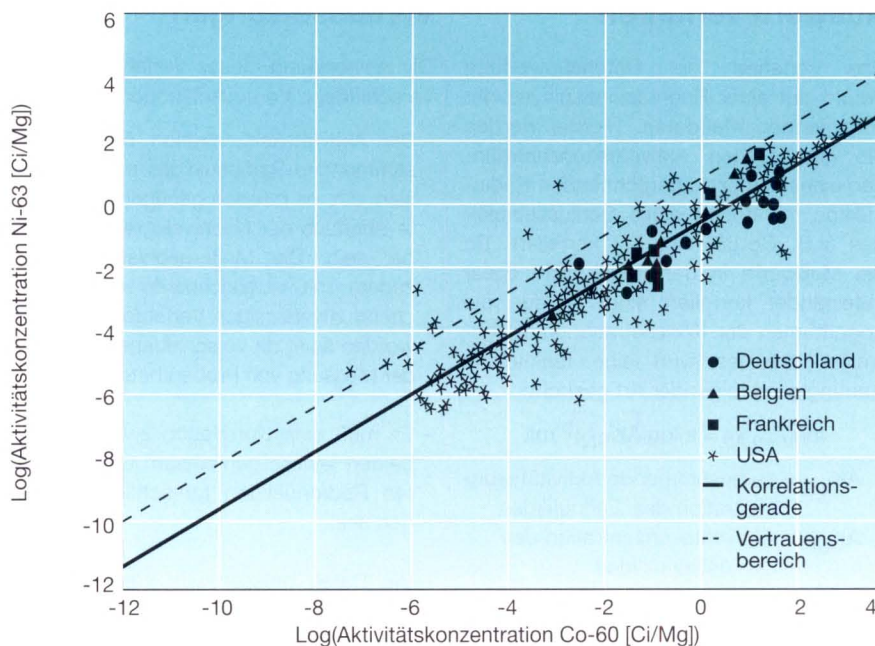


Bild 5.44: Korrelation von Ni-63 zu Co-60 für DWR-Abfallströme in verschiedenen Ländern

– Da das angewandte Verfahren statistischer Natur ist, ergeben sich gewisse Voraussetzungen für die Gültigkeit der ermittelten Korrelationen. Am wichtigsten ist hierbei die Anforderung nach einer genügend großen Zahl an Meßdaten, um die Unsicherheit der ermittelten Korrelationsparameter möglichst gering zu halten.

Bei diesen Voraussetzungen ergibt sich im einzelnen folgende Situation:

Meßbarkeit und Nachweisgrenzen

Die Auswahl der zu bestimmenden Radionuklide und die erforderlichen Nachweisgrenzen resultieren im allgemeinen aus den Deklarationsgrenzen oder den einzuhaltenden Aktivitätsgrenzwerten der Zwischen- und Endlager. Da diese Anforderungen konzept- und standortspezifisch für das jeweilige Lager sind, ergaben sich in dem EU-Projekt naturgemäß deutliche Unterschiede. Bild 5.43 verdeutlicht dies an der unterschiedlichen Auswahl der von den Teilnehmern in das Projekt eingebrachten Radionuklide.

Um die geforderten Nachweisgrenzen zu erreichen, werden von den europäischen Partnern zum Teil erhebliche Anstrengungen zur Entwicklung geeigneter Meßverfahren unternommen. Darüber hinaus betreiben alle beteiligten Labors eine Qualitätssicherung ihrer Ergebnisse, die in Zukunft in eine gemeinsame Qualifikation von Meßverfahren münden soll. Ein erster Schritt hierzu ist ein zur Zeit anlauendes Vergleichsmeßprogramm an Proben aus verschiedenen Abfallströmen. Im Auftrag der GRS werden diese Proben von der KFA Jülich beschafft und verteilt und von den Labors nach den gleichen Maßgaben ausgewertet.

Existenz einer Korrelation

Ob zwischen den beiden jeweils betrachteten Radionukliden tatsächlich eine Korrelation existiert, läßt sich in den wenigsten Fällen aus rein theoretischen Überlegungen ableiten. So kann beispielsweise zwar für Ni-63 erwartet werden, daß es

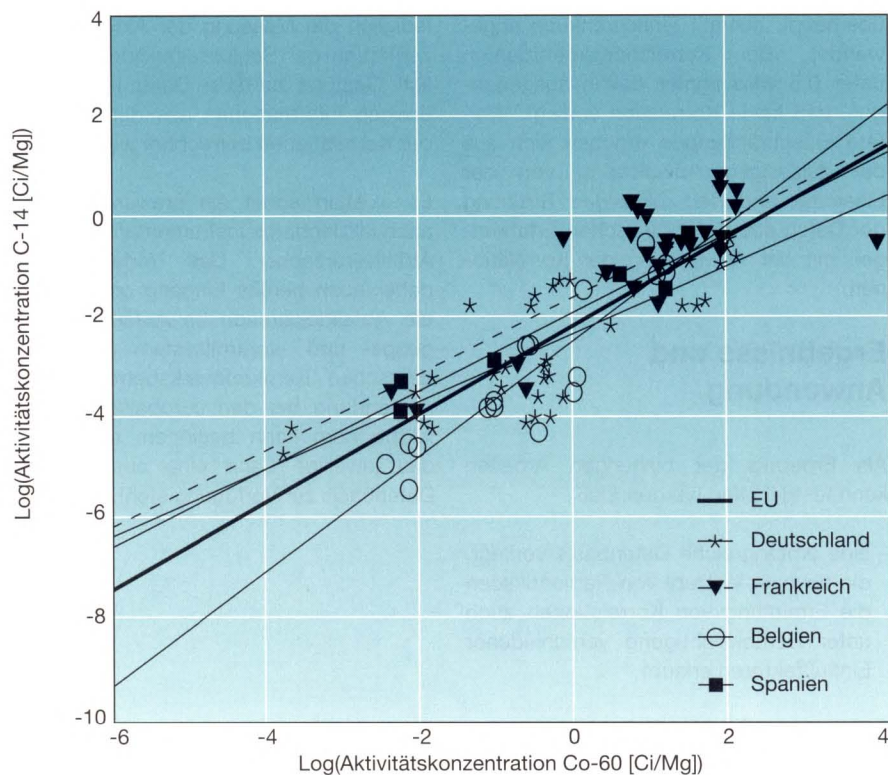


Bild 5.45: Korrelation von C-14 und Co-60

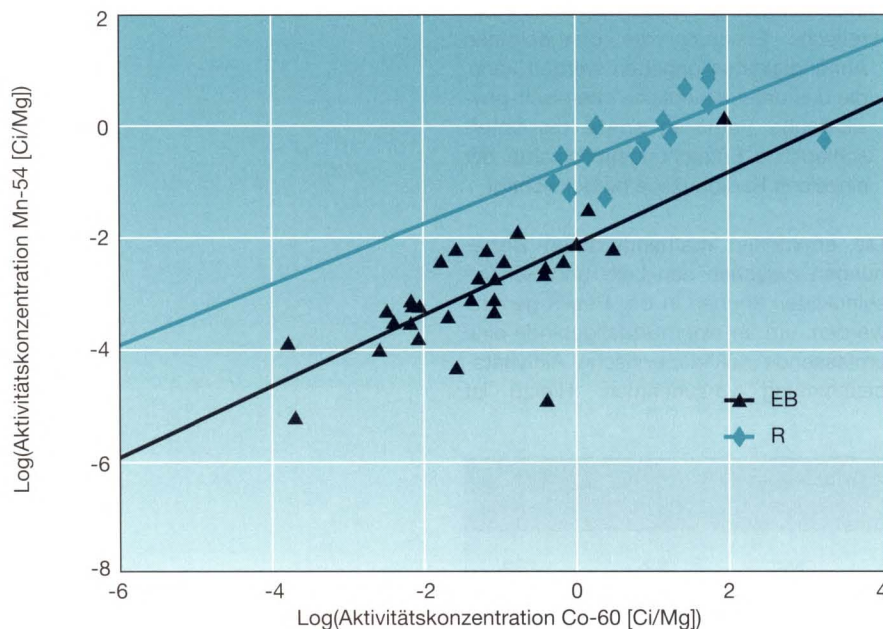


Bild 5.46: Aktivitätskonzentrationen (Mn-54 und Co-60) differenziert nach Konzentrationen (EB) und Harzen (R)

mit dem chemisch verwandten und auf gleiche Weise entstehenden Schlüsselnuclid Co-60 gut korreliert (Bild 5.44). Daß eine ähnlich gute Korrelation sich aber auch für C-14 in Relation zu Co-60 ergibt (Bild 5.45), ist nicht ohne weiteres vorhersehbar. Daher wird die Existenz einer Korrelation zumeist an der Qualität der statistisch ermittelten Beziehung von Leit- zu Schlüsselnuclid beurteilt. Die mathematische Größe, die hierfür herangezogen wird, ist der Korrelationskoeffizient, dessen Betrag zwischen 0 (keine Korrelation) und 1 (ideale Korrelation) liegen kann. Für die in Bild 5.44 dargestellte Korrelation von Ni-63 zu Co-60 ergibt sich z.B. ein Korrelationskoeffizient von 0,9, was auf eine gute Qualität der Korrelation schließen läßt.

Vergleichbarkeit

Eine qualitativ befriedigende Korrelation kann in der Regel nicht ermittelt werden, wenn die Daten aus Anlagen verschiedenen Typs (z.B. Druckwasserreaktoren, Siedewasserreaktoren, WWER-Reaktoren, Wiederaufarbeitungsanlagen) stammen. Daher wird bei der Auswertung im allgemeinen zwischen den Daten dieser Anlagentypen unterschieden. Um den Aufwand für die Bestimmung einer Korrelation gering zu halten, wird jedoch parallel immer untersucht, ob eine Zusammenfassung der Daten möglich ist. Dadurch kann gegebenenfalls mit weniger Meßaufwand ein ausreichend großes Datenkollektiv für das jeweilige Leitnuclid erreicht werden.

Über diese Differenzierung hinaus liegen naturgemäß noch zahlreiche weitere mögliche Einflußfaktoren vor, die unterschiedlich auf die Korrelation einwirken. Im Einzelfall ist zu entscheiden, ob der Einfluß so groß ist, daß eine gesonderte Differenzierung erforderlich ist. Bild 5.46 demonstriert dies an einer Differenzierung nach verschiedenen Abfallströmen (Konzentrate, Harze).

Weitere Einflußfaktoren, die im Rahmen des EU-Projektes bereits untersucht wurden, sind z.B. die im Primärkreis eingesetzten Materialien, die Art der Abfallbe-

handlung oder der Betriebsverlauf einzelner Anlagen.

Datenbasis und statistische Absicherung

Zur hinreichenden statistischen Absicherung der Ergebnisse ist eine ausreichende Datenbasis eine wesentliche Voraussetzung. Tabelle 5.6 zeigt hierzu die Zahl der für einzelne Abfallströme vorliegenden Datensätze in deutschen Druck- und Siedewasserreaktoren. Darüber hinaus sind in der von der GRS erstellten und betriebenen Datenbank zur Zeit rund 100 weitere Datensätze aus dem europäischen Ausland erfaßt. Jeder dieser Datensätze enthält unter anderem Meßergebnisse der Aktivitätskonzentration für eine unterschiedliche Zahl von Radionukliden an einer einzelnen Probe.

Für jedes einzelne untersuchte Radionuklidpaar ist zu prüfen, ob die Qualität der Korrelation hinreichend ist und ob die Zahl der zur Verfügung stehenden Wertepaare ausreicht. Hierfür wurden im Rahmen des EU-Projektes Kriterien erarbeitet, die es gestatten, die Brauchbarkeit einer Korrelation anhand einfacher Kenngrößen zu bestimmen.

Als Mindestzahl an Meßwertpaaren wird im allgemeinen eine Anzahl von 15 gefordert. Diese Anforderung kann unter Umständen reduziert werden, wenn theoretische Überlegungen und die vorliegenden Meßergebnisse ausweisen, daß eine gute Korrelation mit geringer Streuung vorhanden ist.

Korrelationen mit einem Korrelationskoeffizienten von unter 0,7 werden, wenn

überhaupt, nur mit Einschränkung angewendet. Bei Korrelationskoeffizienten unter 0,5 wird immer davon ausgegangen, daß keine Korrelation vorliegt. Weitere Einschränkungen ergeben sich aus der zulässigen Abweichung von der Linearität und der zulässigen Streuung der Daten aus den praktischen Erfahrungen mit der Anwendung der Korrelationen.

Ergebnisse und Anwendung

Als Ergebnis der bisherigen Arbeiten kann festgehalten werden, daß

- eine umfangreiche Datenbasis vorliegt, die für eine Vielzahl von Radionukliden die Ermittlung von Korrelationen auch unter Berücksichtigung verschiedener Einflußfaktoren erlaubt,
- die dominierenden Einflußfaktoren bekannt sind und eine hinreichende Differenzierung der Auswertung in den meisten Fällen möglich ist,
- in zunehmendem Maße auch eine theoretische Erklärung der beobachteten Abhängigkeiten gegeben werden kann, die das unterschiedliche chemisch-physikalische Verhalten sowie die unterschiedliche Entstehungsgeschichte der einzelnen Radionuklide berücksichtigt.

Die ermittelten mathematischen Beziehungen zwischen den Leit- und Schlüsselnucliden können in der Praxis genutzt werden, um an einem Abfallgebilde eine umfassende nuklidspezifische Aktivitätsbestimmung vorzunehmen. Hierzu ist

lediglich die Messung der Aktivitätskonzentration der Schlüsselnuclide erforderlich. Gestützt auf diese Daten können die übrigen Informationen aus der Kenntnis der Korrelationen berechnet werden.

Es existiert somit ein praxisnahes und nachvollziehbares Instrumentarium für die Abfallverursacher. Das Verfahren hat daher auch bereits Eingang gefunden in die Abfalldeklaration im Abfallflußverfolgungs- und -kontrollsystem (AVK) der deutschen Kernkraftwerksbetreiber. Die Anwendung bei den europäischen Projektpartnern kann beginnen, sobald für das jeweilige Land eine ausreichende Datenbasis zur Verfügung steht.

W. Müller

Reaktortyp	Abfallstrom				
	Konzentrate	Filter	Harze	Crud	Gesamt
DWR	51	4	55	22	132
SWR	22	12	20	-	54
LWR gesamt	73	16	75	22	186

Tabelle 5.6: Anzahl der Datensätze pro Abfallstrom und Reaktortyp deutscher Kernkraftwerke

5.12 Qualifizierung von Rechenprogrammen zum Nachweis der Langzeitsicherheit von Endlagern

Der BMFT hat die GRS damit beauftragt, im Rahmen des Vorhabens „Entwicklung und Umsetzung von Qualifizierungsstrategien für Rechen-codes zum Nachweis der Langzeitsicherheit in der Endlagerung“ Richtlinien für Maßnahmen zu entwickeln, welche die Vertrauenswürdigkeit der bei Langzeitsicherheitsanalysen eingesetzten Rechen-codes sicherstellen sollen. Die hierfür vorgeschlagene Strategie ist zweigleisig. Einerseits sollen für den angestrebten Verwendungszweck handwerklich einwandfreie Werkzeuge zur Verfügung gestellt werden. Durch sorgfältige Arbeitsweise soll die Transparenz, die Reproduzierbarkeit, die Rückholbarkeit und die Nachvollziehbarkeit der in solchen Analysen verwendeten Rechen-codes und der verwendeten Daten sichergestellt werden. Dies wird hier unter dem Begriff Qualitätssicherung zusammengefaßt. Andererseits ist in inhaltlicher Hinsicht zu zeigen, daß die in den Rechen-codes implementierten Modelle die wesentlichen Vorgänge in der Natur für den angestrebten Verwendungszweck hinreichend genau beschreiben, was an dieser Stelle mit dem Begriff Modellqualifizierung umschrieben werden soll. Dementsprechend sind diese beiden Gebiete die Schwerpunkte der im genannten Vorhaben durchgeführten Arbeiten. Der vorliegende Beitrag gibt den gegenwärtigen Stand der Arbeiten wieder.

Qualitätssicherung

Software-Qualitätssicherung (SQS) hat in der kommerziellen Software-Entwicklung Tradition. Sie erstreckt sich darauf sicherzustellen, daß das fertig entwickelte Softwareprodukt die zuvor erstellten Spezifikationen erfüllt, d.h. das leistet, was geplant war. Dies beinhaltet einen strikten formalen Aspekt, für den sich die Anforderungen genau definieren lassen. Allerdings wird häufig ein Interessengegensatz gesehen zwischen der formalen Qualitätssicherung und dem schöpferischen wissenschaftlichen Geist (Bild 5.48). Das hier vorgestellte Konzept soll diesen Konflikt, der manchmal schon ideologische Züge annimmt, vermeiden.

Lebenszykluskonzept

Der formale Rahmen, in den sich die Entwicklung eines qualitätsgesicherten

BACKUP:	Sicherungskopien von Software und Dokumenten
BASELINE:	Durch formale Prozeduren zertifizierte Zusammenstellung aller Dokumente und Software, die einen bestimmten Stand der Entwicklung repräsentieren
KONFIGURATIONS-MANAGEMENT:	Prozeß der Identifizierung und Verwaltung von Baselines und der Gewährung von Zugriffsrechten
LEBENSZYKLUS:	Beschreibung des Entwicklungsvorgangs einschließlich der Anwendung und Außerbetriebnahme von Software
MODIFIKATION:	Im Umfang geringe Änderung zertifizierter und freigegebener Software bzw. Dokumentation
REVIEW:	Begutachtung und Bewertung der Software und Dokumentation begleitend zur Entwicklung der Software, notwendig für die Zertifizierung der Baselines
SOFTWARE:	Gesamtheit aller Instruktionen und Daten zur Darstellung und Behandlung eines Problems auf einem Computer
SOFTWAREQUALITÄTS-SICHERUNG:	System von Prozeduren und Regeln für die Entwicklung, Dokumentation und Anwendung von Software zur Erzielung eines einheitliche Qualitätsstandards
VALIDIERUNG:	Gesamtheit aller Maßnahmen, die Vertrauen in die Anwendbarkeit des in der Software enthaltenen Modells auf die Problemstellung erzeugen
VERIFIZIERUNG:	Nachweis für die korrekte Umsetzung des Modells in die Software
VERSION:	Umfangreichere Änderung zertifizierter und freigegebener Software bzw. Dokumentation
ZERTIFIZIERUNG:	Formale Anerkennung von Software und Dokumentation nach vorangegangener Prüfung

Bild 5.47: Verwendete Fachbegriffe

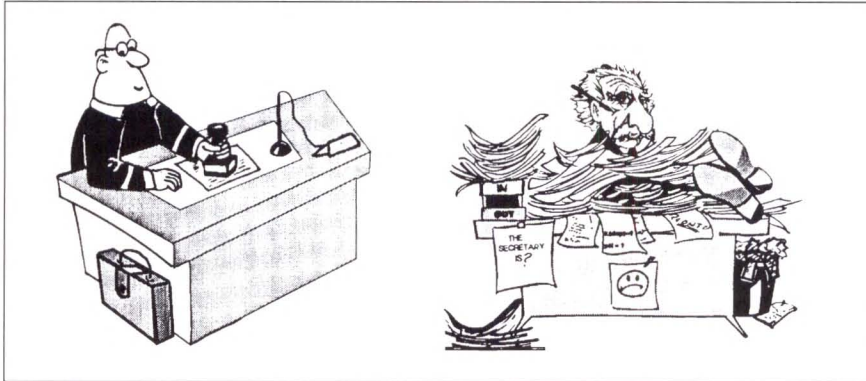


Bild 5.48: Konflikt zwischen Qualitätssicherung und schöpferischer Entwicklung

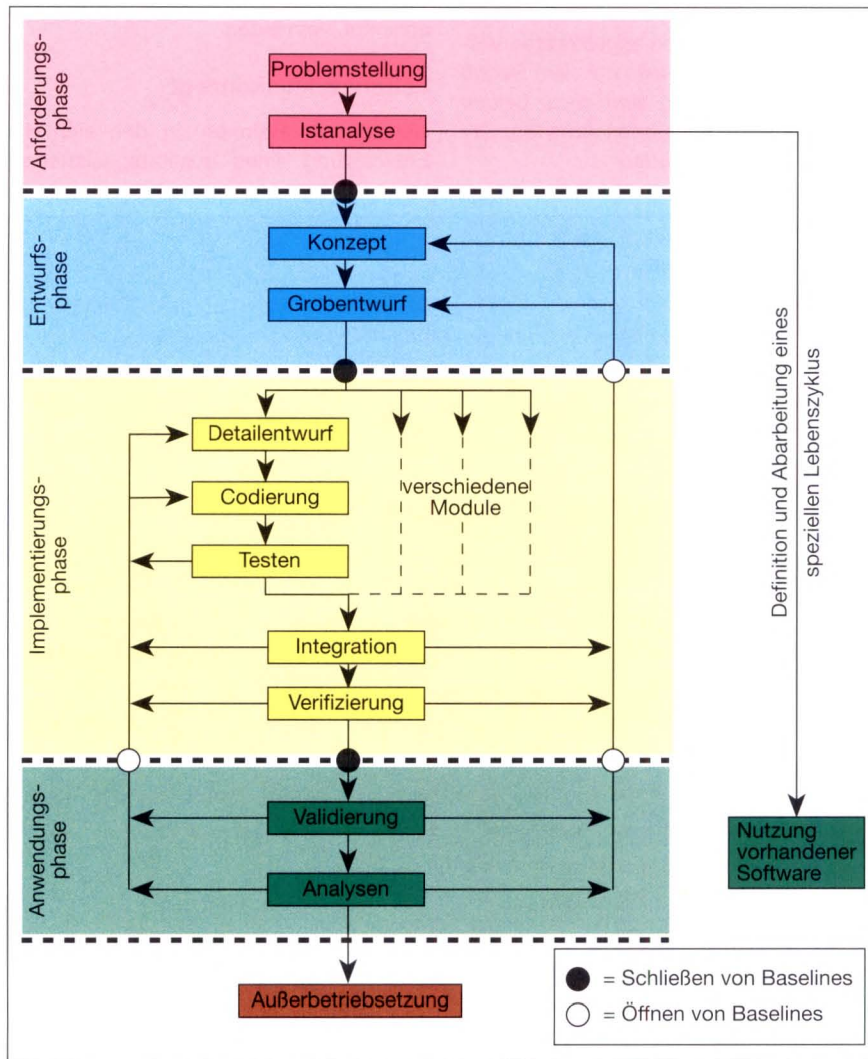


Bild 5.49: Lebenszykluskonzept

Rechen-codes einpaßt, ist der Lebenszyklus. Er deckt, wie der Name schon andeutet, die gesamte Existenz des Codes ab, von der ersten Idee über das fertige Produkt und seinen notwendigen Überarbeitungen bis letztendlich zu seiner Außerbetriebsetzung (Bild 5.49). Der grundlegende Gedanke ist die Unterteilung der Codeentwicklung in einzelne Phasen, innerhalb derer ein Entwickler die gewünschte schöpferische Freiheit besitzt, an deren Ende allerdings dann Produkte stehen, die den Anforderungen der Qualitätssicherung genügen. Letzteres wird durch die Begutachtung der Produkte, ihre Zertifizierung und Freigabe und ihre anschließende strikte Kontrolle erreicht (Baselining). Allerdings müssen die für eine Teamarbeit notwendigen Regeln eingehalten werden, auch im Interesse zukünftiger Nutzer des Codes (z.B. Vermeiden von Spaghetti-Codes).

In der **Anforderungsphase** werden – ausgehend von einer Analyse der zu behandelnden Fragestellung – Anforderungen an die benötigte Software erstellt. Auf der Basis der zu beschreibenden Phänomene werden akzeptable Modellannahmen und eventuelle Vereinfachungen formuliert und die zu lösenden Gleichungen zusammengestellt. Die Akzeptanzkriterien für die Verifizierung und Validierung werden spezifiziert. Vor Beginn einer Neuentwicklung ist die Frage zu beantworten, ob vorhandene Software die fachliche Problemstellung angemessen lösen kann.

Die Konzeption des Gesamtprogramms in der **Entwurfsphase** erfordert die Formulierung eines speziellen Qualitätssicherungsplanes auf der Basis allgemeiner Qualitätssicherungsdokumente. Dies schließt die Spezifizierung der einzelnen Lebenszyklusphasen und der notwendigen Baselines ein. Ausgehend von dem mathematischen Modell wird ein adäquates Lösungsverfahren ausgewählt. Aus den daraus folgenden numerisch-technischen Anforderungen und den zur Verfügung stehenden Mitteln resultiert die Wahl einer DV-Umgebung einschließlich der zu verwendenden Programmiersprache. Die Richtlinien für die Namens-

gebung werden aufgestellt. Für die Festlegung der Programmstrukturierung bieten sich ein Reihe von Alternativen an: rein sprachliche, graphische oder tabellarische Darstellungen. Schließlich werden Pläne für Verifizierung und Validierung erstellt.

Im Grobentwurf wird die allgemeine Struktur der Software festgelegt. Dies beinhaltet den Kontrollfluß sowie den Datenfluß. Je nach Größe wird der Code in einzelne Module unterteilt. Hierbei ist auf die Größe der einzelnen Module und die Schnittstellen zwischen den Modulen zu achten. Die zu verwendenden Namen für Unterprogramme und Variablen werden unter mnemotechnischen Gesichtspunkten festgelegt. Weiterhin werden Einzeltestpläne für die Module, den Rahmen und die Schnittstellen erstellt. Der Grobentwurf soll hinreichend transparent gestaltet werden, so daß er auch für Personen, die nicht an seiner Erstellung beteiligt waren, verständlich ist.

Nach Erarbeitung des Grobentwurfs können die einzelnen Module in der **Implementierungsphase** unabhängig voneinander erstellt werden. Eine Korrektur vorhergehender Arbeitsschritte der Entwurfsphase aufgrund von auftretenden Problemen sollte allerdings nur in Ausnahmefällen vorgenommen werden, da hierbei die parallel verlaufenden Arbeiten zur Erstellung anderer Module stark beeinflusst würden. Für jeden Modul werden Kontrollfluß, Datenfluß und Datenlisten erstellt. Zu achten ist dabei z.B. auf Größe der einzelnen Unterprogramme, Vollständigkeit von Entscheidungsbäumen, Vermeidung von totem Code sowie eine adäquate Darstellung der Ergebnisse. Der Detailentwurf soll die Arbeitsweise der Software so vollständig beschreiben, daß er die Vorgehensweise bei der Codierung zusammen mit den Programmierrichtlinien und -konventionen eindeutig festlegt. Auch der Detailentwurf soll für Außenstehende hinreichend transparent gestaltet sein. Die Erstellung der Quelltexte für die Einzelkomponenten anhand des Detailentwurfs ist eine rein mechanische Arbeit, die bei Vorhandensein entsprechender Software

auch maschinell erledigt werden kann. Ein sorgfältig erstellter und qualitätsgesicherter Detailentwurf ermöglicht eine problemlose und fehlerfreie Codierung. Die Einzeltests der Module, des Rahmens und der Interfaces erfolgen entsprechend den Festlegungen des Grobentwurfs.

Nach erfolgreicher Absolvierung der Einzeltests werden die Module in den Gesamtcodex integriert. Die Verifizierung kann Fehler bei der Erstellung des strukturellen und des Detailentwurfs und in der Programmierung aufdecken.

Am Abschluß der Implementierungsphase steht die Zertifizierung des Gesamtprogramms. Dies schließt die Freigabe der getesteten und verifizierten Version/Modifikation für die Anwendung ein. Nur solche Software sollte bei Sicherheitsanalysen verwendet werden.

Die **Anwendungsphase** umfaßt die Nutzung des Codes zur Modellvalidierung und zu allen Anwendungsrechnungen. Hieraus können naturgemäß Vorschläge zu wünschenswerten Programmänderungen entstehen. In einer Problemanalyse ist der potentielle Nutzen sowie die technische und ökonomische Realisierbarkeit der Änderung zu untersuchen. Die Analyse führt gegebenenfalls zu einem Änderungsbeschluß und zu einer Festlegung der Priorität der Änderung. Das geänderte Programm stellt eine neue Modifikation oder Version dar, die mit ausreichendem Verweis auf den aufgetretenen Fehler allen Nutzern zugänglich zu machen ist.

Für Software, die sich nicht mehr in aktueller Anwendung befindet, z.B. weil sie durch bessere Software ersetzt wurde oder weil das vorgesehene Anwendungsgebiet nicht mehr bearbeitet wird, sollte eine formale Außerbetriebnahme durchgeführt werden. Dabei sind die Bedingungen für die weitere Archivierung festzulegen.

Verantwortlichkeiten

Es empfiehlt sich, voneinander unabhängige Organisationseinheiten für die Entwicklung und die Qualitätssicherung ein-

zurichten. Ein Konfigurationskontrollausschuß (KKA) sollte Mitglieder beider Einheiten zusammenfassen. Innerhalb der jeweiligen Organisationseinheit werden einzelnen Personen Verantwortlichkeiten zugeordnet, wobei jedoch die Möglichkeit besteht, daß eine Person mehrere dieser Verantwortungsbereiche abdeckt.

Die **Entwicklungsorganisation** besteht aus dem Projektleiter, der innerhalb des Projekts für die Einhaltung der SRS-Anforderungen bei der Entwicklung von Software verantwortlich ist, dem Entwicklungsleiter, der dem Entwicklungsteam vorsteht, dessen Mitgliedern selbst sowie dem Programmkustos, der die Pflege des Codes innerhalb der Entwicklungsorganisation betreibt.

In der **Qualitätssicherungsorganisation** überwacht der SRS-Leiter alle Belange der Qualitätssicherung. Er steht in der Regel dem KKA vor und ist auch für alle Aktivitäten im Rahmen des Konfigurations-Managements verantwortlich. Der Informations- und Dokumentationskustos (IuDK) verwaltet die Baselines in einer zentralen Bibliothek.

Der **Konfigurationskontrollausschuß** koordiniert die Anwendung der SRS-Prozeduren und überwacht eventuell notwendige Änderungen dieser Prozeduren. Er ist für die Autorisierung aller Softwareentwicklungen verantwortlich; insbesondere ist er zuständig für die Erstellung des SRS-Plans, die Spezifizierung des Lebenszyklus, die zu erstellenden Baselines und die Durchführung formaler Reviews sowie für die Bewertung und Zertifizierung der entstandenen Baselines.

Reviews

Um die technischen Inhalte der Arbeiten zu beurteilen, wären formale Reviews in Verantwortung des KKA durchzuführen, der die geeigneten Reviewer bestellt. Zahl und Umfang der Reviews sollten der Art, Größe und der Komplexität der jeweiligen Software-Entwicklung angemessen sein. Die hierfür erforderlichen Verfahren sollten in dem SRS-Plan spezifiziert sein.

Baseline-Reviews beziehen sich auf Format und Inhalt, Transparenz, Konsistenz, Vollständigkeit sowie Übereinstimmung mit anzuwendenden Standards. Um iteratives Ändern von Baselines zu erlauben, die innerhalb einer gegebenen Lebenszyklusphase entwickelt werden, soll ein Baseline-Review nicht einen formalen Abschluß der betreffenden Baseline bewirken.

Zweck der **Abschlußreviews** von Lebenszyklusphasen ist es zu bewerten, ob die innerhalb dieses Lebenszyklus entwickelten Baselines zur Zertifizierung und zur Fertigstellung als Endprodukt geeignet sind. Die Baselines werden damit formal abgeschlossen und unter Konfigurationskontrolle gestellt. An einer abgeschlossenen Baseline sollten keine weiteren Änderungen durchgeführt werden, es sei denn durch formale Änderungsprozeduren.

In formalen Reviews sollten Mitglieder des KKA mitwirken. Sofern zusätzliches technisches Wissen benötigt wird, wären temporäre Mitglieder für die Reviews zu bestellen.

Konfigurations-Management

Das Konfigurations-Management dient der Kontrolle der Software und der mit ihr verbundenen Dokumentation. Es stellt angemessene Reviews mit anschließender Zertifizierung sicher, kontrolliert Modifikationen und archiviert die gesamte Software und Dokumentation. Die entsprechenden Prozeduren sollten es ermöglichen,

- jede Baseline eindeutig zu identifizieren und zu kennzeichnen,
- den Status von Änderungen festzustellen,
- die Historie jeder individuellen Baseline-Komponente aufzuzeichnen und
- alle benötigten Informationen zu erstellen.

Alle Baselines sollten in einem zentralen Archiv aufbewahrt werden. Nur Personen mit entsprechender Autorisierung durch

den KKA sollten auf dieses Archiv z.B. zur Durchführung von Modifikationen zugreifen können.

Allen Entwicklern und allen Anwendern von Software sollte ein Formular zum Berichten von aufgetretenen Fehlern oder zur **Änderungsanforderung** ausgehändigt werden. Eine Änderung der Software sollte erst nach entsprechender Autorisierung durch den KKA und nach Spezifizierung des zu befolgenden Lebenszyklus begonnen werden. Wie bei jeder Entwicklung werden die Modifikationen nach zertifizierter Implementierung freigegeben und den Anwendern zur Verfügung gestellt.

Um die Rückverfolgbarkeit aller Änderungen sicherzustellen, sollte die Software und Dokumentation mit einer eindeutigen **Identifikationsnummer** versehen sein, die aus einer Versionsnummer V und einer Modifikationsnummer M besteht in der Form V.M. Die ursprünglich entstandene Software hat die Identifikationsnummer 1.0. Bei jeder Änderung wird die Modifikationsnummer um 1 erhöht. Entsteht eine neue Version, so wird die Versionsnummer um 1 erhöht und die Modifikationsnummer auf 0 zurückgesetzt.

Backup-Kopien sollte von jeder auf dem Computer befindlichen und dem Konfigurations-Management zugeführten Software sowie der zugehörigen Dokumentation angelegt und in einem feuersicheren Safe aufbewahrt werden.

Dokumentation

Die Dokumentation der durchgeführten Qualitätssicherung besteht aus dem SQS-Plan und den standardisierten Formblättern. Die Festlegungen des SQS-Plans beziehen sich auf die Dokumentation der Entwicklung, vorzunehmende Reviews, Verantwortlichkeiten, Freigabemechanismen und das Konfigurations-Management.

Handhabung existierender Software

Bereits existierende Software, und zwar eigene, die vor Einführung der Qualitätssicherung entwickelt wurde, oder von

anderen Organisationen erworbene sollte nachträglich qualitätsgesichert werden.

Für **eigene Software** sollte ein angepaßter Lebenszyklus zur Qualifizierung erstellt werden (s. a. Bild 5.49). Die Anforderungen sollten in Übereinstimmung mit den Anforderungen an neuentwickelte Software mit vergleichbarem Typ und ähnlicher Größe und Komplexität erfolgen. Die Reviews für existierende Software sollten sich mehr auf inhaltliche als auf formale Aspekte konzentrieren.

Erworbene Software kann als qualifiziert angesehen werden, wenn sie unter akzeptierten SQS-Prozeduren entwickelt wurde oder wenn sie als kommerzielle Software bestimmte Kriterien erfüllt, wie z.B. einen breiten Nutzerkreis, formale Mechanismen zur Behandlung von Problemen und Fehlern, formale Mechanismen zur Weitergabe neuer Modifikationen und Versionen. Software, die solche Kriterien nicht erfüllt, ist wie eigene existierende Software zu behandeln.

Modellqualifizierung

Die Modellqualifizierung erstreckt sich auf Maßnahmen, die sicherstellen, daß die spezifizierten Modelle richtig in die Software umgesetzt sind (Verifizierung), und die glaubhaft machen, daß sich verwendete Modelle auf die jeweilige Problemstellung anwenden lassen (Validierung).

Verifizierung

Eine erfolgreiche Verifizierung zeigt auf, daß das für die Entwicklung spezifizierte Modell korrekt in den Rechencode umgesetzt ist. Eine Minimalforderung ist die Entwicklung und Durchführung von Tests, die das richtige Arbeiten der Software zeigen. Die Testfälle sollten den gesamten durch die Dokumentation definierten Anwendungsbereich abdecken und alle wesentlichen Optionen und Zustände des Programms überprüfen. Sie sollten entsprechend einem Verifizierungsplan unter allen für die Software vorgesehenen Hardware-Umgebungen gerechnet und mit den spezifizierten Erfolgskriterien verglichen werden.

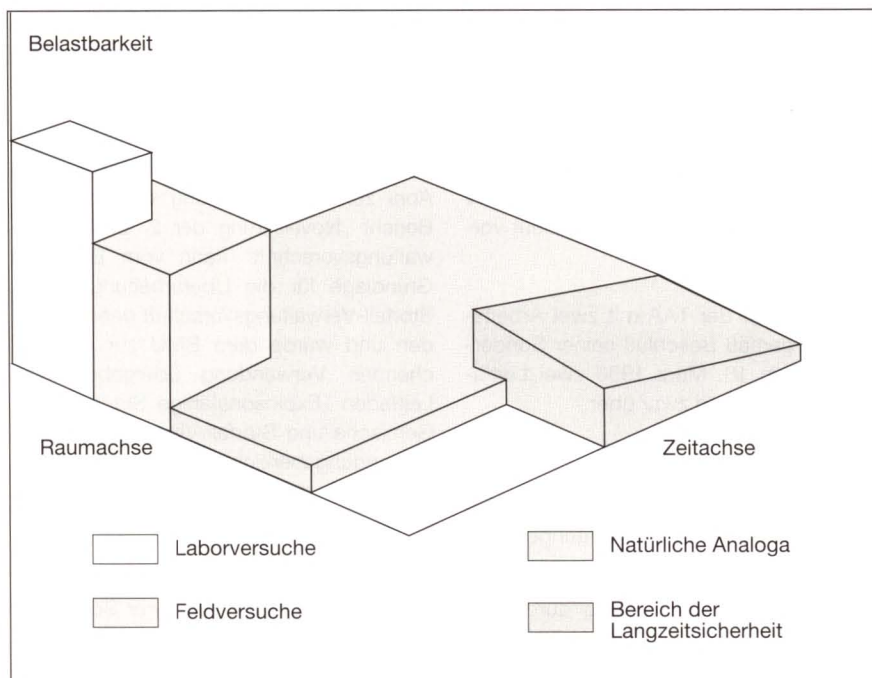


Bild 5.50: Vertrauensbildung in Langzeitsicherheitsanalysen

Validierung

Eine Überprüfung der Qualität der Modelle über deren gesamten bei Langzeitsicherheitsanalysen benötigten Anwendungsbereich ist in vollem Umfang kaum durchführbar, weil wegen der äußerst langen in solche Analysen involvierten Zeiträume exakte definierte Vergleichsmöglichkeiten fehlen. Die Natur entzieht sich hier verständlicherweise einer direkten Beobachtung über tausende von Jahren.

Durch die kombinierte Nutzung der Möglichkeiten von Laborversuchen, Felduntersuchungen und natürlichen Analoga kann Vertrauen in die in den Rechen-codes inkorporierten Modelle erzeugt werden (Bild 5.50).

Laborversuche können zwar nicht in phänomenologischer sowie in zeitlicher und räumlicher Hinsicht für sich alleine den gesamten Aufgabenbereich eines Modells für Langzeitsicherheitsanalysen abdecken, dafür sind die Versuchsbedingungen sehr gut kontrollierbar. Außerdem ist es möglich, die Versuche für bestimmte Zwecke so auszulegen, wie sie benötigt werden, z.B. um einzelne Effekte zu untersuchen.

Felduntersuchungen haben den Vorteil, daß sie im zeitlichen und räumlichen Maßstab dem späteren Anwendungsbereich etwas näher kommen und daß sie dabei alle Prozesse im Zusammenspiel betrachten. Allerdings reicht ihre Aussagegenauigkeit nicht an die der Laborversuche heran, da im allgemeinen das

Untersuchungsgebiet nicht in dem dafür erforderlichen Detail charakterisierbar ist. Lediglich der vollständig abgetragene Standort ist genau bekannt.

Natürliche Analoga helfen, die zeitliche und räumliche Lücke zu den Langzeitsicherheitsbetrachtungen zu schließen. Unter einem natürlichen Analogon wird ein Untersuchungsgebiet verstanden, an dem Prozesse, wie sie für die Langzeitsicherheit als relevant angesehen werden, in der Vergangenheit auf natürliche Weise abgelaufen sind, so daß unter Umständen auch Langzeiteffekte identifiziert werden können. Im allgemeinen handelt es sich dabei um solche Vorgänge, die mit der Migration von Radionukliden (Spaltprodukten, Aktiniden) in der Geosphäre zusammenhängen und teilweise vor Millionen von Jahren begonnen haben, z.B. in den natürlichen Reaktoren von Oklo. Aber auch Analoga zu technischen Barrieren werden betrachtet, z.B. im Hinblick auf die Auflösung von Materialien der Abfallform (z.B. Glas, Zement). Natürliche Analoga haben allerdings den Nachteil, daß der Anfangszustand sowie die zeitliche Entwicklung der Bedingungen am Standort nur ungenau bekannt sind und zum Teil aus Beobachtungen aus anderen Fachgebieten durch Plausibilitätsbetrachtungen abgeleitet werden müssen. Daher ist die Aussagegenauigkeit der natürlichen Analoga am geringsten, so daß meist nur eine qualitative Bewertung bleibt.

Durch das Zusammenspiel aller Untersuchungsbereiche aus dem Labor, dem Feld und der Natur läßt sich jedoch ein umfassendes Bild gewinnen, mit dessen Hilfe die Vertrauenswürdigkeit der Modelle erzielt werden kann.

P. Bogorinski, K.-J. Röhlig

TAA

Im zweiten Jahr seines Bestehens hat der Technische Ausschuss für Anlagensicherheit nach § 31 a BImSchG (TAA) dreimal getagt und intensiv mit vier Arbeitskreisen an folgenden Themenstellungen gearbeitet:

- ganzheitliche Anlagenüberwachung/ Sachverständigen-Merkmale-Verordnung
- Lagerung gemäß Nr. 9.34 und 9.35 des Anhangs zur 4. BImSchV
- Lagerung brennbarer Flüssigkeiten
- Lagerung von Flüssiggas.

Dabei wurden wünschenswerte Ergänzungen des bestehenden technischen Regelwerks im Hinblick auf Erfordernisse des Immissionsschutzes identifiziert und in Berichten zusammengestellt, die dem Plenum des TAA im April 1994 vorgelegt wurden.

Die Berichte „Lagerung brennbarer Flüssigkeiten“ und „Lagerung gemäß Nr. 9.34 und 9.35 des Anhangs zur 4. BImSchV“ wurden vom TAA verabschiedet und stehen nach Freigabe durch den BMU als TAA-Berichte zur Verfügung. Der Bericht „Lagerung Flüssiggas“ wurde dem BMU zur Verwendung als Arbeitsgrundlage für die Erstellung der geplanten Flüssiggas-

Verordnung empfohlen. Der Bericht „Ganzheitliche Anlagenüberwachung“ soll unter Auswertung des Forschungsvorhabens „Ermittlung von Kriterien für Sachverständigenprüfungen bei sicherheitstechnisch bedeutsamen Industrieanlagen“ des Rheinisch-Westfälischen TÜV komplettiert und dem Plenum erneut vorgelegt werden.

Außerdem hat der TAA mit zwei Arbeitsgruppen gemäß Beschluß seiner Sondersitzung vom 18. März 1993 zwei Leitfäden erarbeitet, und zwar über

- Erkennen und Beherrschen exothermer chemischer Reaktionen und
- Rückhaltung von gefährlichen Stoffen aus Druckentlastungseinrichtungen.

Diese Arbeiten wurden fertiggestellt und stehen nach Verabschiedung durch das TAA-Plenum seit April 1994 als TAA-Leitfäden zur Verfügung.

Darüber hinaus ist der TAA mit zwei weiteren Arbeitskreisen Beratungswünschen des BMU nachgekommen, und zwar hinsichtlich

- Novellierung der 2. Störfall-Verwaltungsvorschrift und

- Anforderungen an staubexplosionsgefährdete Anlagen nach der Störfallverordnung.

Auch diese Arbeitskreise haben ihre Abschlußberichte dem TAA-Plenum im April zur Verabschiedung vorgelegt. Der Bericht „Novellierung der 2. Störfall-Verwaltungsvorschrift“ kann vom BMU als Grundlage für die Überarbeitung der 2. Störfall-Verwaltungsvorschrift genutzt werden und wurde dem BMU zur entsprechenden Verwendung übergeben. Der Leitfaden „Explosionsfähige Staub / Luft-Gemische und Störfall-Verordnung Teil 1: Anwendungsbereich“ steht nach Verabschiedung durch das TAA-Plenum als erster Teil des Leitfadens zur Verfügung.

Das Plenum des TAA hat zweimal regulär getagt und zusätzlich in einer Sondersitzung Lehren aus den Störfällen des Frühjahrs 1993 gezogen, die in die beiden erwähnten Leitfäden eingeflossen sind. Zur Abrundung seiner Arbeiten verfolgt der TAA aufmerksam die sicherheitstechnische Entwicklung in Deutschland und in Europa und gibt bei Bedarf Stellungnahmen für die Bundesregierung dazu ab.

SFK

Während das erste Jahr der Tätigkeit der nach § 51 a BImSchG eingesetzten Störfall-Kommission (SFK) wesentlich von der Anlaufphase mit Verabschiedung der Geschäftsordnung und Festlegung der Themen für die zukünftige Arbeit bestimmt war, stand in 1993 die Bearbeitung der Themenfelder Sicherheitsabstände, Datensammlung, Schadstoffkonzentration und die Beratung der Bundesregierung in sicherheitstechnischen Fragen im Plenum und in Arbeitskreisen im Vordergrund.

Mit der Verabschiedung der Abschlußberichte des Arbeitskreises „Schadstoffe“ in 1993 und des Arbeitskreises „Sicherheitsabstände“ in 1994 durch das Plenum der Störfall-Kommission fand ein Teil der in 1993 begonnenen Bearbeitung konkreter Sachthemen ihren Abschluß.

Zusammen mit dem Jahresbericht 1993 stehen die Berichte „Kriterien zur Beurtei-



Die Tanklagerung brennbarer Flüssigkeiten, die den strengen Anforderungen der BImSchV unterliegt, ist einer der Themenschwerpunkte des TAA (Bild: Bayer AG)

lung akzeptabler Schadstoffkonzentrationen“ und „Sicherheitsabstände als Schadensvorsorge“ als Ergebnis dieser Bearbeitung der Öffentlichkeit zur Verfügung.

Das Plenum der Störfall-Kommission hat in 1993 viermal regulär getagt und zusätzlich auf Wunsch des BMU aufgrund gehäufte Ereignisse im Frühjahr 1993 in zwei Sondersitzungen Lehren und Konsequenzen aus diesen Ereignissen gezogen und u.a. die Notwendigkeit einer zentralen Sammlung, Aufarbeitung und Auswertung von Ereignissen und Störfällen zur Nutzung vorliegender Erfahrung betont.

Zum Jahresende 1993 hat das Umweltbundesamt (UBA) die GRS beauftragt, eine Störfalldatenbank für den Bereich Anlagensicherheit entsprechend der Störfallverordnung (Anhang V) zu erstellen. In Ergänzung zu den Arbeiten des UBA, das die meldepflichtigen Störfälle in Deutschland erfaßt, sollen in dieser Datenbank allgemeine Daten über sonstige sicherheitsrelevante Ereignisse im In- und Ausland sowie die Ergebnisse von vertieften Störfallablaufanalysen zusammengefaßt und verfügbar gemacht werden. Die Datenbank soll Informationen für BMU, UBA, Länderbehörden, SFK, TAA sowie für sonstige Interessenten bereitstellen. Zusätzlich wird die GRS das Programmsystem ORACLE beschaffen

und im UBA installieren sowie UBA-Mitarbeiter im Umgang mit diesem System schulen. Das Projekt hat eine Laufzeit bis 30. September 1995 und wird mit fachlicher Unterstützung des Arbeitskreises „Datensammlung“ im 2. Halbjahr 1994 in seine Pilotphase eintreten.

Die von der SFK aufgegriffenen Themenfelder „Containment“ und „Wasserstoff-Technologie“ sowie aus aktuellem Anlaß zu behandelnde Themen, wie u.a. die geplante Neufassung der Seveso-Richtlinie, werden in 1994 für weiteren Beratungsbedarf sorgen.

Die Arbeit der SFK wird daher auch in Zukunft umfangreich und umfassend im Sinne der Anlagensicherheit sein und sich im Plenum und in den Arbeitskreisen auch in 1994 erfolgreich fortsetzen.

TAA/SFK

Der gesamte Aufwand, der sich aus der Tätigkeit des TAA bzw. der SFK in 1993 ergab, setzt sich zusammen aus

- den Kosten der Geschäftsstelle,
- den Reisekosten der TAA/SFK- und TAA/SFK-Arbeitskreis-Mitglieder und
- dem Aufwand an ehrenamtlich erbrachter Tätigkeit.

Die von den TAA/SFK-Mitgliedern und von in TAA/SFK-Arbeitskreise berufenen Mitgliedern ehrenamtlich aufgewandte Arbeitszeit für die Teilnahme an Plenums- und Arbeitskreissitzungen belief sich in 1993 auf insgesamt 6464/4336 Stunden entsprechend nahezu 4,0/2,7 Mannjahren - (unter Ansatz von 8 Stunden Beratung und 8 Stunden Vor- und Nachbereitung pro Sitzungstag und Person).

Zum 23. April 1996 wird die erste - auf drei Kalenderjahre begrenzte - Berufenungsperiode des Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit und der Störfall-Kommission auslaufen.

Die bei der GRS in Köln im Rahmen eines zwischen dem Umweltbundesamt und der GRS abgeschlossenen Vertrages angesiedelte Geschäftsstelle nimmt seit Februar 1992 die Führung der Geschäfte von TAA und SFK wahr. Sie hat diese beiden Gremien sowie deren Unterausschüsse und Arbeitskreise im Rahmen der festgelegten Beratungsaufgaben administrativ und fachlich zu unterstützen. Neben dem Leiter gehören zwei (seit August 1994 drei) wissenschaftlich-technische Mitarbeiter und eine Sekretärin zum Mitarbeiterstab der Geschäftsstelle.

7.1 Übersicht

Die GRS-Tochtergesellschaft Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH hat im Berichtszeitraum ihre positive Entwicklung fortgesetzt und konnte im Industriebereich ihre Position weiter festigen. Seit April 1994 tritt die Gesellschaft mit der neuen Abkürzung ISTec statt des bisherigen IST auf, um sich auf diese Weise von der Vielzahl der Unternehmen mit gleicher Abkürzung abheben zu können.

Tätigkeitsschwerpunkt von ISTec ist die anwendungsorientierte Forschung, Entwicklung und Beratung für die Sicherheit und Verfügbarkeit von Industrieanlagen, wobei derzeit Kraftwerke im Vordergrund stehen. Die bearbeiteten Aufträge betrafen im Berichtszeitraum zu rund 60% industrielle, zu rund 40% öffentliche Auftraggeber.

Bezogen auf die Fachgebiete wurden die nachfolgend beschriebenen Aufgaben durchgeführt:

Anlagen- und Prozeßdiagnose

- Methodische Entwicklungsarbeiten für die Überwachung der Zwangsumlaufpumpen von Siedewasserreaktoren
- Untersuchungen zur Vereinheitlichung von Diagnoseverfahren unterschiedlicher Anlagenkomponenten
- Umsetzung der Entwicklungsergebnisse in ein fortschrittliches System zur Turbinendiagnose
- Entwicklungsarbeiten an einem Akustik- und einem Klassifizierungsmodul für Körperschallanalysen
- Laboruntersuchungen zur Armaturen-diagnose
- Laufende Beratung zur Betriebsüberwachung mit COMOS (rechnerbasiertes System zur Schadenfrüherkennung)
- Grundlegende Untersuchungen zur Zustandsdiagnose von Komponenten, Aggregaten und Prozessen mit Signalanalyseverfahren

- Entwicklungen zur Signalvalidierung bei schweren Störfällen

Informationstechnologie

- Abschluß der Arbeiten zur Entwicklung einer Prozeßschnittstelle für das Informationssystem eines Kernkraftwerks
- Abschluß der Entwicklung eines Aktivitätserfassungs- und -auswertesystems
- Angebote für ein Meldefilter im Kernkraftwerk und für die Bewertung von Kommunikationssystemen in Kliniken

Leittechnik

- Untersuchungen zur Sicherheitsbeurteilung rechnergestützter Leittechnik
- Bewertung der Leittechnik der WVE-Reaktoren Mochovce, Rovno und Balakovo
- Entwicklung von Nachweismethoden zur Sicherheit neuer Leittechnik
- Sicherheitsanforderungen an die Leittechnik neuer Reaktoren

- Analyse und Bewertung der Softwaremodule eines rechnergestützten Sicherheitssystems

Qualitätssicherung

- Anforderungen an die Qualitätssicherung beim Rechnertausch in einem Kernkraftwerk
- Durchführung der qualitätssichernden Maßnahmen beim Rechnertausch

Abfallwirtschaft

- Abschluß der Programmierarbeiten zum AVK (Abfallfluß-Verfolgungs- und Produktkontrollsystem)
- Entwicklungsarbeiten zum AVK-ELA, einem Dokumentationssystem zur Abwicklung von Endlagerformalitäten.

1993 war das erste vollständige Geschäftsjahr des Instituts für Sicherheitstechnologie. Es wurde mit einem positiven Betriebsergebnis abgeschlossen. Hierbei ist zu berücksichtigen, daß das Unternehmen EU-Forschungsvorhaben bearbeitet, die in der Regel nur zu 50% finanziert werden, so daß sich hieraus nicht unerhebliche Belastungen der Ertragskraft ergeben.

Die gegenüber dem Gründungsjahr zu beobachtende Reduktion des Anteils öffentlicher Aufträge wird sich auch weiterhin auf dem vorstehend angegebenen Niveau bestätigen. Die Vollausslastung der Gesellschaft wird gleichwohl erreicht. Die Geschäftsführung geht daher davon aus, daß sich das Unternehmen auch in Zukunft erfolgreich entwickeln wird.

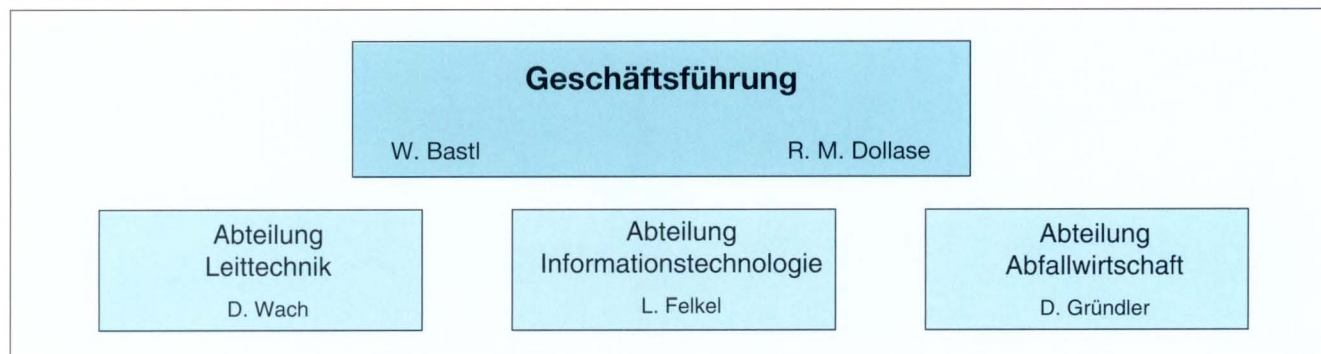


Bild 7.1: Organisation der Institut für Sicherheitstechnologie GmbH

7.2 Digitales Überwachungssystem SIGMA

Durch den Einsatz der neuen Generation digitaler Meß- und Analysetechnik ergeben sich erweiterte Möglichkeiten in der Anwendung verbesserter Überwachungs- und Diagnoseverfahren. Für die automatische und kontinuierliche Überwachung von Prozeßsignalen wurde am ISTec die Konzeption für das digitale Überwachungssystem SIGMA (Signal Monitoring & Analysis) entwickelt und realisiert. Die kontinuierliche Zustandsüberwachung des Komponentenverhaltens ist Voraussetzung für eine zustandsorientierte Wartung von Anlagenkomponenten und stellt damit einen wichtigen Beitrag dar für die Gewährleistung von Integrität und Zuverlässigkeit der Kernkraftwerksanlagen.

In der Meß- und Analysetechnik für die Zustandsüberwachung von Komponenten und Prozessen in Kernkraftwerksanlagen ist gegenwärtig ein grundlegender Wandel hinsichtlich der Erfassung und Auswertung der Meßdaten zu verzeichnen. Die analoge Datenerfassung und die Off-line-Analyse werden zunehmend ersetzt durch eine leistungsfähige digitale Meßwerterfassung mit einer rechnergestützten On-line-Überwachung. Die Entwicklung von PC-basierten Überwachungssystemen führt zu einer deutlichen Verbesserung der Bewertungsmöglichkeiten multipler Datensätze gegenüber den konventionellen Analysen. Mit Hilfe von PC-basierten Systemen können die Analyseergebnisse über eine Netzwerkkopplung direkt in die Datenbank des integrierten Betriebsführungssystems der Anlage eingebunden werden. Damit wird eine wichtige Voraussetzung für eine verbesserte zustandsorientierte Wartung und Instandhaltung der Anlagenkomponenten geschaffen.

Mit den Forderungen nach besserer Integrierbarkeit und Ausbaufähigkeit der Systeme für die Zustandsüberwachung ergeben sich neue Anforderungen an Entwurf und Funktionalität der automatischen Meßwerterfassung und Analyse. Die Hardware sollte dabei aus zwei separaten Teilen bestehen: zum einen aus der Einheit zur Datenakquisition (programmierbare Front-End-Elektronik) und zum anderen aus der Einheit zur Datenevaluierung (Industrie-PC mit Monitor). Der PC sollte ein Speichermedium mit genügend großer Datenkapazität

besitzen und in ein Rechnernetz integrierbar sein.

Unter Berücksichtigung der genannten Mindestanforderungen wurde am ISTec – aufbauend auf den langjährigen Erfahrungen beim Einsatz von Meßtechnik in Kernkraftwerken – die Konzeption für das PC-gestützte Überwachungssystem SIGMA entwickelt. Die Anwendung des Systems besteht in der Meßwerterfassung und Datenauswertung für die Beurteilung dynamischer Zustandsänderungen von Komponenten und Prozessen der jeweiligen Anlage. Die Messung und Analyse kann sowohl im automatischen Betrieb als auch im manuellen Ad-hoc-Einsatz erfolgen. Hard- und Software des Systems SIGMA sind modular aufgebaut und ohne Einschränkungen erweiterbar. In der Realisierungsphase des Systems wurden die einzelnen Module im Labor und in einem einjährigen Vor-Ort-Einsatz im Kernkraftwerk Unterweser getestet.

Aufbau und Funktionalität des Systems SIGMA

Die Hardware des Systems SIGMA besteht aus der Front-End-Elektronik und einem Industrie-PC für die Steuerung der Meßwerterfassung sowie für die Auswertung und Speicherung der Meßdaten. Die Software besteht aus dem Basismodul zur Steuerung der Meßwerterfassung und aus dem Analysemodul zur Datenauswertung. Die Applikationen der Software sind unter dem Betriebssystem MS-DOS implementiert.

Für die Front-End-Elektronik des digitalen Monitoring-Systems SIGMA werden industriell gefertigte Module der Firma Caesar Datensysteme verwendet, die die hohen Leistungsanforderungen erfüllen und die den entsprechenden Industriestandards genügen. Der Front-End-Einschub besteht aus einem 19-Zoll-Gehäuse mit frei wählbaren Modulen für die Verstärkung, Filterung und simultane Digitalisierung der gemessenen Signale. Mit Hilfe der Elektronik können Signale von beliebigen Meßwertaufnehmern erfaßt und an den Rechner weitergeleitet werden. Die Front-End-Hardware ist in allen Funktionen interaktiv voll rechnersteuerbar. Serienmäßig können bis zu 1024 analoge bzw. digitale Kanäle mit programmierbarer Abtastrate erfaßt werden. Das System SIGMA wurde standardmäßig für die Erfassung von 32 Kanälen ausgelegt. Zur Vermeidung von Aliasing-Effekten können programmierbare Tiefpaßfilter automatisch in Abhängigkeit des wählbaren Abtastrate-Signalfrequenz-Verhältnisses eingestellt werden. Für die Standarduntersuchungen zur Zustandsüberwachung in Kernkraftwerksanlagen im niederfrequenten Bereich wurde für das System eine Tiefpaßfilterung bei der Grenzfrequenz von 100 Hz festgelegt.

Als Verstärkermodule stehen u.a. Gleichspannungsdifferenzverstärker, Trägerfrequenzverstärker sowie galvanisch getrennte Differenzverstärker zur Verfügung. Das System SIGMA ist standardmäßig mit Gleichspannungsdifferenzverstärkern für insgesamt 32 Kanäle bestückt. Diese Verstärker erlauben eine automatische rechnergesteuerte Kompensation des Gleichanteils und eine Verstärkung des Wechselanteils (Nutzsignals). Mit Hilfe von Sample-&-Hold-Schaltungen wird eine simultane Erfassung aller Meßsignale erreicht. Für die Analog-Digital-Wandlung mit 12 bit Auflösung können Messungen bei Summenabtastraten bis über 200 KWorte/s durchgeführt werden, wobei für jeden Kanal ein eigener A/D-Wandler eingesetzt wird. Standardmäßig können 32 Analogsignale im Bereich von +10 V mit einer Auflösung von 12 bit und einer Abta-

strate bis 128 kHz simultan digitalisiert werden. Ein zusätzliches Modul erlaubt die Übernahme von PCM-Daten, wodurch die Kompatibilität zu der bisher verwendeten PCM-Magnetband-Technik für die Datensicherung gewährleistet wird.

Die Front-End-Elektronik des Systems SIGMA ist über ein DMA-Interface mit einem Industrie-PC gekoppelt. Der Industrie-PC ist ein IBM-kompatibler Standard-PC, ausgerüstet mit einem Prozessor 486/33 MHz und 4 MB RAM sowie einer Festplatte mit einer Kapazität von 200 MB. Für die automatische Datenspeicherung und Archivierung besitzt der PC zusätzlich ein HP-DAT-Streamerlaufwerk mit einer Speicherkapazität von 2 GB. Für die Visualisierung wird für SIGMA ein Standard-Farbmonitor verwendet. Bild 7.2 zeigt eine Konfiguration des Überwachungssystems SIGMA.

Mit Hilfe der Basis-Software der Firma Caesar Datensysteme können über den Industrie-PC alle Einstellungen der Module der Front-End-Elektronik komfortabel bedient werden. Jedes Steckmodul besitzt einen Identifikationschip, und der Anwender kann in einem Blockschaltbild auf dem Monitor die angeschlossenen Signalwege überprüfen. Die Meßsignale werden zeitgetriggert oder signalgetriggert erfaßt und auf der PC-Festplatte gespeichert. Für die Signale erfolgt eine Prüfung auf Übersteuerung sowie eine Kontrolle der Gleichspannungswerte.

Mit der Analyse-Software können im Anschluß an die Messung die Daten im Zeitbereich (Korrelationsfunktion, Parameterschätzverfahren) und im Frequenzbereich (Leistungsdichtespektrum, Kohärenzfunktion) ausgewertet werden. Zusätzliche Funktionen für die Über-

wachung von vorgegebenen charakteristischen Kenngrößen im Zeit- und Frequenzbereich können implementiert werden. Eine Trendüberwachung der Kenngrößen sowie die Anwendung von Mustererkennungsverfahren sind als Optionen möglich. Die Analyse-Software ist ohne Einschränkungen durch zusätzliche Module in den Programmiersprachen C und FORTRAN erweiterbar. Für die graphische Darstellung der gemessenen Signale und Analyseergebnisse steht der interaktive Graphikmanager der Basis-Software zur Verfügung. Sowohl die gemessenen Zeitsignale als auch die Analyseergebnisse werden standardmäßig auf das Streamertape ausgegeben und archiviert. Bild 7.3 zeigt eine Übersicht der optionalen Software-Module.

Automatische Meßwerterfassung mit dem System SIGMA

Das digitale Überwachungssystem SIGMA war über einen Zeitraum von einem Jahr im Kernkraftwerk Unterweser installiert und hat automatisch jeden Tag eine Messung von 32 Signalen der Schwingungsüberwachung des Primärkreises

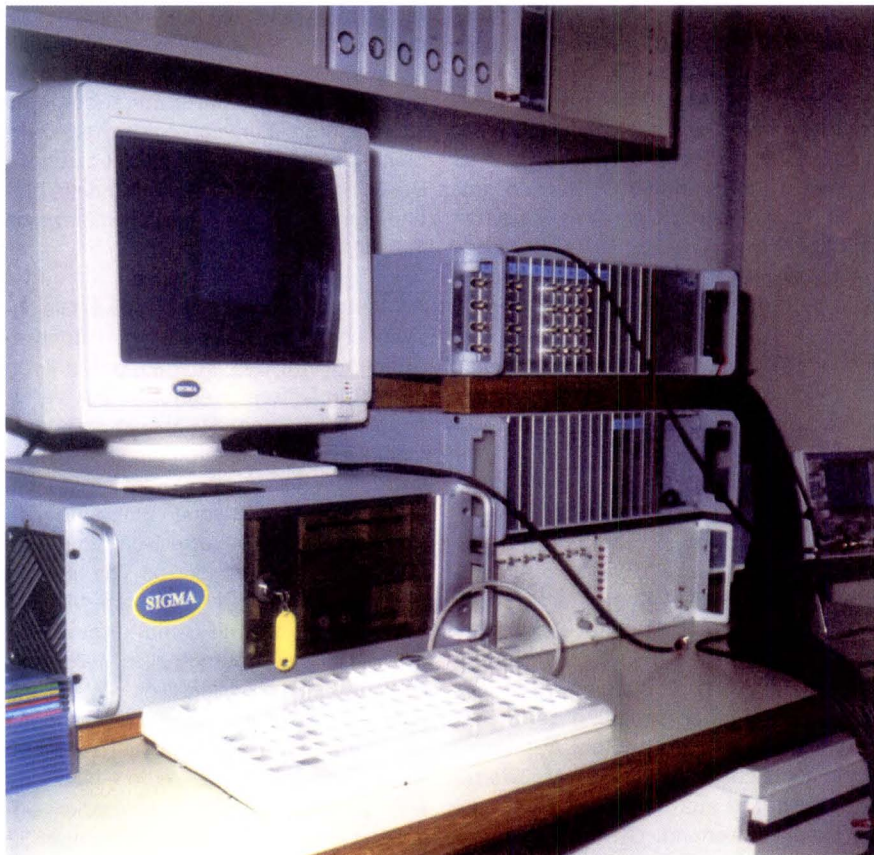


Bild 7.2: Das Überwachungssystem SIGMA



Bild 7.3: Software-Module des Systems SIGMA

durchgeführt. Die zu überwachende Signalpalette bestand dabei aus Absolutwegsignalen, Relativwegsignalen, Neutronenflußsignalen und Drucksignalen. Die Signale wurden simultan erfaßt und mit einer Abtastfrequenz von 250 Hz pro Kanal digitalisiert.

Die Gleichspannungswerte der Signale wurden automatisch gemessen und kompensiert sowie die Signale verstärkt. Die kompensierten Gleichspannungswerte wurden protokolliert. Diese Werte sind z.B. für die Normierung der Neutronenflußsignale von Bedeutung. Erste Erfahrungen vor Ort zeigten, daß die Ermittlung der Gleichanteile und die entsprechende Kompensation vor jeder Messung notwendig ist, da diese Werte sich auch in kurzen Zeitabständen ändern.

Die gemessenen Zeitreihen und Auswertergebnisse wurden automatisch auf dem Streamertape gespeichert und stehen damit für eine erweiterte Bewertung zur Verfügung. So können Trendanalysen im Zeit- und Frequenzbereich durchgeführt und als Kaskadendiagramm (z.B. Wasserfallspektren) dargestellt werden. In der Zeit zwischen zwei automatischen Messungen kann der Rechner für Graphikausgaben auf einem Drucker oder für zusätzliche Analysen genutzt werden. Bild 7.4 zeigt Ergebnisse aus den Vor-Ort-Messungen des Systems SIGMA.

Das Überwachungssystem SIGMA wurde für die Durchführung der automatischen Messung gegen jede nichtautorisierte Manipulation geschützt. Die über den Rechner programmierbare Front-End-Elektronik stellt eine wichtige Voraussetzung für eine störungsfreie automatische Datenerfassung dar. Die Einstellung der Verstärker und Filter kann allein über die paßwortgeschützte Software erfolgen und wird stets protokolliert. Eine manuel-

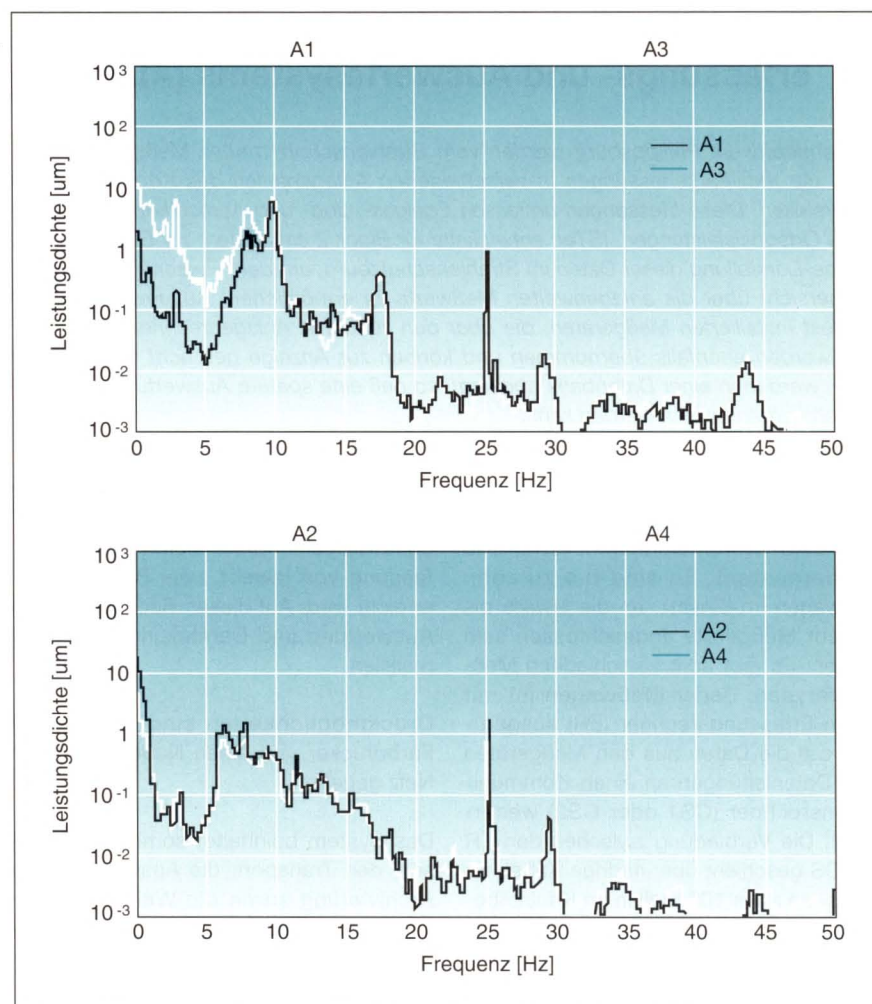


Bild 7.4: Analyseergebnisse im Vor-Ort-Einsatz

le Schalterbedienung der Front-End-Module ist ausgeschlossen. Bei dem automatischen Neustart des Systems nach einem Spannungsausfall wird die Messung und Analyse in einem definierten Zustand fortgesetzt.

Zum Anwendungsbereich von SIGMA gehören u.a. Messungen zur Schwingungsüberwachung von Anlagenkomponenten, zur Überwachung der Wellenbah-

nen an Pumpen sowie zur Früherkennung von Prozeßanomalien im Reaktorkern.

Die Ergebnisse der Testmessungen SIGMA zeigen, daß für Meßaufgaben im Rahmen der Zustandsdiagnose von Anlagenkomponenten und -prozessen ein universell nutzbares und leistungsfähiges System zur Verfügung steht.

J. Pohlus

7.3 Entwicklung eines Aktivitätsdatenerfassungs- und Auswertesystems (ADAS 2)

Im Kernkraftwerk Philippsburg werden vom Strahlenschutz mobile Meßgeräte eingesetzt, die Aktivitätserfassungen in verschiedenen Anlagenteilen des Kontrollbereichs sicherstellen. Diese Messungen umfassen Edelgas-, Jod- und Aerosolkonzentrationen sowie Ortsdosisleistungen. ISTec entwickelte für Block 2 ein System zur Erfassung und On-line-Darstellung dieser Daten im Strahlenschutzbüro, um dem Personal eine zentrale Übersicht über die anlagenweiten Meßwerte zu ermöglichen. Ausgewählte Daten von fest installierten Meßgeräten, die über den zentralen Anlagenrechner erfaßt werden, werden ebenfalls übernommen und können zur Anzeige gebracht werden. Alle Daten werden in einer Datenbank abgelegt, so daß eine spätere Auswertung der Messungen vorgenommen werden kann.

ADAS Systemübersicht

Die ADAS-Systemarchitektur ist in Bild 7.5 dargestellt. Es sind bis zu zehn Meßwagen im Einsatz, an die jeweils bis zu acht Meßgeräte angeschlossen sein können. Es gibt acht verschiedene Meßgerätetypen. Jeder Meßwagen ist mit einem Erfassungsrechner (ER) ausgerüstet, der die Daten aus den Meßgeräten über Datenleitungen an einen Kommunikationsrechner (CS1 oder CS2) weiterreicht. Die Verbindung zwischen den ER und CS geschieht über 4adrige Kabel, für die es an etwa 100 Stellen im Kontrollbereich Steckdosen gibt. Diese Verbindungen führen ins Strahlenschutzbüro, wo sie an die CS angeschlossen sind. An die ER sind im Normalbetrieb keine Tastaturen oder Monitore angeschlossen. Sie sammeln Daten der Meßgeräte und leiten sie an die CS weiter. Wenn notwendig (z.B. bei fehlerhafter Verbindung zum CS) können sie Daten bis zu zwei Stunden speichern. Sobald die CS-Verbindung wieder hergestellt ist, werden aktuelle und gespeicherte Altdaten weiterübertragen.

Die CS-Rechner sind an ein Netz angeschlossen (ADAS-LAN). Über dieses Netz können die CS mit einem doppelt ausgelegten Archivierungsrechnersystem (AAR) kommunizieren. Im AAR befindet sich die Datenbank.

Ebenfalls ans Netz angeschlossen sind zwei Arbeitsplatzrechner (APR), von denen jeder mit zwei 20-Zoll-Bildschir-

men ausgestattet ist, wobei zu einer übersichtlicheren Darstellung eine doppelte Bildschirmbreite durch Zusammenfassung von jeweils zwei Bildschirmen erreicht wird. Auf diesen Rechnern ist die Auswertung und Darstellung der Daten realisiert.

Druckmöglichkeiten sind durch zwei Farbdrucker und einen Nadeldrucker im Netz gegeben.

Das System beinhaltet somit das Erfassen, den Transport, die Auswertung, die Archivierung sowie die Weiterverarbeitung (Datenbankabfragen, Grenzwertvergleiche usw.) und Darstellung von Strahlenschutzmeßdaten.

Funktion der Erfassungsrechner

Die Erfassungsrechner (ER) werden im Normalfall ohne Tastatur und Bildschirm betrieben. Nach dem Start und gegebenenfalls der Konfiguration (Mitteilung über Anzahl und Art der angeschlossenen Meßgeräte) werden autonom Daten aufgenommen, zwischengepuffert und kontinuierlich an den CS weitergegeben. Die Daten werden im ER so lange gehalten, bis die Archivierung auf dem AAR bestätigt ist. Bricht die Verbindung zum CS ab, werden die Daten gepuffert, und es wird kontinuierlich versucht, die Verbindung zum CS wieder herzustellen. Die Datenpufferung erlaubt eine Unterbrechung von bis zu zwei Stunden. Erst dann gehen Teile der zuerst gespeicher-

ten Daten verloren. Gelingt die Wiederherstellung der Verbindung zum CS, werden aktuelle Daten und Altdaten zum CS weitergeleitet.

Funktion der Kommunikationsrechner

Die Com Server (CS) dienen vor allem dazu, die Daten von den ER zu übernehmen, in eine für die Datenbank geeignete Form zu bringen und an das AAR-System weiterzuleiten. Außerdem ist es Aufgabe der CS, alle Rechner im System zeitsynchron, gemäß DCF 77 Normalzeit über Funkuhrempfang, einzustellen. Auch werden die Meßwerte fester Meßstellen von dem zentralen Anlagenrechner (ZAR) übernommen, datenbankgerecht aufbereitet und zur Archivierung weitergeleitet.

Im Notfunktionsbetrieb, d.h. bei Ausfall von APR, AAR oder Netz, ist es möglich, die aktuellen Meßwerte aus den ER in einem Menü auf dem CS-Bildschirm anzuzeigen. Eine Pufferung von Daten ist auf diesen Rechnern nicht vorgesehen.

Archivierung

Das Archivierungsrechnersystem (AAR) ist als Novell/SQLBase-Server zweifach redundant (gespiegelt) ausgelegt und mit einem Bandlaufwerk ausgestattet. Die Archivierungsfrequenz beträgt für Messung und Archivierung aller Informationen 0,1 Hz, d.h. alle 10 Sekunden wird ein kompletter Datensatz gespeichert. Die Speicherkapazitäten (Festplatten) sind so gewählt, daß unter voller Belastung (zehn ER, d.h. 80 Meßgeräte) der Archivierungszeitraum 60 Tage beträgt.

Die Arbeitsplatzrechner

Die beiden Arbeitsplatzrechner (APR) sind die zentralen Arbeitsinstrumente des Systems. Sie umfassen je zwei 20-Zoll-Monitore pro Arbeitsplatz, die mit Hilfe von Multivideokarten in jedem PC betrieben werden. Es handelt sich also pro PC um eine Oberfläche, die sich über zwei Monitore erstreckt (unter der Benutzeroberfläche Windows 3.1), so daß z.B. der

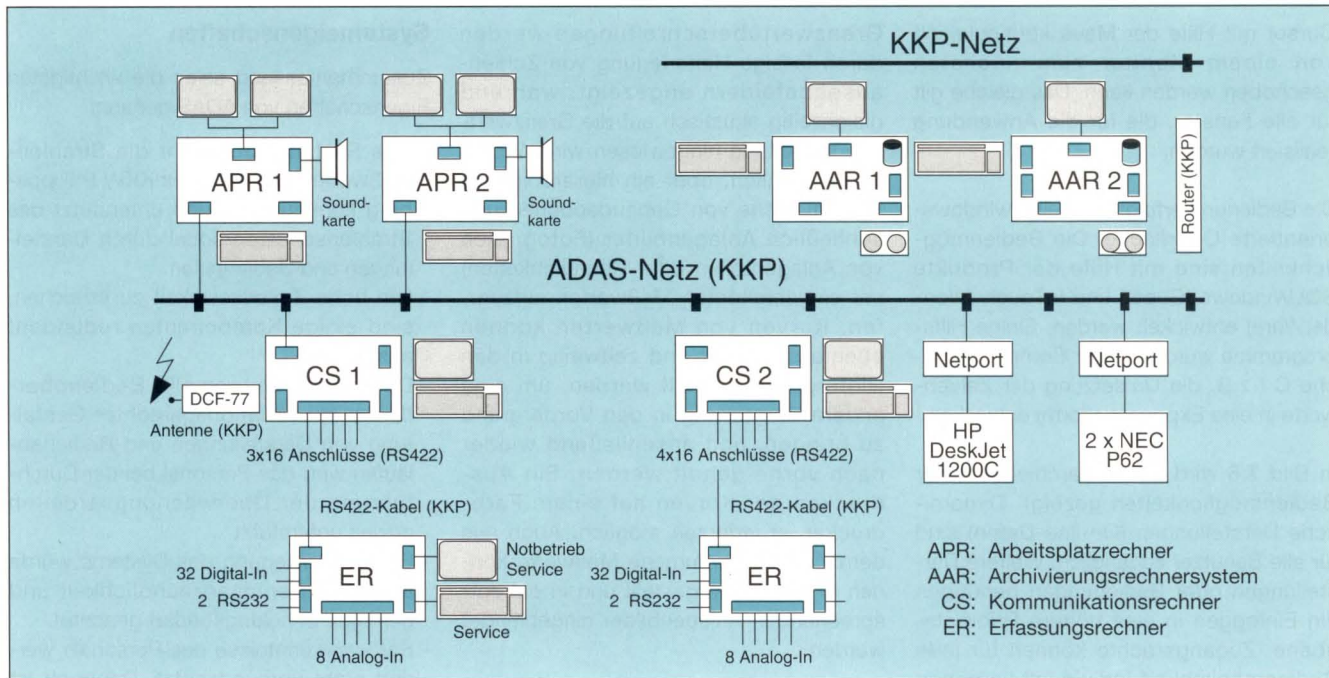


Bild 7.5: ADAS - Systemarchitektur

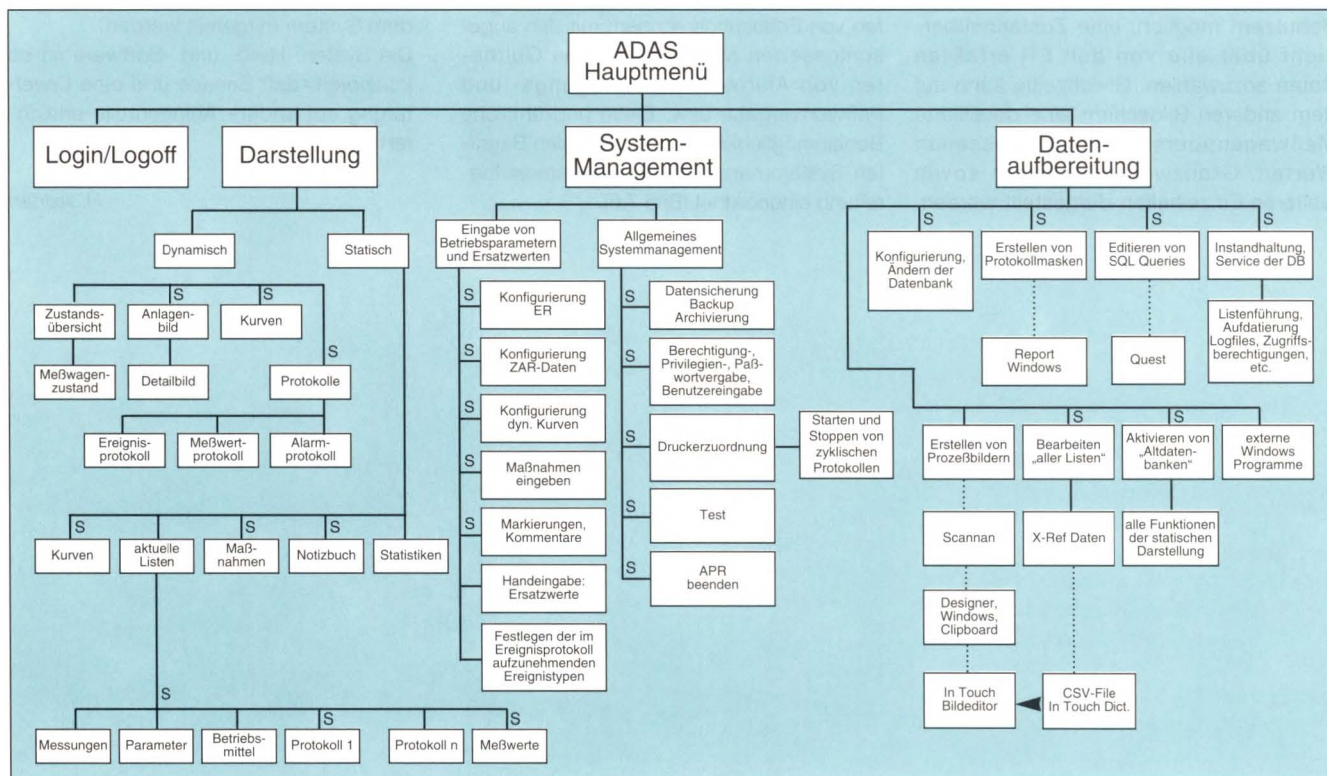


Bild 7.6: Hierarchiebaum der Bedienmöglichkeiten in ADAS

Cursor mit Hilfe der Maus kontinuierlich von einem Monitor zum nächsten geschoben werden kann. Das gleiche gilt für alle Fenster, die für die Anwendung realisiert wurden.

Die Bedienung erfolgt über eine windowsorientierte Oberfläche. Die Bedienmöglichkeiten sind mit Hilfe der Produkte SQLWindows (Gupta) und InTouch (WonderWare) entwickelt worden. Einige Hilfsprogramme wurden in der Computersprache C (z.B. die Umsetzung der Zahlenwerte in eine Exponentialform) entwickelt.

In Bild 7.6 wird der Hierarchiebaum der Bedienmöglichkeiten gezeigt. Dynamische Darstellungen (On-line-Daten) sind für alle Benutzer zugänglich. Weitere Darstellungen oder Bedienungen benötigen ein Einloggen in eine höhere Prioritätsebene. Zugangsrechte können für jede Bedienmöglichkeit individuell vergeben werden.

Auf der niedrigsten Ebene ist es den Benutzern möglich, eine Zustandsübersicht über alle von den ER erfaßten Daten anzuwählen. Gleichzeitig kann auf dem anderen Bildschirm eine detaillierte Meßwagenübersicht mit gemessenen Werten, Grenzwertbelegungen sowie weiteren Einzelheiten dargestellt werden.

Grenzwertüberschreitungen werden durch farbige Hinterlegung von Zahlenausgabefeldern angezeigt, während gleichzeitig akustisch auf die Grenzwertüberschreitung hingewiesen wird. Weiter ist es möglich, über ein hierarchisches System Pläne von Gebäudeebenen und schließlich Anlagenbilder (Fotografien von Anlagenteilen oder Räumlichkeiten) mit eingeblendeten Meßwerten aufzurufen. Kurven von Meßwerten können ebenfalls gezeigt und zeitweilig in den Hintergrund gestellt werden, um eine andere Darstellung in den Vordergrund zu bringen, und anschließend wieder nach vorne geholt werden. Ein Ausdrucken der Kurven auf einem Farbdrucker ist jederzeit möglich. Auch aus dem ZAR übernommene Meßwerte können in Kurven dargestellt und in die entsprechenden Anlagenbilder eingeblendet werden.

Bedienmöglichkeiten auf höheren Zugriffsebenen betreffen das Zusammenstellen von Kurvendarstellungen, das Konfigurieren von Erfassungsrechnern mit den angeschlossenen Meßgeräten, das Quittieren von Alarmen, Berechtigungs- und Paßwortvergabe usw. Diese und ähnliche Bedienmöglichkeiten sind unter den Begriffen Systemmanagement und Datenaufbereitung eingeordnet (Bild 7.6).

Systemeigenschaften

Zusammenfassend seien die wichtigsten Eigenschaften von ADAS genannt:

- Das System überwacht die Strahlenmeßwerte in Block 2 des KKW Philippsburg kontinuierlich und unterstützt das Strahlenschutzpersonal durch Darstellungen und Bedienhilfen.
- Um hohe Zuverlässigkeit zu erreichen, sind einige Komponenten redundant ausgelegt.
- Durch eine zeitgemäße Bedienoberfläche mit situationsgerechter Gestaltung von Darstellungen und Bedienabläufen wird das Personal bei der Durchführung der Überwachungsarbeiten gezielt unterstützt.
- Bei der Auslegung des Systems wurde auf hohe Benutzerfreundlichkeit und geringen Schulungsbedarf geachtet.
- Softwarekenntnisse des Personals werden nicht vorausgesetzt. Dennoch ist für große Flexibilität gesorgt, z.B. können Peripheriebedingungen (z.B. Meßgeräteänderungen bzw. -austausch) dem System mitgeteilt werden.
- Die System-Hard- und -Software ist so konzipiert, daß Service und eine Erweiterung auf andere Anlagenteile erleichtert werden.

H. Adrian

Nach Aufnahme der Geschäfte im Herbst 1992 wurde 1993 das erste Geschäftsjahr voll abgewickelt und 1994 der Geschäftsbetrieb in großem Umfang ausgeweitet.

Die wichtigsten Aktivitäten der Jahre 1993 und 1994 lassen sich wie folgt resumieren:

- Stärkere Etablierung der Gesellschaft in organisatorischer, rechtlicher und personeller Hinsicht (Organisation, Personalausstattung)
- weitere Verstärkung der Aktivitäten im mittel- und osteuropäischen Raum (Rußland, Ukraine, Bulgarien, Litauen, Ungarn, Tschechische Republik, Slowakische Republik usw.)
- Verstärkung der Zusammenarbeit GRS/IPSN
- Übernahme des Betriebs der Büros in Moskau und eigenverantwortliche Errichtung, Renovierung und Betrieb des Büros in Kiew
- Weiterführung und Ausweitung der Arbeiten für die Kommission der Europäischen Union (PHARE-, TACIS-, Forschungs- und Entwicklungsprojekte)
- Weiterführung und Ausweitung der Aktivitäten im Rahmen der „Technical Safety Organisation (TSO)“-Gruppierung
- Teilnahme an den Ausschüssen und Lenkungsgruppen der IAEA, der Kommission der Europäischen Union und der G-24-Arbeitsgruppen.

Büros in Moskau und Kiew

Bereits in der Mitgliederversammlung im Oktober 1992 wurde festgelegt, daß RISKAUDIT künftig voll verantwortlich für den Betrieb und das Personal der Büros in Moskau und Kiew sein wird.

Das Büro Moskau wurde unter der Leitung der GRS renoviert und eingerichtet und als gemeinsames Büro von GRS/IPSN/RISKAUDIT im Februar 1993 eingeweiht. Der Betrieb wurde zum 1. Januar 1994 an RISKAUDIT übertragen.

Die Einrichtung des Büros Kiew stand von Anfang an unter der Leitung von RISKAUDIT. Nach langer vergeblicher



Bild 8.1: Büroszene bei GRS/IPSN/RISKAUDIT in Moskau

Suche in Kiew konnten schließlich im „Kiev Institute for Nuclear Research (KINR)“ Räume angemietet werden. Nach der Anfang 1994 begonnenen Renovierung wurden die Räume im Mai 1994 bezogen. Dieses Büro wird ebenfalls als gemeinsames Büro von IPSN, GRS und RISKAUDIT betrieben. Die Einweihung ist für die zweite Jahreshälfte 1994 vorgesehen.

Schwerpunkt der Arbeiten waren und sind gemeinsame Vorhaben von IPSN, GRS sowie anderen Partnern im Auftrag der Europäischen Kommission und der EBRD (European Bank for Reconstruction and Development). Durch neue Vorhaben erhöhte sich die Anzahl der Verträge bis Ende 1993 auf 19, wobei auch das Vertragsvolumen entsprechend angewachsen ist.

Der Schwerpunkt der Projekte liegt bei:

- KKW Kozloduy, Blöcke 1 und 2: Unterstützung der bulgarischen Genehmigungsbehörde und Sicherheitsbewertung von Nachrüstmaßnahmen
- Gemeinsame Analyse mit anderen Organisationen der Europäischen Union über Herausforderungen und Lösungen im Bereich der nuklearen Sicherheit in Rußland

- KKW Rovno: Sicherheitsbewertung von WWER-440/213- und WWER-1000/320-Reaktoren

- Unterstützung des „Consortium of Western Regulators (CWR)“ beim Transfer der westlichen Genehmigungspraktiken nach Rußland und in die Ukraine

- TSO-Studienprojekt über die Sicherheit europäischer DWR-Projekte und Entwicklung einer gemeinsamen Sicherheitsstrategie.

Aufgaben in Mittel- und Osteuropa

Die obige Aufstellung läßt erkennen, daß wesentliche Aufgaben von RISKAUDIT im Bereich der Sicherheit der mittel- und osteuropäischen Reaktoren liegen.

Die ersten Sicherheitsbeurteilungen der WWER-Reaktoren wurden von GRS und IPSN bereits vor dem Fall der Berliner Mauer durchgeführt. Die Analysen der WWER-Reaktoren 440/230 und 213 in Greifswald und der WWER-1000-Reaktoren in Stendal, die in Zusammenarbeit mit den russischen Partnern durchgeführt wurden, sind die wichtigsten Grundlagen für die Arbeiten an den Reaktoren dieser Typenreihen. Insbesondere sind wichtige Arbeiten am bulgarischen Kraftwerk

Kozloduy seit Ende 1991 in Zusammenarbeit mit belgischen und englischen Partnern im Gange. Diese Arbeiten laufen parallel zu denen, die von den Elektrizitätsgesellschaften aus dem Westen, organisiert im WANO-Konsortium (World Association of Nuclear Operators), durchgeführt werden, wobei unter diesen besonders die französische EDF zu erwähnen ist. Diese doppelte Unterstützung – einerseits die der Sicherheitsbehörden, andererseits die der Betreiber – ist eine Arbeitsmethode, die RISKAUDIT bevorzugt. Insbesondere wird diese Methode erneut angewandt beim KKW Rovno in der Ukraine. Derzeit wird gerade ein Vertrag ausgeführt, dessen Hauptziel es ist, ein Genehmigungsverfahren für die Typenreihen WWER 440/213 und 1000 von Rovno einzuführen. Dieses Verfahren ist völlig neu für dieses Land und wird zu bedeutenden Analysearbeiten und unterstützenden Untersu-

chungen im Zusammenhang mit dem Betrieb führen.

Andere Arbeiten, deren Verträge gerade geschlossen wurden und werden, behandeln die Übertragung von Rechenprogrammen (ATHLET, ATHLET-CD, CATHARE, ESCADRE, usw.), die Ausbildung des Personals, die Verfahrensmethoden bei schweren Unfällen und probabilistische Untersuchungen. Diese Arbeiten beziehen sich auf Rußland, die Tschechische Republik, die Slowakische Republik und Bulgarien.

Eine andere Art von Aktivitäten betrifft die Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken, deren Errichtung unterbrochen wurde und die in Zusammenarbeit mit westlichen Partnern vollendet werden könnten. Gerade hier geht es darum sicherzustellen, daß das Sicherheitsniveau der end-

gültigen Ausführung mit Blick auf die in Westeuropa angewandten Kriterien akzeptiert werden kann. Dies trifft besonders für Temelin (Tschechische Republik) und Mochovce (Slowakische Republik) zu.

Koordinierung der „Technical Safety Organisation (TSO)“

Diese Gruppierung, die auf Betreiben der Kommission der Europäischen Union gegründet wurde, hat sich voll etabliert. Das Memorandum of Understanding wurde am 23. Juli 1993 von allen Mitgliedern der Gruppierung unterzeichnet. Die Gruppierung hat sich zwei Organe geschaffen: das Steering Committee (Steuerungsausschuß) und das Technical Committee (Technischer Ausschuß). RISKAUDIT nimmt die Koordination der gemeinsamen TSO-Aktivitäten und das Projektmanagement wahr.

Organisation und wirtschaftliche Entwicklung

9

9.1 Organisation

Struktur

Die GRS ist eine wissenschaftliche, weitgehend von der öffentlichen Hand getragene gemeinnützige Gesellschaft. Ihr Auftrag ist die Beurteilung und Weiterentwicklung der technischen Sicherheit, vorrangig auf dem Gebiet der Kerntechnik. Ihre Standorte und Büros sind in Bild 9.1 dargestellt. Darüber hinaus enthält Bild 9.1 die fachlichen Aufgabenfelder. Die Organisationsstruktur der Gesellschaft zeigt Bild 9.2.

Rund 500 Mitarbeiter sind bei der GRS beschäftigt, davon etwa 350 Wissenschaftler der Fachrichtungen Physik, Maschinenbau, Verfahrenstechnik, Bautechnik, Elektrotechnik, Kerntechnik, Meteorologie, Chemie, Biologie, Mathematik und Informatik sowie Rechts- und Betriebswissenschaften.

Zur Durchführung ihrer Aufgaben stehen der GRS an allen Standorten und Büros leistungsfähige, in einem überregionalen Datennetz verbundene Rechner und Kommunikationssysteme zur Verfügung.

Gesellschafter

Die Gesellschafter der GRS sind

- die Bundesrepublik Deutschland (46%),
- der Freistaat Bayern (4%),
- das Land Nordrhein-Westfalen (4%),
- die Technischen Überwachungs-Vereine (TÜV) und der Germanische Lloyd (zusammen 46%).

Organe

Die Organe der GRS sind

- die Gesellschafterversammlung,
- der Aufsichtsrat mit dem Vorsitzenden Staatssekretär Clemens Stroetmann und dem stellvertretenden Vorsitzenden Senator E.h. Professor Dr. Karl Eugen Becker,
- die Geschäftsführer Professor Dr. Dr. Ing. E.h. Adolf Birkhofer und Gerald Hennenhöfer.

Tochtergesellschaften

Institut für Sicherheitstechnologie GmbH (ISTec)

Das Institut für Sicherheitstechnologie ist eine Tochter der GRS mit Sitz in Garching bei München. Es wurde 1992 gegründet und hat die bis dahin in der GRS durchge-

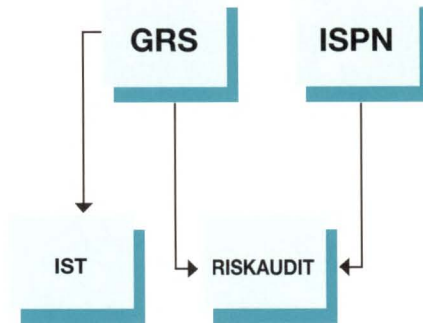


Bild 9.3: Tochtergesellschaften

fürten anwenderorientierten Forschungs- und Entwicklungsaufgaben auf dem Gebiet der Schadenfrühdiagnose, Leittechnik und Abfallentsorgung übernommen.

RISKAUDIT

Die Europäische Wirtschaftliche Interessenvereinigung RISKAUDIT ist eine gemeinsame Gründung der GRS und ihres französischen Partners IPSN mit Sitz in Paris. Mit RISKAUDIT soll ein Sachverständigenzentrum für kerntechnische Sicherheit geschaffen werden. Die Aktivitäten konzentrieren sich zunächst auf die Kernkraftwerke in Mittel- und Osteuropa. RISKAUDIT koordiniert die gemeinsamen Projekte von IPSN und GRS im internationalen Bereich.

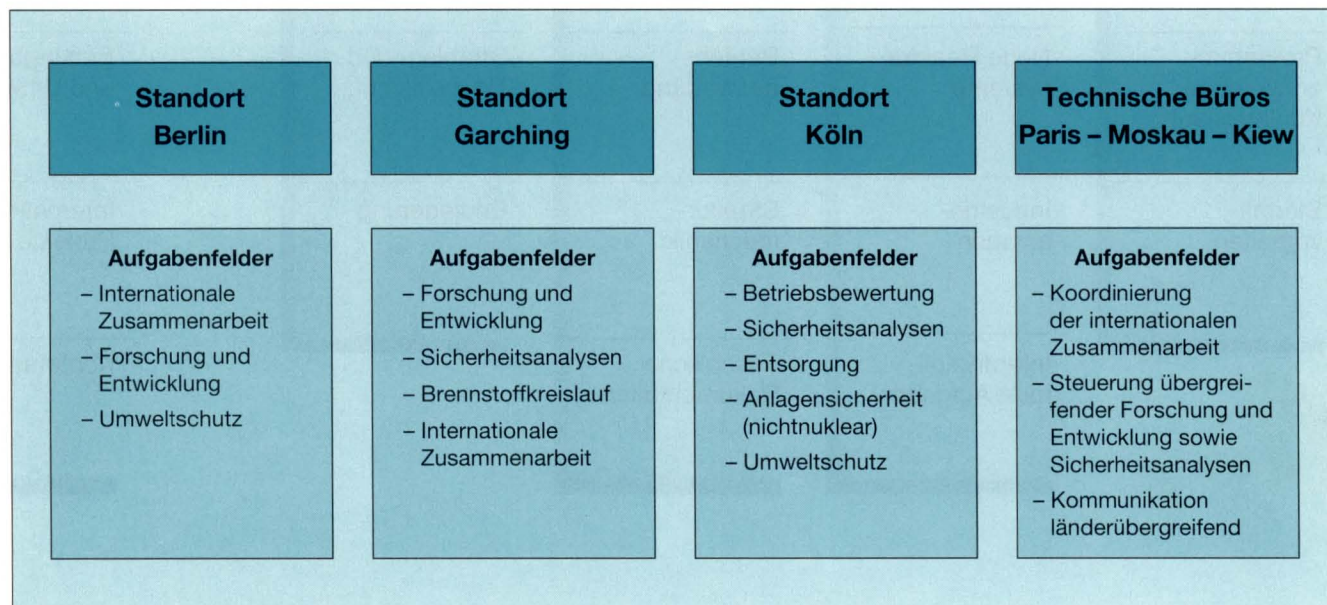


Bild 9.1: Aufgabenschwerpunkte der Standorte und Büros der GRS

Fachbereiche

Thermo- hydraulik	System- analyse	Betriebs- verhalten	Entsorgung	Projekte
K.F. Wolfert	M. Hertrich	D. Rittig	W. Thomas	W. Ullrich
Schwere Störfälle	Zuverlässigkeit	Störungs- auswertung	Brennstoff- kreislauf	Kernkraftwerke
Programm- entwicklung Kühlkreislauf	Neue Reaktor- systeme	Betriebs- auswertung	Strahlen- und Umweltschutz	Entsorgung und Umwelt
Störfall- verhalten	Industrie- anlagen	Struktur- mechanik	Endlagerung	Internationale Projekte
	Interdiszipli- näre Aufgaben	Technische Dokumentation		Kommunikation

Bild 9.2: Organisationsstruktur der GRS (Stand August 1994)

führung

G. Hennenhöfer

Zentralbereiche

Daten- verarbeitung	Verwaltung	Forschung- betreuung
H. Hoermann	R. Antoni	M. Banaschik
Mathematik	Finanzen und Controlling	Programme und Anlagen
DV- Anwendung	Personal und Recht	Störfälle und Komponenten
DV-Köln	Verwaltung Garching	Zentralaufgaben
DV-Systeme	Verträge	
	Organisation und Verwaltung Köln	

Geschäfts- stellen

Störfall- Kommission

R. Feldmann

Technischer Ausschuß für Anlagensicherheit

R. Feldmann

Umwelt- gesetzbuch

E. Mast

9.2 Fachliche Schwerpunkte

Die GRS löst ihre Aufgaben auf der Grundlage von Erkenntnissen und Erfahrungen aus

- Forschung und Entwicklung,
- Sicherheitsanalysen und
- Betriebsbewertungen.

Bild 9.4 gibt einen Überblick über die Leistungen für die fachlichen Schwerpunkte. Als aktuelle Arbeitsthemen innerhalb der Schwerpunkte sind zu nennen:

- Im Rahmen der Sicherheitsforschung wird der Thermohydraulik-Code ATHLET zur Beschreibung von Anlagentransienten und Störfällen entwickelt, experimentell verifiziert und validiert sowie im Rahmen von Vergleichsanalysen (Standardproblemen) qualifiziert. Für die russischen Reaktoren vom Typ WWER 440 und WWER 1000 sowie RBMK wird der Code zusammen mit russischen Experten auf deren Baulinien umgestellt. Gemeinsam mit französischen Fachleuten des IPSN werden Analysemethoden zur Beschreibung von Unfallszenarien bis hin zum Kernschmelzen entwickelt und an Experimenten erprobt. Ziel ist dabei primär, die Belastungen für den Sicherheitseinschluß unter diesen extremen Bedingungen zu ermitteln und Auslegungsgrundlagen für eine neue Reaktorbaulinie zu bestimmen, die derartigen extremen Belastungen gewachsen ist.

- Für die Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland werden zur Bewertung ihrer Sicherheit umfangreiche Gutachten und Analysen für den Bund und die Landesgenehmigungsbehörden erstellt. Dies umfaßt umfangreiche Untersuchungen zum physischen Anlagenschutz (Sabotage), probabilistische, anlagendynamische, störfallrelevante Analysen sowie Bewertung des Komponenten- und Systemverhaltens bei relevanten Betriebs- und Störfällen.
- Zu allen kerntechnischen Anlagen in Deutschland wird eine systematische und übergreifende Auswertung aller besonderen Betriebsvorgänge und Störfälle durchgeführt. Übergreifend werden auch alle besonderen Vorkommnisse in anderen Ländern ausgewertet und – soweit erforderlich – Hinweise gegeben für eine Rückwirkung auf deutsche Anlagen.
- Seit Jahren befaßt sich die GRS mit der übergreifenden Beurteilung der sonstigen Anlagen des Brennstoffkreislaufs (BE-Fabriken, Anreicherungsanlagen) und der Entsorgung (Zwischenlager, Konditionierungseinrichtungen, Wiederaufarbeitungsanlage, Endlager) für radioaktiven Abfall und abgebrannte Brennelemente. Nationale und internationale Forschungsarbeiten werden dazu fachlich begleitet und Modelle zur Sicherheitsbewertung erstellt.
- Die internationale Zusammenarbeit hat seit ca. vier Jahren einen deutlichen Aufschwung genommen. Etwa seit dieser Zeit werden gemeinsam mit den Ostexperten deren Kernkraftwerke (WWER, RBMK) sicherheitstechnisch analysiert

und bewertet. Ziel dabei ist, einerseits Vorschläge zu erarbeiten, wie durch sachgemäße Nachrüstungen der Anlagen eine Erhöhung der Anlagensicherheit und andererseits durch Bewertung und Verbesserung der Betriebsabläufe eine Verbesserung des Anlagenbetriebs erreicht wird.

- In Nutzung der vielfältigen Erfahrungen und Entwicklungen werden seit einigen Jahren Untersuchungen zur Bewertung der Sicherheit nichtnuklearer Anlagen durchgeführt. In diesem Zusammenhang ist die Führung der Geschäfte der Störfall-Kommission (SFK), des Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit (TAA) und der Sachverständigenkommission zum Umweltgesetzbuch (UGB) bei der GRS zu nennen. In einem gemeinsamen Projekt mit verschiedenen Hochschulinstituten und der Industrie wurde in 1994 eine Modellstudie mit experimenteller Erprobung zur Verbringung und Lagerung von konventionellen Abfällen in einer Untertage-Deponie begonnen.
- Mit verschiedenen Labors aus den neuen Bundesländern wird ein umfangreiches Projekt zur Umweltsanierung in den Gebieten des ehemaligen Uranerzbergbaus durchgeführt. Erstes Ziel war, zunächst durch eine Bestandsaufnahme Belastungsflächen zu identifizieren. Zwischenzeitlich werden durch ein ausführliches Meßprogramm die Verdachtsflächen im einzelnen bewertet und entweder für eine gezielte Sanierung vorgeschlagen oder für eine weitere Nutzung freigegeben.

Fachgebiet	Anteil [Mio. DM]			Ist 1993		Plan 1994	
	10	20	30	[Mio. DM]	[%]	[Mio. DM]	[%]
Sicherheitsforschung				30,6	29,4	29,5	27,8
Sicherheitsanalysen KKW				17,0	16,4	15,4	14,5
Betriebsbewertung KKW				14,7	14,1	15,4	14,5
Entsorgung, Brennstoffkreislauf				9,8	9,4	10,8	10,2
Internationale Zusammenarbeit				14,3	18,6	20,5	19,4
Anlagensicherheit (nichtnuklear)				2,4	2,3	3,0	2,8
Umweltschutz				10,2	9,8	11,4	10,8
Gesamt				104,0	100	106,0	100

Bild 9.4: Zuordnung der Technischen Leistung nach Sachgebieten

9.3 Wirtschaftliche Grundlage

Eine Übersicht der unternehmerischen Basis gibt Tabelle 9.1. Sie zeigt in wenigen Zahlen für die Jahre 1993 und 1994 (Planung) Kenngrößen zu

- Bilanz,
- Umsatzerlösen,
- Gewinn- und Verlustrechnung,
- Investitionen,
- eigene Forschung und Entwicklung,
- Mitarbeiter.

Trotz derzeitiger restriktiver Entwicklungen in weiten Industriebereichen konnte die GRS – dank hochqualifizierter Mitarbeiter und einer übergreifenden Arbeitspalette – ein erfolgreiches Jahr 1993 abschließen. Die Auftragssituation in 1994 läßt ebenfalls ein ausgeglichenes Ergebnis erwarten.

Bild 9.5 gibt eine Übersicht der GRS-Aufträge, gegliedert nach den einzelnen Auftraggebern. Da die GRS keine institutionelle Förderung durch den Bund erhält, sind alle Aufgaben auf Basis von Werkverträgen durchzuführen, denen konkrete technische und finanzielle Angebote zugrunde liegen. Trotz einer

	1993 (Ist) [Mio. DM]	1994 (Plan) [Mio. DM]
I. Bilanz:		
- Passiva	62,5	-
Eigenkapital	14,4	
Fremdkapital	48,1	
- Aktiva	62,5	
Anlagevermögen	17,3	
Umlaufvermögen	45,2	
II. Umsatzerlöse:	104,0	106,0
davon		
BMU/BfS	50,0	52,0
BMFT	31,5	31,5
Sonstige	22,5	22,5
III. Gewinn- und Verlustrechnung:		
dazu		
Betriebliche Erträge	104,0	106,0
Fremdaufwand	10,9	10,7
Personalaufwand	61,8	63,3
Sachaufwand	28,6	29,7
Finanzaufwand	1,6	1,5
Jahresergebnis	1,1	0,8
IV. Investitionen:	4,7	4,9
V. Eigene F&E und Weiterbildung:	3,8	4,0
VI. Zahl der GRS-Mitarbeiter:	514	512
- zusätzlich		
Auszubildende und Aushilfen	32	30
ausländische Gastexperten	35	35

Tabelle 9.1: GRS-Zahlen auf einen Blick

leichter Reduktion bei den kerntechnischen Aufgaben im nationalen Bereich erwartet die GRS, aufgrund der fachli-

chen, wissenschaftlichen und personellen Ressourcen auch für die Zukunft gerüstet zu sein.

Auftraggeber	Anteil [Mio. DM]					Ist 1993 [Mio. DM]	Plan 1994 [Mio. DM]
	10	20	30	40	50		
BMU/BfS						50,0	52,0
BMFT						31,5	31,5
Sonstige						22,5	22,5
Gesamt						104,0	106,0
Aufteilung sonstiger Auftraggeber	Anteil [Mio. DM]					22,5	22,5
	5	10					
Landesbehörden						7,4	7,5
TÜV						1,3	1,3
Ausland/EU						4,5	7,0
Ing.-Aufgaben						3,1	1,4
Sonstige Erträge						6,2	4,8

Bild 9.5: Zuordnung der GRS-Leistungen und Erträge zu Auftraggebern

10 Veranstaltungen, Vorträge Veröffentlichungen

Veranstaltungen

Fachgespräch 1993

Wenn auch das GRS-Fachgespräch selbst auf eine langjährige Tradition zurückblicken kann, so gab es dennoch am 6. und 7. Oktober 1993 wiederum eine kleine Premiere: Erstmals war in Köln nicht der derzeit zur Renovierung anstehende, historische Kölner Gürzenich Konferenzort, sondern das moderne MARITIM HOTEL am Rhein in der Altstadt.

Bei seiner Begrüßung der ca. 220 externen Gäste wies Prof. Birkhofer darauf hin, daß die Arbeit der GRS an Vielfalt und Breite zugenommen habe. Es gelte nun, ohne „Fadenriß“ zu einer neuen Qualität von Sicherheit bei der nächsten Reaktor- generation zu gelangen. Die Arbeit der GRS sei heute ohne die Zusammenarbeit mit ihren ausländischen Partnerorganisationen nicht mehr vorstellbar, vor allem mit dem französischen IPSN. Enger geworden seien auch die Beziehungen zu den Partnern in osteuropäischen Ländern, aus denen er eine Reihe von Fachleuten begrüßen konnte.



Bild 10.1: Forum für Fachleute aus dem In- und Ausland – das traditionelle GRS-Fachgespräch, das 1993 in Köln stattfand

Als Vertreter von Bundesforschungsminister Dr. Paul Krüger hob Staatssekretär Dr. Gebhard Ziller in seinem Grußwort die gute Tradition der GRS-Fachgespräche hervor, Experten unterschiedlichster Disziplinen und Verantwortungsbereiche und politisch Verantwortliche zusammenzubringen, um aktuelle Fragen der kerntechnischen Sicherheit zu diskutieren. Wie Dr. Ziller feststellte, habe das GRS-Fachgespräch auch im Ausland zunehmende Aufmerksamkeit erfahren. Dabei betonte er die verantwortungsvolle Rolle der GRS als integrierende Institution, um den Stellenwert des deutschen Standpunktes in der internationalen Sicherheitsdiskussion zu erhalten.

Im Abendvortrag sprach Dr. Utz-Hellmuth Felcht, Mitglied des Vorstandes der Hoechst AG, über die Forschung in Deutschland aus Sicht der chemischen Industrie. Anhand verschiedener Beispiele erläuterte er die Komplexität und Langwierigkeit der Genehmigung von Forschungsanlagen in Deutschland im Vergleich zu den oft recht unkomplizierten und damit schnelleren Genehmigungsverfahren im Ausland.

Den technischen Teil des ersten Fachgesprächstages bildeten drei Übersichtsvorträge zu den Themen „Das Schutzzielkonzept. Ein Vorschlag für die deterministische Sicherheitsbewertung bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken“, „Die neue Generation der Informationstechnik – Sicherheitsgewinn beim Einsatz in Kernkraftwerken“ und „Einbeziehung schwerer Störfälle in die Auslegung des Sicherheitseinschlusses neuer Reaktoren“.

Ein zweites Novum erwartete die Teilnehmer am zweiten Tag des Fachgesprächs, der sie erstmals in die Räume der GRS in Köln führte, um ihnen vor Ort Arbeitsergebnisse zu präsentieren. So gab es im Themenbereich I „Sicherheitsbeurteilung von kerntechnischen Einrichtungen – Neue Ergebnisse, fortschrittliche Methoden“ Referate über

- Sicherheitsverbesserungen im Kernkraftwerk Kozloduy
- Bisherige Erkenntnisse aus den Sicherheitsbewertungen von Kernkraftwerken vom Typ WWER-1000
- TECDO-online, Technische Dokumentation kerntechnischer Informationen
- Erfahrungen aus aktuellen probabilistischen Sicherheitsanalysen
- Softwarequalifizierung bei rechnergestützten Systemen für sicherheitsrelevante Aufgaben
- Qualifizierung von Rechenprogrammen zum Nachweis der Langzeitsicherheit von Kernkraftwerken.

Im Themenbereich II „Auswertung von Betriebserfahrungen – Neue Ergebnisse, fortschrittliche Methoden“ wurden Vorträge angeboten über

- Möglichkeiten und Grenzen der generischen Auswertung von Betriebserfahrungen
- Bedeutung festgestellter Risse und Leckagen für die Aussagesicherheit zur Komponentenintegrität
- Beurteilung und Bewertung von Common-Cause-Phänomenen
- Nutzen von Trendanalysen bei der Betriebsauswertung

- Trenduntersuchungen zur Strahlenexposition in Kernkraftwerken
- Bewertung der Grundwassergefährdung durch radioaktive Altablagerungen (Fallbeispiel Lengsfeld).

Dieser zweite Fachgesprächstag wurde von den Gästen wieder sehr gut angenommen, wie schon vor zwei Jahren vor Ort in der GRS Garching. Mit jeweils ca. 100 Zuhörern waren die beiden Parallelveranstaltungen im „4711-Saal“ und im „Domsaal“ der Kölner GRS in der Schwertnergasse bis auf den letzten Platz besetzt.

ATHLET-Anwendertreffen

Am 27./28. Oktober 1993 fand bei der GRS in Garching das zweite ATHLET-Anwendertreffen statt mit Vertretern von über 20 Organisationen, darunter Hersteller, Betreiber, Technische Überwachungs-Vereine, Hochschulen und Forschungseinrichtungen. Dieses jährlich veranstaltete Treffen bietet den Teilnehmern eine Basis für den Erfahrungsaustausch sowie die Möglichkeit, den Entwicklern des Rechencodes Kritik und Anregungen mitzuteilen. Der aus der GRS stammende ATHLET-Code wird von immer mehr in- und ausländischen Organisationen genutzt, u. a. auch von mehreren MOE-Staaten, die den Code auf WWER- und RBMK-Reaktoren anwenden. Bei dem Treffen zeigte sich eine breite Akzeptanz für ATHLET. Die Mitte 1993 verteilte neue Programmversion „Mod. 1.1 A“ ist bereits vielerorts implementiert und mit Erfolg in Betrieb.

WINRE'93

Vom 2. bis 4. November 1993 fand der „4th Workshop on Information Management in Nuclear Safety, Radiation Protection, and Environmental Protection“ statt, den die GRS bereits seit 1990 im Auftrag des BMU veranstaltet. Ca. 60 Experten des Informationsmanagements von Behörden, Organisationen und Wirtschaft

konnte die GRS in ihren Kölner Räumen begrüßen, darunter auch Gäste aus Bulgarien, Estland, Lettland, Litauen, Rumänien, Rußland, der Schweiz, der Slowakischen Republik, der Tschechischen Republik, der Ukraine, Ungarn, Weißrußland und erstmalig eine Teilnehmerin aus den USA.

Themenschwerpunkte der WINRE'93 waren

- Strategien des Informationsmanagements
- Produkte des Informationsmanagements
- Praktischer Ost-West-Know-how Transfer
- Neue Technologien, z.B. Expertensysteme.

Praktische Demonstrationen moderner Informations- und Kommunikationstechnologien sowie über 30 (Kurz-)Vorträge gaben auch 1993 einen fundierten Einblick in die Thematik.

Erfahrungsaustausch mit COMOS-Anwendern

Am 15. und 16. November 1993 richtete ISTec in Garching einen Erfahrungsaustausch aus über die automatisierte Schwingungsüberwachung in Kernkraftwerken. In dieser jährlich stattfindenden Veranstaltung werden Informationen weitergegeben, die bei der Schwingungsüberwachung mit COMOS-Systemen in verschiedenen Reaktoranlagen gesammelt wurden. Zu der Veranstaltung waren Fachleute aus den leittechnischen Fachbereichen bzw. von der Maschinenteknik in Kernkraftwerken eingeladen. Neben den klassischen Themen Druckwasserreaktor-Schwingungsüberwachung und Hauptkühlmittelpumpen-Wellenüberwachung gab es diesmal auch Beiträge zur verbesserten Schwingungsüberwachung an Turbosätzen und Siedewasserreaktor-Zwangsumwälzpumpen. Darüber hinaus standen zwei technische Besichtigungen auf dem Programm.

Behördenseminar Notfallschutz

Zum vierten Mal fand in der GRS in Köln vom 23. bis 25. November 1993 das Behördenseminar „Notfallschutz, Teil II: Notfallschutz außerhalb der Anlage“ statt. Das Seminar wird mit Förderung des BMU von der GRS organisiert und ist der zweite Teil eines Seminarkomplexes, der sich mit Fragen des anlageninternen und -externen Notfallschutzes befaßt. Die Veranstaltung richtet sich insbesondere an Vertreter entsprechender Behörden und gibt ihnen die Möglichkeit, sich zu informieren, aber auch Erfahrungen auszutauschen und Probleme zu diskutieren. Die Bandbreite der Vortragsthemen reichte von der Darstellung der Planungsgrundlagen und Vorstellung der Maßnahmen bis hin zu Fragen der Unterstützung der Notfallschutzbehörden durch den Betreiber kerntechnischer Anlagen und zur psychologischen Betrachtung der Problematik von Streß und Panik bei einer Katastrophe.

DFD-Treffen in Garching

Am 20. und 21. Dezember 1993 tagte in der GRS in Garching der Deutsch-Französische Direktionsausschuß (DFD). Themenschwerpunkt waren die Beratungen über die Erstellung von Leitlinien für die sicherheitstechnische Auslegung eines zukünftigen europäischen Reaktors. Weiterhin wurde das gemeinsame Vorgehen von GRS und IPSN bei den osteuropäischen Aktivitäten und die gemeinsamen Beratungen von RSK und GPR abgestimmt. Dem DFD gehören Vertreter von BMU, DSIN, GRS, IPSN, RISKAUDIT und den beiden Botschaften an.

Deutsch-französische Konsultation

Am 9. Februar 1994 fand auf Wunsch des BMU bei der GRS in Köln eine deutsch-französische Konsultation zu aktuellen

Unterstützungsmaßnahmen für Rußland und die Ukraine auf dem Gebiet der Sicherheit von Kernkraftwerken statt. Seitens der GRS wurde über die Untersuchungen zur Sicherheit der WWER-Reaktoren, die Unterstützung der Sicherheitsbehörden im Auftrag des BMU und über die umfangreichen Seminar-, Workshop- und Hospitationsprogramme berichtet. Die GRS erläuterte außerdem die Vorhaben, die im Rahmen der Projektträgerschaft für den BMU durchgeführt wurden. Schwerpunkte der französischen Unterstützungsprogramme, die bei weitem nicht den Umfang der deutschen Aktivitäten haben, sind die Bereitstellung von Computern, Codetransfer, Unterstützung der Behörden beim Codeeinsatz, Zusammenarbeit bei der Sicherheitsforschung und der Austausch von Inspektoren.

Seminare für Ostfachleute

In allen osteuropäischen Ländern besteht ein großer Bedarf an westlichem Know-how, der nur in einer langfristig angelegten partnerschaftlichen Zusammenarbeit zu vermitteln ist. Ein Weg hierzu führt über Seminare, Workshops, Arbeitstreffen und Hospitationen, die den Fachleu-

ten aus dem Osten im Sinne von Hilfe zur Selbsthilfe Lösungsansätze für ihre anstehenden Probleme bieten sollen. Seit 1992 hat die GRS im Auftrag des BMU rund 20 solche Veranstaltungen, teilweise mit Beteiligung weiterer Institutionen, organisiert und durchgeführt.

Deutsch russisches Seminar in Garching

Zum Erfahrungs- und Informationsaustausch über „Technische und wirtschaftliche Aspekte der Reaktorsicherheit“ traf sich die GRS vom 3. bis 5. November 1993 in Garching mit den Sachverständigen-Organisationen Rußlands. Vertreter des Instituts für nukleare Sicherheit der russischen Akademie der Wissenschaften, des wissenschaftlich-technischen Zentrums der russischen Genehmigungsbehörde Gosatomnadsor, des Instituts für Reaktorsicherheit am Kurchatov-Institut und des sibirischen Energieinstituts der russischen Akademie der Wissenschaften berichteten über die Einschätzung des heutigen Sicherheitsniveaus von Kernkraftwerken russischer Bauart und über energiewirtschaftliche Überlegungen im Zusammenhang mit Kernkraftwerksstilllegungen. Einigkeit bestand darüber, daß die Suche

nach Wegen, wie alte WWER- und RBMK-Anlagen möglichst frühzeitig stillgelegt werden können, ein nach wie vor ungelöstes, wichtiges Problem darstellt.

Workshop zum Themenbereich schwere Störfälle

Im Rahmen der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit zwischen Deutschland und Rußland fand vom 8. bis 10. Dezember 1993 in Garching ein Workshop statt zum Thema „Severe Accidents, Models for Computercodes“. Aus Deutschland nahmen Fachleute der GRS und des Kernforschungszentrums Karlsruhe, aus Rußland Experten der Akademie der Wissenschaften und des Kurchatov-Instituts sowie aus Frankreich Vertreter des IPSN teil. In dem Workshop wurde der Wissensstand über die bei schweren Störfällen auftretenden Phänomene sowie deren Modellierung in Rechenprogrammen und die zur Verfügung stehende experimentelle Datenbasis diskutiert und bewertet.

Darüber hinaus wurden und werden im Rahmen der Wissenschaftlich-Technischen Zusammenarbeit (WTZ) sowie mit Unterstützung der EU weitere Veranstaltungen angeboten.



Bild 10.2: Das im Spätsommer 1994 von ISTec/GRS in Köln veranstaltete Seminar Nr. 16 für Ostfachleute hatte die „Handhabung von Kernmaterial, Reststoffen und Abfällen in kerntechnischen Anlagen“ zum Thema.

1. Workshop zum Internationalen Standardproblem (ISP 31) der OECD

Zu diesem Workshop, den die GRS in Köln am 17. und 18. Februar 1994 veranstaltete, waren 27 Teilnehmer aus verschiedenen Ländern, darunter aus Rußland, Tschechien, Ungarn und Japan angereist. Im Rahmen der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit (WTZ) zwischen Rußland und Deutschland war in den Jahren 1987 bis 1993 das Verhalten von Brennstabbindeln von Reaktoren des Typs WWER-1000 während des Kernschmelzens in der Karlsruher CORA-Anlage untersucht worden. Eine bedeutende Zielsetzung dabei ist die Bewertung von Rechenprogrammen zu schweren Störfällen (z.B. ATHLET-CD) anhand

der Versuchsergebnisse, bei dem die Teilnehmer durch Vorausrechnungen der Versuche die Leistungsfähigkeit und Genauigkeit ihrer Rechenprogramme nachweisen. Die OECD hat die GRS mit der technisch-administrativen Bearbeitung des ISP 31 beauftragt. Auf dem Workshop wurden den Experten Unterlagen über die Versuchsanlage und das Experiment – soweit sie sie für ihre Analysen benötigten – vorgestellt. Aufgabe der Teilnehmer am Standardproblem ist es, das Experiment ohne Kenntnis der experimentellen Ergebnisse mit ihren Rechenprogrammen nachzurechnen. Im Januar 1995 ist ein zweiter Workshop in Moskau geplant, bei dem die Ergebnisse diskutiert und insbesondere die Ursachen der Abweichungen vom Experiment untersucht werden sollen, um daraus Schlußfolgerungen für Programmverbesserungen abzuleiten.



Bild 10.3: Experten und Medienvertreter im Dialog bei der Pressekonferenz von GRS und GSF in Bonn anlässlich des achten Jahrestages der Katastrophe von Tschernobyl

EVEREST-Treffen

Vom 23. bis 25. Februar 1994 fand bei der GRS in Köln das erste Treffen der Teilnehmer am Forschungsvorhaben EVEREST der Europäischen Union statt. Ziel des Vorhabens EVEREST (Evaluation of Elements Responsible for the Dose Equivalent Associated with the Final Storage of Radioactive Waste) ist die Analyse der Langzeitsicherheit von Endlagern in den unterschiedlichen Endlagerformationen der beteiligten Länder unter Anwendung probabilistischer Methoden.

Beschußversuche am Castor-Behälter

Eine Präsentation experimenteller Ergebnisse von Beschußversuchen an einem Castor-Behälter für abgebrannte Brennelemente veranstaltete die GRS in Köln

am 12. April 1994. Dabei wurde auch ein anschaulicher Videofilm gezeigt. Die 30 Teilnehmer kamen aus Bundes- und Landesbehörden sowie Industrie- und Fachinstitutionen. In den Versuchen war ein mit unbestrahlten Urandioxid-Brennelementen befüllter Castor-Transportbehälter mit einer panzerbrechenden Waffe durchgeschlagen worden. Die experimentell bestimmte Freisetzung von Urandioxid bildet eine belastbare Grundlage für die Bewertung potentieller radiologischer Auswirkungen bei Sabotageereignissen.

Pressekonferenzen zu Tschernobyl

Zum 8. Jahrestag der Katastrophe von Tschernobyl veranstaltete die GRS zusammen mit ihrem französischen Part-

ner IPSN am 21. April 1994 eine Pressekonferenz im Presseclub Straßburg, wo in jener Woche das Europäische Parlament tagte. Dabei wurde über die aktuelle radiologische Situation in Tschernobyl berichtet, die Probleme des Sarkophags um den Unfallblock 4 aufgezeigt und die gemeinsamen Aktivitäten zur Sicherheitsverbesserung der russischen Reaktoren dargestellt.

Mit gleicher Zielsetzung fand vier Tage später, am 25. April 1994, im Bonner Presseclub eine weitere Pressekonferenz zusammen mit dem GSF-Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit aus Neuherberg bei München statt.

Beide Veranstaltungen hatten eine große Resonanz in den deutschen und französischen Medien.

Veröffentlichungen

GRS-Berichte

GRS-Berichte erscheinen seit 1977. Sie enthalten Darstellungen allgemein interessierender Themen der Reaktorsicherheit oder Niederschriften von Tagungen, die die GRS veranstaltet bzw. organisatorisch betreut. Auch übergreifende Studien und Sicherheitsanalysen werden in dieser Reihe veröffentlicht. Darüber hinaus sind in dieser Reihe auch Berichte zu ausgewählten wissenschaftlich-technischen Themen enthalten, die vor allem Fachleute ansprechen, die sich eingehender über bestimmte Spezialgebiete informieren möchten. Alle GRS-Berichte haben ein Report-Siegel mit laufender Nummer und Datum. Im Berichtszeitraum sind folgende GRS-Berichte erschienen:

Tiltmann, M., D. Risse, P. Pana, B. Hüttermann und J. Rohde:

Nachinertisierung eines Volldruck-Sicherheitsbehälters für den Fall auslegungsüberschreitender Ereignisse in DWR-Anlagen – Eine Bestandsaufnahme und erste Überlegungen
GRS-103 (Dezember 1993)

Tiltmann, M., D. Risse, P. Pana, B. Hüttermann und J. Rohde:

Post-Inerting of a Large Dry Containment in Beyond-Design-Basis Accidents in PWR Plants – A Survey of Existing Studies with an Initial assessment
GRS-104 (Dezember 1993)

WINRE '93

4th Workshop on Information Management in Nuclear Safety, Radiation Protection, and Environmental Protection Held at Cologne, F.R.G., November 2-4, 1993
Edited by K.-A. Höpfner
GRS-105 (Januar 1994)

Firnhaber, M., K. Trambauer, S. Hagen und P. Hofmann:

OECD/NEA-CSNI International Standard Problem No. 31
CORA-13 Experiment on Severe Fuel Damage Comparison Report
GRS-106 (Juli 1993), KfK 5287, NEA/CSNI/R (93) 17

Kurjo, J., und G. Haider:

Deutsche und russische Grundbegriffe zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen
GRS-107 (Dezember 1993)

Sievers, J., und H. Schulz

in collaboration with B.R. Bass, C.E. Pugh und J. Keeney (ORNL):
FALSIRE Phase I
CSNI Project For Fracture Analyses of Large-Scale International Reference Experiments (Phase I) Comparison Report
GRS-108 (April 1994), NEA/CSNI/R (94) 12, ORNL/TM-12307

Sonnenburg, H.-G.:

Berechnung der Phasendifferenzgeschwindigkeit von Wasser und Dampf in geometrisch unterschiedlich berandeten Kanälen (Dissertation)
GRS-109 (Juni 1994)

17. GRS-Fachgespräch

Köln, 6. und 7. Oktober 1993
Tagungsbericht
GRS-110 (Juni 1994)

Kotthoff, K.:

Internationale Bewertungsskala für bedeutsame Ereignisse in kerntechnischen Einrichtungen
Benutzerhandbuch
GRS-111 (Juni 1994)

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:

Aksan, N. (PSI), F. D'Auria (Uni Pisa), H. Glaeser (GRS) et al.:

CSNI Separate Effects Test Validation Matrix
International Conference on „New Trends in Nuclear System Thermohydraulics“, Pisa, 30.5.-2.6.1994, Proceedings, Vol. I

Austregesilo, H., R. Kirmse, M. Tiltmann und J. Macek:

Analysis of a Large Break LOCA in the Hot Leg of a VVER-1000 Plant for the Prediction of Containment Pressure
Proceedings of NURETH-6, Vol. II, Grenoble, 5.-8.10.1993

Austregesilo, H., Y.Q. Ruan:

An Integral Modelling Technique for High-Speed and Detailed Simulation of LWR Thermal-Hydraulic Processes
Proceedings of NURETH-6, Vol. I, Grenoble, 5.-8.10.1993

Azodi, D., P. Bachmann und A. Höfler:

Evaluation of Crack Initiation and Growth in Pre-Cracked Pressure Vessels under LCF Conditions Utilizing J-Integral Method
Proceedings of the 6th Japanese-German Joint International Seminar, 1993

Azodi, D., P. Bachmann und A. Höfler:

Fracture Mechanics Evaluations of Pre-Cracked Cylindrical Vessels Subjected to Limit Load Conditions
Proceedings of the 12th International Conference in „Structural Mechanics in Reactor Technology“, Volume G, 1993

Azodi, D., und P. Bachmann:

Numerical Analysis of Cyclic Deformations and Crack Growth to Pre-Cracked Steel Components Using the ADINA Program System
Computers & Structures, Vol. 47, 1993

Baltes, B.:

Sicherheitsuntersuchungen zur Nachbetriebsphase von Endlagern für radioaktive Abfälle
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
BMU-1994-395

Banaschik, M.:

The TMI-VIP Findings and Severe Accident Research
OECD Documents, Paris 1993

Bastl, W.:

Computer Applications to Operations Information Systems and Operator Aids. Protection Systems Computerization of Operation and Maintainance for Nuclear Power Plant
IAEA, Wien, 1994

Bauernfeind, V., B. Olma, R. Sunder und D. Wach:

Development of Diagnostic Methods for Online Condition Monitoring of Primary System Components
Kerntechnik Bd. 58 (1993), Nr. 2

Bestele, J., J.-D. Schubert und K. Trambauer:

Posttest Calculation of Bundle Quench Test CORA-13 with ATHLET-CD
International Conference on „New Trends in Nuclear System Thermohydraulics“, Pisa, 30.5. - 2.6.1994, Proceedings, Vol. 2

Bestele, J., und K. Trambauer:

Nachrechnung des Bündel-Quench-Versuchs CORA-13 mit ATHLET-CD
Festschrift anlässlich des 60. Geburtstags von Prof. Dr.-Ing. H. Unger, Ruhruniversität Bochum, 1994

Beuth, T.:

Entwicklung einer Programmroutine zur Prognostizierung des thermomechanischen Verhaltens von versetzten Hohlräumen und dessen Umgebung
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
BMU-1993-376

Birkhofer, A.:

Naturwissenschaft und Technik als Zukunftsfaktoren
anlässlich der Verleihung des Aachener und Münchener Preises für Technik und Naturwissenschaften der Dr.-Carl-Arthur-Pastor-Stiftung
atw (1993), Nr. 8/9

Birkhofer, A.:

Gedanken zur Weiterentwicklung der Reaktorsicherheit
Verleihung der Ehrenmitgliedschaft der Kerntechnischen Gesellschaft Bonn atw (1993), Nr.12

Bogorinski, P.:

Intraval Testfall 13: Nachrechnung einer Versuchsreihe zum Laugentransport in einem porösen Medium
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit BMU-1993-377

Butz, H.-P.:

Anlagen- und Reaktorsicherheit – Darstellung des Risikopotentials
3. Berliner Katastrophenseminar des Polizeipräsidenten, Berlin, 16.9.1993

Faßmann, W.:

Nutzbarmachung neuer Informationstechnologien zur Verbesserung der Mensch/Maschine-Schnittstelle insbesondere in Kernkraftwerkswarten
Drittes Expertengespräch zum BMU/BfS-Konzept „Mensch/Maschine-Wechselwirkung in Kernkraftwerken“, Salzgitter, 28.-29.4.1994

Forge, A., R. Pochard (IPSN), H. Glaeser, W. Hobbhahn, E. Hofer und V. Teschendorff (GRS):
Review Study on Uncertainty Methods for Thermal-Hydraulic Computer Codes
EUR 15364 EN, 1994

Frisch, W., H. Löffler und A. Scharfe:

Bestandsaufnahme neuer Leichtwasserreaktor-Konzepte
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit BMU-1993-391

Glaeser, H. (GRS), H. Holmström (VTT), A. Wicket (AEAT) und G. Wilson (INEL):

Status of Code Uncertainty Evaluation Methodologies
Proceedings of International Conference on „New Trends in Nuclear System Thermohydraulics“, Vol. I, Pisa, 30.5.-2.6.1994

Glaeser, H. (GRS), und H. Karwat (TU München):

The Contribution of UPTF Experiments to Resolve Some Scale-up Uncertainties in Countercurrent Two Phase Flow
Nuclear Engineering and Design Vol. 145 (1993)

Glaeser, H. (GRS), und R. Pochard (IPSN):

Review on Uncertainty Methods for Thermal-Hydraulic Computer Codes
Proceedings of International Conference on „New Trends in Nuclear System Thermohydraulics“, Vol. I, Pisa, 30.5.-2.6.1994

Gruner, P., P. Eisert und W. M. Kuntze:

Untersuchungen von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes zur Schadensbegrenzung für LWR
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit BMU-1994-401

Hauptmanns, U.:

Prevenion de la contaminacion – Modelos de riesgo (Verhütung der Umweltverschmutzung – Risikomodelle)
FICYT Oviedo/Spainien

Hauptmanns, U.:

Abhängige Ausfälle von Komponenten in redundanten Systemen
Festschrift anlässlich des 60. Geburtstags von Prof. Dr.-Ing. H. Unger, Ruhruniversität Bochum, 1994

Hauptmanns, U.:

PAAG Verfahren und seine Anwendung auf eine Anlage zur Herstellung von Nitroglykol
Festschrift zum 65. Geburtstag von Prof. Dr.-Ing. R. Billet

Hertrich, P.M., R. Janke und P. Kelm:

International Cooperation to Promote Nuclear Reactor Safety in the Former USSR and Eastern Europe
Green Globe Yearbook 1994, The Fridtjof Nansen Institute, Norway

Hähnel, G.:

Auswertung von Ergebnissen aus Untersuchungen und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit für die Ausführung des Atomgesetzes Band V
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit BMU-1993-375

Höpfner, K.A. (GRS), B. Böhm (RWE-Energie AG) und E. Lapp (KFA):

WINRE'93
NfD, Bd. 45 (1994) Nr. 1

Höpfner, K.A. (GRS), und B. Böhm (RWE-Energie AG):

Ost-West-Know-how-Transfer
atw (1994), Nr. 1

Höpfner, K.A.:

Ost-West-Know-how-Transfer zum Informationsmanagement
INFOdoc – Technologien für Information und Dokumentation, Bd. 19 (1993), Nr.6

Höpfner, K.A.:

Diversifizierung von Informationsmedien und -produkten – Praxisbeispiel: TECDO-online
Bericht der 16. Online Tagung der DGD, Frankfurt am Main: 17.-19.5.1994

Javeri, V.:

Orientierende Analysen zum Versuch Thermische Simulation der Streckenlagerung mit dem Programmsystem ADINA
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit BMU-1993-388

Javeri, V.:

Dreidimensionale Analysen zum Versuch Thermische Simulation der Streckenlagerung mit dem Programmsystem ADINA
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit BMU-1994-398

Javeri, V.:

Dreidimensionale Vergleichsanalysen zum Versuch Thermische Simulation der Streckenlagerung mit dem Programmsystem ADINA
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1994-400

Kafka, P.:

Probabilistische Sicherheitsbewertung
TÜ, Bd. 34 (1993), Nr. 9

Kafka, P., O. Lupas, J. Wu und M. Zimmermann:

A Computer Aid for Safety Assessment and Configuration Management of Complex Systems Based on PSA Models
Proceedings of Probabilistic Safety Assessment Methodology Conference (PSAMIII), San Diego, 20.-25.3.1994

Kafka, P. und J. Wolf (Eds.):

ESREL'93, European Safety and Reliability Conference
Proceedings, Elsevier, Amsterdam, 1993

Langhans, J.:

Results of a Blind Post Test Calculation on the PHEBUS FPTO-Experiment with the FIPLOC-M-Code on Two-Dimensional Thermohydraulic and Aerosol Behaviour in the Containment Vessel
PHEBUS-Experiment, Safety Analysis Working Group (SAWG), Aix-en-Provence, 17.3.1994

Langhans, J.:

Two-Dimensional Analysis of the Thermohydraulic and Aerosol Behaviour in the PHEBUS-FPTO-Containment Vessel
Journal of Aerosol Science, Vol. 25 (1994), Suppl. 1

Langhans, J.:

Two-Dimensional Analysis of the Thermohydraulic and Aerosol Behaviour in the PHEBUS-FPTO-Containment Vessel
European Aerosol Conference, Blois, 30.5.-2.6.1994

Lindner, A.:

Zum Einsatz rechnergestützter Leittechnik im Sicherheitssystem von Kernkraftwerken
BfS-Seminar, Salzgitter, 7.6.1994

Lippolt, H.J. (Uni Heidelberg), R.S. Wernicke (GRS) und W. Boschmann (Uni Heidelberg):

He-4 Diffusion in Specular Hematite
Physics and Chemistry of Minerals, Bd. 20 (1993) Nr. 6

Löffler, H.:

The Confinement of Radioactive Materials in ITER
Tagungsbericht Jahrestagung Kerntechnik, Stuttgart, 17.-19.5.1994

Moser, F., und H. Krug:

Kritikalitätsberechnung moderner Brennelemente und BE-Lagerkonzepte mit SCALE-4
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit BMU-1993-382

Olma, B., und D. Wach:

On-Line Classification of Acoustic Burst Signals by a Neural Network – Application to Loose Parts Monitoring in Nuclear Power Plants
3rd IEEE Conference on Control Applications, Glasgow, 24.-26.8.1994

Papin, J., F. Schmitz und S. Langenbuch:

Reactivity Excursion Experiments on High Burnup PWR Fuel in CABRI
Tagungsbericht Jahrestagung Kerntechnik, Stuttgart, 17.-19.5. 1994

Saglietti, F.:

Qualitative and Quantitative Analysis of Software Fault Tolerance
Proceedings of 12th IFAC World Congress, Sydney, 18.-23.7.1993

Schulz, H.:

Overview of the CSNI Project FALSIRE
Proceedings of the Joint IAEA/CSNI Specialists' Meeting on Fracture Mechanics Verification by Large-Scale Testing, NUREG/CP-0131, October 1993

Sen, G., und J. Brummer:

Designing a High-Level Language for Safety Systems
SAFECOMP'93, Proceedings of the 12th International Conference on Computer Safety, Reliability and Security, Poznan-Kiekrz, 27.-29.10.1993

Sievers, J., X. Liu (GRS), J.A. Keeney und B.R. Bass (ORNL):

Design Analyses of the NESC-1 Spinning Cylinder Experiment
Letter Report, ORNL/NRC/LTR-94/12, Mai 1994

Sievers, J. (GRS), und B.R. Bass (ORNL):

A Summary of CSNI Project FALSIRE Analyses of the second HSST Pressurized-Thermal-Shock Experiment (PTSE-2)
Proceedings of the Joint IAEA/CSNI Specialists Meeting on Fracture Mechanics Verification by Large Scale Testing, NUREG/CP-131, October 1993

Sievers, J. (GRS), und B.R. Bass (ORNL):

Comparative Assessment of Project FALSIRE – Results
Proceedings of the Joint IAEA/CSNI Specialists' Meeting on Fracture Mechanics Verification by Large Scale Testing, NUREG/CP-0131, October 1993

Skorek, T.:

Modelling of Two-Phase Flow in Horizontal Piping Junctions
International Conference on „New Trends in Nuclear System Thermohydraulics“, Pisa, 30.5.-2.6.1994, Proceedings, Vol. I

Sonnenburg, H., et al.:

UPTF-TRAM Full-Scale and PKL Experiment on ECC Flow Reversal in the Hot Leg
Proceedings of NURETH-6, Vol. 2, October 1993

Sonnenburg, H., et al.:

Analysis of a Selected Two-Phase Flow Phenomenon in VVER Reactors with Horizontal Steam Generators
Nuclear Engineering and Design, Vol. 145 (1993)

Sonnenburg, H.:

Investigation of Condensation Phenomena as Part of the TRAM Programme in the Upper Plenum Test Facility
Kerntechnik Bd. 59 (1994), Nr. 4-5

Sonnenburg, H.:

Freiblasen von Pumpenbögen in Originalgeometrie – UPTF-TRAM Integralversuch A5 zum kleinen Leck
Tagungsbericht Jahrestagung Kerntechnik, Stuttgart, 17.-19.5. 1994

Steinborn, J. (GRS), und M. A. Maltschewski (RSC KI):

Blind Pretest Calculation of the IAEA Standard Problem Exercise SPE-4 on Integral Test Facility PMK-2 Test Facility with Computer Code ATHLET
Proceedings of IAEA SPE-4 Final Workshop, 1994

Steinborn, J. (GRS), und S. Nikonov (RSC KI):

Results of Pre- and Posttest Calculations with ATHLET for International Standard Problem ISP-33 on PACTEL Test Facility
International Conference on „New Trends in Nuclear System Thermohydraulics“, Pisa, 30.5. - 2.6.1994, Proceedings, Vol. I

Sunder, R.:

Erfahrungen mit der schwingungsdiagnostischen Online-Überwachung am 900-MW-Dampfturbo-satz des Kernkraftwerks Isar 1
Allianz Report Bd. 66, 1994

Teschendorff, V., et al.:

Modelling in Reflooding
Nuclear Engineering and Design, Vol. 145 (1993)

Wernicke, R.S. (GRS), H.J. Lippolt, M. Leitz, und B. Hagedorn (Uni Heidelberg):

(Uranium + Thorium)/Helium Dating of Apatite: Experience with Samples from Different Geochemical Environments
Chemical Geology (Isotope Geoscience Section), Vol. 112 (1994)

Wernicke, R.S. (GRS), und H.J. Lippolt (Uni Heidelberg):

He-4 Age Discordance and Release Behavior of a Double Shell Botryoidal Hematite from the Schwarzwald, Germany
Geochimica et Cosmochimica Acta, Vol. 58 (1994)

Wernicke, R.S. (GRS), und H.J. Lippolt (Uni Heidelberg):

Dating of Vein Specularite Using Internal (U+TH) He-4 Isochrons
Geophysical Research Letters, Vol. 21 (1994), Nr. 5

Veröffentlichungen von SFK und TAA

Seit ihrer Gründung im Jahre 1992 hat die bei der GRS angesiedelte Geschäftsstelle der Störfall-Kommission (SFK) und des Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit (TAA) folgende Berichte und Leitfäden herausgegeben:

SFK

SFK-Jahresbericht 1992
SFK-GS-01

Bericht: Kriterien zur Beurteilung akzeptabler Schadstoffkonzentrationen
SFK-GS-02

SFK-Jahresbericht 1993
SFK-GS-03

Abschlußbericht: Sicherheitsabstände als Schadensvorsorge
SFK-GS-04

TAA

TAA-Jahresbericht 1992
TAA-GS-01

TAA-Jahresbericht 1993
TAA-GS-02

Abschlußbericht Arbeitskreis „Novellierung der 2. StörfallVwV“
TAA-GS-03

Leitfaden: Erkennen und Beherrschen exothermer chemischer Reaktionen
TAA-GS-05

Leitfaden: Rückhaltung von gefährlichen Stoffen aus Druckentlastungseinrichtungen
TAA-GS-06

Leitfaden: Explosionsfähige Staub/Luft-Gemische und Störfall-Verordnung, Teil 1: Anwendungsbereich
TAA-GS-07

Vorträge

GRS-Mitarbeiter haben nicht nur an verschiedenen Tagungen teilgenommen, sondern sind dort häufig auch 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:

Ackermann, L.:

Strahlenschutz in Kernkraftwerken – Arbeitsplätze und Gefahrenmomente
Spezialkurs der Landesanstalt für Personendosimetrie und Strahlenschutz ausbildung des Landes Mecklenburg-Vorpommern für zu ermächtigende Ärzte, Berlin, 9.10.1993 und 12.3.1994

Arndt, S., und H. Wolff:

First Steps of VVER-440/213 Specific Verification of DRASYS
3rd ESCADRE VVER Seminar, Rez-Prag, 21.-23.9.1993

Austregesilo, H., R. Kirmse, M. Tiltmann und J. Macek:

Analysis of a Large Break LOCA in the Hot Leg of a VVER-1000 Plant for the Prediction of Containment Pressure
6th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Grenoble, 5.-8.10.1993

Austregesilo, H., R. Kirmse, M. Tiltmann u.a.:

Analysis of Large Break LOCA in the Hot Leg of a VVER-1000 Plant for the Prediction of Containment Pressure
NURETH-6, Grenoble, 5.-8.10.1993

Austregesilo, H., Z. Jakubowski, T. Voggenberger und A.B. Wahba:

Severe Accident Management: Can we learn more from the TMI-2 case?
4th International Topical Meeting on Nuclear Power Plant Thermal Hydraulics, Operation and Safety, Taipei, 5.-8.4.1994

Azodi, D., A. Höfler und P. Bachmann:

Evaluation of Crack Initiation and Growth in Pre-Cracked Pressure Vessels Under LCF Conditions Utilizing J-Integral Method
6th Japanese-German Joint International Seminar, Structural Strength and NDE Problems in Nuclear Engineering, Stuttgart, 11.-12.8.1993

Azodi, D., P. Bachmann und A. Höfler:

Fracture Mechanics Evaluations of Pre-Cracked Cylindrical Vessels Subjected to Limit Load Conditions
12th International Conference in „Structural Mechanics in Reactor Technology“, Stuttgart, 15.-20.8.1993

Azodi, D., und P. Bachmann:

Numerical Analysis of Cyclic Deformations and Crack Growth to Pre-Cracked Steel Components Using the ADINA Program System
9. ADINA-Konferenz am MIT, Boston, 23.-25.6.1994

Bachner, D.:

Information zur Lagebeurteilung – KFÜ und Ausbreitungsmodellierung
Behördenseminar Notfallschutz außerhalb der Anlage, Köln, 23.-25.11.1993

Banaschik, M.:

The TMI-VIP Findings and Severe Accident Research
TMI Meeting „Three Mile Island Reactor Pressure Vessel Investigation Project“, Boston, 20.-22.10.1993

Bastl, W.:

Die neue Generation der Informationstechnik – Sicherheitsgewinn beim Einsatz in Kernkraftwerken
17. GRS-Fachgespräch, Köln, 6.-7.10.1993

Bauernfeind, V., und Y. Ding.:

Decision Tree Based Knowledge Acquisition and Failure Diagnosis Using a PWR Loop Vibration Model
SMIRT '93, Stuttgart, August 1993

Berg, H. (BfS), und P.M. Hertrich (GRS):

A German perspective on advances in safety standards and regulations
International Conference on Nuclear Power Plant Safety Standards: Towards International Harmonization, London, 26.10.1993

Bestele, J., und K. Trambauer:

Nachrechnung des Bündel-Quench-Versuchs CORA-13 mit ATHLET-CD
Jahrestagung Kerntechnik, Stuttgart, 17.-19.5.1994

Birkhofer, A.:

Naturwissenschaft und Technik als Zukunftsfaktoren
Dankesrede anlässlich der Verleihung des Aachener und Münchener Preises für Technik und Naturwissenschaften der Dr. Carl-Arthur-Pastor-Stiftung München, 22.6.1993

Birkhofer, A.:

Using Probabilistic Risk Analyses to Compare the Risk of Nuclear Power Plant Concepts
2. Weltkongreß für Sicherheitswissenschaften, Budapest, 23.11.1993

Birkhofer, A.:

EPR – Common Approach for Safety Principles
Joint EC-RF Meeting, Brüssel, 10.12.1993

Birkhofer, A.:

Nuclear Safety Issues – A view from Europe
United States Global Strategy Council, Washington D.C., 14.12.1993

Birkhofer, A.:

Nuclear Safety in Europe
9th Pacific Basin Nuclear Conference, Sydney, 1.-6.5.1994

Birkhofer, A.:

Welche Verantwortung haben wir für die Kernkraftwerke in Osteuropa?
Deutsches Atomforum, Königswinter, 5.10.1994

Birkhofer, A.:

Stand der Überlegungen zu Sicherheitsanforderungen an ein neues Reaktorkonzept
BDI Arbeitskreis Kernenergie, Köln, 23.9.1994

Bogorinski, P., und K. Röhligh:

Qualifizierung von Rechenprogrammen zum Nachweis der Langzeitsicherheit von Endlagern
17. GRS-Fachgespräch, Köln, 6.-7.10.1993

Bonfert, J. P.:

Using Neuronal Networks in Nuclear Power Plants for State Diagnosis
IFAC Symposium on Fault Detection, Supervision and Safety for Technical Processes, Helsinki, 13.-16.6.1994

Brummer, J., M. Kersken, und F. Saglietti:

Softwarequalifizierung bei rechnergestützten Systemen für sicherheitsrelevante Aufgaben
17. GRS-Fachgespräch, Köln, 6.-7.10.1993

Butz, H.P.:

Reaktorsicherheit in Osteuropa
Lions-Club, Köln, 7.2.1994

Bönigke, G.:

Assessment of efficiency and reliability of a mitigative accident management measure
OECD-NEA-CDNI-PWG5-Task 16th Meeting, Hamburg, 5.5.1994

Ding, Y., E. Sädler und D. Wach:

Case-based Diagnosis of Rotating Machinery Using the Decision Tree Technique
Comadem '93, Bristol, Juli 1993

Ding, Y., und D. Wach:

A Rule- and Case-based Hybrid System for Fault Diagnosis in NPP Components
IMORN 25, Raleigh, Juni 1994

Ding, Y., und D. Wach:

A Rule- and Case-based Hybrid System for Rotating Machinery Diagnosis
Safeprocess '94, Espoo, Juni 1994

Dräger, P.:

Hot Leg CCF in UPTF-TRAM Test A4
TRAM Working Group of Experts Meeting, Mannheim, 6.-8.12.1993

Erven, U., W. Frisch (GRS), H. P. Berg, H. Kalinowski (BfS):

Consideration on Safety Features of Future LWRs in Germany
International Topical Meeting on Advanced Reactors Safety, Pittsburgh, 17.-21.4.1994

Firnhaber, M., et al.:

Results of International Standard Problem No. 31, CORA-13 Experiment on Severe Fuel Damage
ANS 1993 Winter Meeting, San Francisco, November 1993

**Frisch, W., A. Jahns (GRS),
D. Quéniart, G. Gros (IPSN):**

Common Safety Approach for Future Pressurized Water Reactors in France and Germany
International Topical Meeting on Advanced Reactor Safety, Pittsburgh, 17.-21.4.1994

Frisch, W.:

Gemeinsame deutsch-französische Sicherheitsanforderungen an zukünftige DWR – Gestaffeltes Sicherheitskonzept unter besonderer Berücksichtigung zukünftiger Reaktoren in Rußland
Moskau, 13.-16.12.1993

Frisch, W.:

Gemeinsame Empfehlungen von GPR und RSK für Sicherheitsanforderungen an neue Druckwasserreaktoren – Sicherheitskonzept und Bewertung von KKW der neuen Generation
Berlin, 16.-20.5.1994

Glaeser, H., und E. Hofer:

GRS-Method
OECD-NEA Special Workshop on Uncertainty Analysis Methods, London, 1.-3.3.1994

Glaeser, H.:

Experimental Facilities for Multidimensional One-Phase In-Vessel Natural Circulation in Germany
OECD-NEA Task Group on Thermal Hydraulic System Behaviour, Paris, 15.-17.12.1993

Glaeser, H.:

Quality Requirements on Test Data used for Code Verification – Verification Matrix for Thermal-Hydraulic System Codes Applied for VVER Analysis
Borovoe, 21.-23.3.1994

Graf, U.:

A Numerical Solution Method for Multidimensional Hyperbolic Two-Phase Flow Models
Third Nuclear Simulation Symposium, Schliersee, 4.-6.10.1993

Hauptmanns, U.:

Sicherheitsanalyse für eine Anlage zur Herstellung von Nitroglykol
VDI Bochumer Bezirksverein – AK Verfahrenstechnik, Bochum, 4.5.1994

Heinsohn, H., und C. Verstegen:

Nutzen von Trendanalysen bei der Betriebsauswertung
17. GRS-Fachgespräch, Köln, 6.-7.10.1993

Herttrich, P.M., und K. Kotthoff:

Einordnung von menschlichen Handlungen in das Sicherheitskonzept von Kernkraftwerken
3. Expertengespräch „Mensch-Maschine-Wechselwirkung in KKW“, Salzgitter, 29.4.1994

Herttrich, P.M., und W.F. Werner:

Results of Recent Risk Studies for BWRs in Germany, Japan, Sweden and the United States
OECD/CSNI/PWG5-Annual Meeting, Paris, 28.9.1993

Herttrich, P.M.:

Schnittstellen zwischen PSA und Sicherheitsstatusanalysen
Arbeitsgruppe Periodische Sicherheitsüberprüfung, Kiel, 10.8.1993

Herttrich, P.M.:

Kerntechnik und Risiko
Interdisziplinärer Gesprächskreis Risiko bei der Wacker-Chemie, München, 20.9.1993

Herttrich, P.M.:

Sicherheit im Kernenergiebereich – Sicherheitstechnische Praxis bei Kernkraftwerken
Fachtagung der Konrad-Adenauer-Stiftung, Wiesbaden, 1.12.1993

Herttrich, P.M.:

Die Bedeutung der PSA für Sicherheitsvorsorge und Risikokontrolle – Internationale Entwicklungen
Winterseminar des Bundesamtes für Strahlenschutz, Salzgitter, 21.1.1994

Herttrich, P.M.:

German Regulatory Assistance Programme, Nuclear Safety Assistance to CEEC and NIS
Working Meeting DSIN, Paris, 17.2.1994

Herttrich, P.M.:

Überlegungen zur Sicherheit zukünftiger Reaktoren
Winterseminar des Bundesamtes für Strahlenschutz, Arbeitsgemeinschaft für Umweltfragen, Fachausschuß „Kernenergie und Strahlenschutz“, Bonn, 2.3.1994

Herttrich, P.M.:

Generic Plant States for Accident Management
Working Meeting of OECD-CSNI-PWG5 „PSA-Level 2 Methodology for Use on Severe Accident Management“, Hamburg, 5.5.1994

Herttrich, P.M.:

Sicherheitsaspekte zukünftiger Leichtwasserreaktoren
Workshop: Sicherheitskonzept und Bewertung von Kernkraftwerken der neuen Generation, Berlin, 17.5.1994

Heuser, F.W., P. Kelm (GRS), J.M. Mattei und J.L. Milhem (IPSN):

Sicherheitsverbesserungen im Kernkraftwerk Kozloduy
17. GRS-Fachgespräch, Köln, 6.-7.10.1993

Hoeld, A.:

Gestaffeltes Sicherheitskonzept und Behandlung von Unfällen außerhalb von KKW
Seminar Nr. 6 im Rahmen der vom BMU geförderten wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit der BRD mit GUS/MOE-Ländern, GRS Garching, 2.-6.8.1993

Hofer, E., B. Krzykacz, J. Langhans und G. Weber:

Uncertainties and Sensitivities in Aerosol Calculations – An Analysis of a FIPLC-M Application to the Experiment VANAM-M2
PSAM II-Konferenz, San Diego, 20.-25.3.1994

Hömke, P., und A. Kreuser:

Beurteilung und Bewertung von Common-Cause-Phänomenen
17. GRS-Fachgespräch, Köln, 6.-7.10.1993

Höpfner, K.A., und U. Riedel:

Massenverarbeitung von Volltexten
Informationsgruppe Wirtschaft der DGD, Köln, 25.8.1993

Höpfner, K.A., J. Keusenhoff und U. Riedel:

TECDO-online, Technische Dokumentation kerntechnischer Informationen
17. GRS-Fachgespräch, Köln, 6.-7.10.1993

Höpfner, K.A., J. Keusenhoff und U. Riedel:

TECDO-online – Technical Plant Documentation
WINRE'93, 4th Workshop on Information Management in Nuclear Safety, Radiation Protection and Environmental Protection, Köln, 2.-4.11.1993

Höpfner, K.A.:

Optische Archivierung bei der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Informationsveranstaltung der OLBG-NRW, Monheim, 8.6.1994

Jakubowski, Z.:

Ergebnisdarstellung WWER
WTZ Seminar III.4, Garching, Mai 1994

Jakubowski, Z.:

Simulatoroberfläche am Beispiel von Konvoi
WTZ Seminar III.4, Garching, Mai 1994

Janke, R., S. Meier (GRS) und J.L. Milhem (IPSN):

Bisherige Erkenntnisse aus den Sicherheitsbewertungen von Kernkraftwerken vom Typ WWER-1000
17. GRS-Fachgespräch, Köln, 6.-7.10.1993

Janosy, J. (KFKI AEKI), V. J. Kochelev (GAN) und W. Frisch (GRS):

International Cooperative Programs with Eastern Europe
11th Annual Simulation Conference, San Diego, 10.-15.4.1994

Kafka, P., I. Kelemen und B. Krzykacz:

Some Important Issues in Evaluating the Availability of Passive Systems
SMIRT-12, Stuttgart, 15.-20. August 1993

Kafka, P.:

Important Issues Using PSA Technology for Design of New Systems and Plants
SMIRT-12, Post Conference Seminar 15, Heidelberg, 23.-24. August 1993

Kafka, P.:

RISIKO MONITOR – Ein rechnergestütztes System zum Konfigurationsmanagement komplexer Systeme mit Sicherheitsverantwortung
GRS-Seminar, Garching 16.9.1993, Köln 27.9.1993

Kafka, P.:

Systemanalytische Methoden zur Untersuchung verfahrenstechnischer Anlagen
VDI/ATZ AG 4.4.1 Ausschuß, Düsseldorf, 19.10.1993

Kafka, P., O. Lupas, J. Wu und M. Zimmermann:

A Computer Aid for Safety Assessment and Configuration Management of Complex Systems Based on PSA Models
PSAM II Conference, San Diego, CA, USA, 20.-25. März 1994

Kirmse, R., V.V. Palazov und H.G. Sonnenburg:
UPTF-TRAM Full Scale and PKL Experiments on ECC Flow Reversal in a PWR Hot Leg
6th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Grenoble, 5.-8.10.1993

Kirmse, R.:
Analysis of Scenarios for a VVER using ATHLET Code
Workshop on Prevention of Severe Accidents, Köln, 24.-30.1.1994

Kotthoff, K.:
Möglichkeiten und Grenzen der generischen Auswertung von Betriebserfahrungen
17. GRS-Fachgespräch, Köln, 6.-7.10.1993

Köberlein, K., C. Versteegen und J. von Linden:
Erfahrungen aus aktuellen probabilistischen Sicherheitsanalysen
17. GRS-Fachgespräch, Köln, 6.-7.10.1993

Lange, F., H.J. Fett, D. Gründler und G. Schwarz:
Probabilistic Safety Analysis of Waste Transports to the Konrad Repository
Safewaste '93, Avignon, Juni 1993

Lange, F.:
Strahlenexposition und biologische Wirkung – Gesundheitsschäden
Behördenseminar, Notfallschutz außerhalb der Anlage, Köln, 23.-25.11.1993

Langenbuch, S.:
Requirements in German Guidelines for Reactivity Initiated Accidents in LWR
AEA Working Group D Meeting, Rossendorf, Mai 1994

Langhans, J.:
Two-Dimensional Analysis of the Thermohydraulic and Aerosol Behaviour in the PHEBUS-FPTO-Containment Vessel
European Aerosol Conference, Blois, 30.5.-2.6.1994

Larue, J.:
Bewertung der Grundwassergefährdung durch radioaktive Altablagerungen (Fallbeispiel Lengenfeld)
17. GRS-Fachgespräch, Köln, 6.-7.10.1993

Lindner, A., und E. Piljugin:
Database „Backfitting for Nuclear Power Plants“ – Electrical- and I&C Systems
IAEA-Workshop „Use of IAEA Databases on Safety Issues of VVER and RBMK Reactors“, Wien, 30.5.-1.6.1994

Maßmeyer, K., und R. Martens:

Unsicherheiten in Immissionsprognosen bei Einzelfallberechnungen mit Gauß-Puff- und Langrange'schen Partikelmodellen
2. Internationale Tagung zu Fragen der Umweltmeteorologie der Deutschen Meteorologischen Gesellschaft e.V., Stuttgart, 13.-17.9.1993

Maßmeyer, K., und R. Martens:

Unsicherheiten in Immissionsprognosen bei Einzelfallberechnungen mit Gauß-Puff- und Langrange'schen Partikelmodellen
25. Jahrestagung des Fachverbandes Strahlenschutz e.V., Umweltradioaktivität, Radioökologie, Strahlenwirkungen, Binz/Rügen, 28.-30.9.1993

Maßmeyer, K.:
Beispielhafte Anwendung eines Strömungs- und Ausbreitungsmodells in topographisch gegliedertem Gelände
Seminar „Ausbreitungsrechnung zur Luftreinhaltung – Grundlagen und Modell“, Essen, 21.9.1993

Maßmeyer, K.:
Theoretische Grundlagen von Strömungs- und Ausbreitungsmodellen
Seminar „Ausbreitungsrechnung zur Luftreinhaltung – Grundlagen und Modell“, Essen, 21.9.1993

Märtz, J.:
Static Analysers: Experience at ISTec
German-Québec Workshop on Metrics in Software Evolution, GMD-SET, Sankt Augustin, 19.10.1993

Oppermann, U., und W. Müller:
Characterization of Nuclide Inventories in Waste Streams from Nuclear Power Plants
International Conference on Nuclear Waste Management and Environmental Remediation 1993, Prag, 5.-11.9.1993

Papadimitriou, P.:
Berechnung der Kontaktcondensation bei Notkühlung mit erstem Vergleich Messung/Rechnung
*E33.1/2
Abschlussworkshop Projekt HDR Sicherheitsprogramm – Phase III, Karlsruhe, 24.3.1994*

Pfeffer, W.:
Trenduntersuchungen zur Strahlenexposition in Kernkraftwerken
17. GRS-Fachgespräch, Köln, 6.-7.10.1993

Pfeffer, W.:
Kurzfristige Schutz- und Gegenmaßnahmen: Maßnahmen des Katastrophenschutzes
Behördenseminar Notfallschutz außerhalb der Anlage, Köln, 23.-25.11.1993

Pohlus, J.:
Advanced Process Noise Monitoring on Nuclear Power Plants
8th Power Plant Dynamics, Control & Testing Symposium, Knoxville, 27.-29.5.1994

Pointner, W.:
BWR Engineering Simulator with the German Nuclear Plant Analyzer
11th Annual Simulation Conference, San Diego, 10.-15.4.1994

Pretzsch, G.:

Evaluation of the Radionuclide Release from the Chernobyl Accident
Workshop on Dose Reconstruction, Bad Honnef, 6.-9.6.1994

Rittig, D., und M. Mertins:

Das Schutzzielkonzept. Ein Vorschlag für die deterministische Sicherheitsbewertung bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken
17. GRS-Fachgespräch, Köln, 6.-7.10.1993

Saglietti, F.:

Qualitative and Quantitative Analysis of Software Fault Tolerance
12th IFAC World Congress, Sydney, 20.7.1993

Saglietti, F.:

Software Metrics at ISTec
German-Québec Workshop on Metrics in Software Evolution, GMD-SET, Sankt Augustin, 20.10.1993

Saglietti, F.:

Strategien zur Realisierung und zur Bewertung diversitärer Software
Institut für Rechnerentwurf und Fehlertoleranz, Universität Karlsruhe, 4.2.1994

Schulz, H.:

Bedeutung festgestellter Risse und Leckagen für die Aussagesicherheit zur Komponentenintegrität
17. GRS-Fachgespräch, Köln, 6.-7.10.1993

Schwarz, G., und F. Lange:

The Magnitude and Characteristics of Radioactive Material Shipments in Germany
3rd Internat. Conference on Transportation for the Nuclear Industry, Windermere, 7.-9.6.1994

Schwarz, G.:

Transport radioaktiver Stoffe: Transportaufkommen, Transportvorschriften, Transportsicherheit, Verhalten beim normalen Transport und bei Unfällen
Seminar-Planübung im Rahmen der Polizeiausbildung, Saarbrücken, 2.3.1994

Schwinges, B., S. Arndt und H. Wolff:

VVER-Specific Models in RALOC MOD 2.2 and DRASYS
3rd ESCADRE VVER Seminar, Rez-Prag, 21.-23.9.1993

Schwinges, B.:

Störfallsimulation im Containment (RALOC/DRASYS)
BMU-Seminar Nr. 6 „Gestaffeltes Sicherheitskonzept und Behandlung von Unfällen außerhalb von KKW“, Garching, 2.-6.8.1993

Schwinges, B.:

Influence on Maximum Pressure in a VVER 440/213 Confinement During a Large Break Loka
TACIS Mission, Workshop on Whole Severe Accident Process, Moskau, 2.-6.5.1994

Schwinges, B.:

Some Severe Accident Phenomena in Containment
TACIS Mission, Workshop on Whole Severe Accident Process, Moskau, 2.-6.5.1994

Schwinges, B.:

Experiments for Codevalidation of Phenomena During Severe Accidents in Containment
TACIS Mission, Workshop on Whole Severe Accident Process, Moskau, 2.-6.5.1994

Schwinges, B.:

VVER-Specific Modelling in RALOC MOD 2.2
TACIS Mission, Workshop on Whole Severe Accident Process, Moskau, 2.-6.5.1994

Schwinges, B.:

Prozeßmodell RALOC (für Containment)
WTZ-Seminar III, Mensch-Maschine-Kommunikation (WWER): Simulator-Verifikation, Garching, 16.-20.5.1994

Sievers, J., X. Liu et al:

Methods and Results of Structural Response Analysis of VVER-440/213 Reactor Pressure Vessel at Thermal Shock Loads
Multilateral Symposium on Safety Research for VVER-Reactors, Component Safety and Quality Assurance, Köln, 28.-30.9.1993

Sievers, J., X. Liu et al:

Vergleichsanalysen zur Integrität von Reaktor-druckbehältern vom Typ WWER 440
19. MPA-Seminar, Stuttgart, 7.-8.10.1993

Sievers, J., A. Höfler und X. Liu:

Parametric Study on Thermal-Shock Loadings on VVER-440 Reactor Pressure Vessels to Evaluate Safety Margins
3rd International Conference on Material Science Problems in NPP Equipment, Production and Operation, Prometey, 17.-22.6.1994

Sonnenkalb, M.:

Information Needs and Instrumentation to Manage Severe Accidents
Research Coordination Meeting on Severe Accident Management, Berlin, 22.7.1993

Sonnenkalb, M.:

EC-RF Analysis of Challenges and Solutions in Nuclear Safety
Workshop on Prevention of Severe Accidents, Köln, 25.-26.1.1994

Sonnenkalb, M.:

Summary of Previous German Research Activities and Status GRS Program on In-Vessel Molten Pool Behaviour and Ex-Vessel Coolability
OECD/CSNI/NEA Workshop on Large Molten Pool Heat Transfer, Grenoble, 9.-11.3.1994

Sonnenkalb, M.:

Application of MELCOR for a German PWR
Second Annual MCAP Meeting, Bethesda, 27.-29.4.1994

Steinborn, J. (GRS), und M. A. Maltshewski (RSC KI):

Results of Pre- and Posttest Calculations for PMK-2 Test Facility with Computer Code ATHLET
IAEA SPE-4 Final Meeting, Budapest, 16.-18.5.1994

Steinborn, J. (GRS), und S. Nikonov (RSC KI):

Results of Pre- and Posttest Calculations with ATHLET for International Standard Problem ISP-33 on PACTEL Test Facility
International Conference on „New Trends in Nuclear System Thermohydraulics“, Pisa, 30.5.-2.6.1994

Sträter, O.:

The Role of Plant Experience to Consider the Human Factor in Living PSA
4th Workshop of the TÜV Nord on Living PSA Application, Hamburg, 2.-3.5.1994

Sträter, O.:

An Expert Knowledge Oriented Approach for the Evaluation of the Man-Machine Interface
IFAC Symposium on Fault Detection and Safety for Technical Processes, Safeprocess '94, Helsinki, 13.-16.6.1994

Sunder, R.:

Measurement Analyses and New Development in Rotating Machinery Diagnosis
25th IMORN-Meeting, Raleigh, 13.-15.6.1994

Teschendorff, V., und K. Wolfert:

Entwicklung von Rechenprogrammen zur Zweiphasenströmung und ihre Validierung an experimentellen Ergebnissen
Arbeitssitzung des VDI-GVC-Fachausschusses „Mehrphasenströmungen“, Würzburg, 17.-18.2.1994

Teschendorff, V.:

GRS Computer Codes for Severe Accident Analysis
IAEA Technical Committee Meeting on the Implementation of Computer Codes for Severe Accident Analysis, Wien, 15.-18.11.1993

Teschendorff, V.:

Simulation von Zweiphasenströmungen bei Störfällen in Kernkraftwerken,
Fachhochschule Fulda, 6.5.1994

Trambauer, K., und V. Teschendorff:

Simulation of Hot Gas Natural Convection in UPTF – Objectives of Test Series D
TRAM Working Group of Experts Meeting, Mannheim, 6.-8.12.1993

Trambauer, K.:

A New Attempt to Interpret TMI-2 Observations
OECD/CSNI/NEA Workshop on Large Molten Pool Heat Transfer, Grenoble, 9.-11.3.1994

Wahba, A.B., H. Austregesilo, Z. Jakubowski und T. Voggenberger:

Severe Accident Management: Can We Learn More From the TMI-2 Case?
4th International Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics, Operation & Safety, Taipeh, 5.-8.4.1994

Weber, J.P., und D. Reichenbach:

Stand der Sicherheitsbewertung von RBMK-Reaktoren
Deutsch-russisches Seminar zu technischen und wirtschaftlichen Aspekten der Reaktorsicherheit in Rußland, Garching, 3.-5.11.1993

Weber, J.P.:

Sind die RBMK-Reaktoren sicher genug?
TITK-Seminar der Technischen Universität Berlin, Ischgl, 19.-26.2.1994

Wolfert, K., und J. Rohde:

Einbeziehung schwerer Störfälle in die Auslegung des Sicherheitseinschlusses neuer Reaktoren
17. GRS-Fachgespräch, Köln, 6.-7.10.1993

Wolff, H., und S. Arndt:

DRASYS-Application to V-213 Bubble Condenser Containment
Meeting of the OECD-Support Group on „VVER-440 Bubble Condenser Containment Research Work“, Zvenigorod, 21.-22.4.1994

In memoriam

Am 31. Dezember 1993 verstarb für uns alle unerwartet im Alter von 55 Jahren

Frau Helga Kann

Frau Kann war mehr als 17 Jahre für die GRS in Köln im Bereich Betriebsverhalten tätig und hat sich nicht zuletzt durch ihre Zuverlässigkeit und Gewissenhaftigkeit für unser Unternehmen verdient gemacht.

Im Alter von 75 Jahren verstarb am 3. September 1994 unsere ehemalige Mitarbeiterin und Kollegin

Frau Elisabeth Probst

Frau Probst hatte in unserer Gesellschaft über lange Jahre zuverlässig und gewissenhaft ihre Arbeit verrichtet und damit wertvolle Dienste für unser Unternehmen geleistet.

Die GRS wird den Verstorbenen stets ein ehrendes Gedenken bewahren.

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH**

Schwertnergasse 1

50667 Köln

Telefon (02 21) 20 68-0

Telefax (02 21) 20 68 442

Telex 2 214 123 grs d

Forschungsgelände

85748 Garching b. München

Telefon (0 89) 3 20 04-0

Telefax (0 89) 3 20 04 299

Telex 5 215 110 grs md

Kurfürstendamm 200

10719 Berlin

Telefon (0 30) 88 589-0

Telefax (0 30) 88 23 655