



Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

Jahresbericht
1992/93





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

Jahresbericht
1992/93



Im Februar 1993 wurde das GRS/IPSN-RISKAUDIT-Büro in Moskau offiziell eröffnet.



Im Rahmen der Zusammenarbeit des BMU mit Gosatomnadzor fand im September im GRS-Büro Berlin ein Workshop zum Thema „Vorkommnisse“ statt. Ziel des Workshops war, über Methoden zur Meldung, Erfassung und Auswertung von Ereignissen in Kernkraftwerken zu informieren und die praktische Anwendung und Umsetzung zu diskutieren.

IMPRESSUM

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

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

1	Einführung	9
2	GRS-Vorhaben	12
3	Sicherheitsforschung und Entwicklung	26
3.1	Die Bedeutung der Reaktorsicherheitsforschung für die Tätigkeit der GRS	26
3.2	SWR-Sicherheitsanalyse	29
3.3	Modellentwicklung zur katalytischen Rekombination von Wasserstoff während schwerer Störfälle	34
3.4	Neuere Ergebnisse zum Jodverhalten bei schweren Störfällen	37
3.5	Neuer Trend für Rechnersysteme in Kernkraftwerken	39
3.6	Auswertung von Accident-Management-Versuchen im Maßstab 1:1 (UPTF-TRAM)	40
3.7	Aussagegenauigkeit von komplexen Modellen zur Beschreibung des Schadstofftransportes in der Atmosphäre	42
3.8	Wissensbasierte Verfahren zur Fehlerdiagnose an Rotationsmaschinen	44
4	Sicherheitsanalyse und Betriebsbewertung	47
4.1	Betriebserfahrung mit Leittechnikbaugruppen der SWR-Baulinie 69 am Beispiel KKP-1	47
4.2	Datenbank-Programm zur Untersuchung und Bewertung von radiologischen Altlasten	49
4.3	Arbeitsschutz beim An- und Abfahren einer Chemieanlage	53
4.4	Technische Anlagen-Dokumentation	54
5	Osthilfeprogramm	56
5.1	Das Osthilfeprogramm des BMU	56
5.2	Ertüchtigungsprogramm für Kozloduy	57
5.3	Sicherheitstechnische Bewertung der Reaktoren WWER-1000 am Beispiel Stendal	58
5.4	Vergleichende probabilistische Sicherheitsanalyse der Kernkraftwerke Saporoschje, Block 5 (WWER 1000) und Biblis, Block B	60
5.5	ATHLET-Verifikation für WWER-Anlagen	63
5.6	Kernberechnungen für RBMK-Reaktoren	66
6	GRS/IPSN/RISKAUDIT-Büro Moskau	68
7	Geschäftsstellen	70
7.1	Geschäftsstelle SFK/TAA	70
7.2	Unabhängige Sachverständigenkommission zum Umweltgesetzbuch beim BMU	72
8	Die GRS 1992/93	73
8.1	Organisation und wirtschaftliche Grundlage	73
8.2	GRS-IPSN-Kooperation	76
8.3	Zusammenarbeit der GRS mit NUPEC	77
8.4	RISKAUDIT - IPSN/GRS International (EWIV)	78
8.5	Institut für Sicherheitstechnologie GmbH	79
8.6	Veranstaltungen	80
8.7	Veröffentlichungen, Vorträge	84



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

Im Zuge des Zusammenwachsens von Europa hat die GRS die internationale Zusammenarbeit weiter intensiviert. Im Mittelpunkt standen dabei die fachliche Auseinandersetzung mit der russischen Reaktortechnik und die Entwicklung von Sicherheitsanforderungen für eine neue Generation von Kernkraftwerken in Europa.

Die vielfältigen neuen, ungewohnten und manchmal auch unbequemen Aufgaben im Osten stellen hohe Anforderungen an die Beweglichkeit der Gesellschaft. Die GRS hat dabei die günstigen Startbedingungen genutzt, die sich durch die Sicherheitsbewertungen der Reaktoren in Greifswald und Stendal ergeben haben. Der Akzent liegt jetzt auf einer vertieften Zusammenarbeit mit den russischen und anderen osteuropäischen Kollegen mit dem Ziel eines gemeinsamen Sicherheitsverständnisses. Wir sind entschlossen, diese Partnerschaften mit Osteuropa weiter zu festigen und fortzuentwickeln. Dabei setzen wir

nicht so sehr auf kurzfristige Erfolge, sondern mehr auf langfristiges Vertrauen. Wir wollen uns als kompetente und nicht auf kommerziellen Gewinn abzielende Partner in diese Zusammenarbeit einbringen.

Allerdings können die Probleme in Osteuropa nicht im Alleingang bewältigt werden. Daher hat die GRS gemeinsam mit ihrem Partner IPSN 1992 das europäische Unternehmen RISKAUDIT gegründet. Es wird vor allem im Auftrag der Europäischen Union in Osteuropa tätig und beteiligt auch andere europäische Fachinstitutionen. Sehr erfolgreiche Arbeit wurde bereits mit den sicherheitstechnischen Analysen von Block 2 des bulgarischen Kernkraftwerks Kozloduy geleistet. Der Betreiber hat die Empfehlungen weitgehend umgesetzt, was zu einer erheblichen sicherheitstechnischen Verbesserung der Anlage führte. Für ausgewählte Anlagen in Rußland und der Ukraine werden ähnliche sicherheitstechnische Untersuchungen vertieft fortgesetzt.

Ein weiterer entscheidender Schritt für die Beziehungen zu Osteuropa wurde getan, als die GRS mit ihrem französischen Partner IPSN Anfang 1993 im Beisein von Bundesumweltminister Klaus Töpfer und Repräsentanten der französischen Regierung ein Büro in Moskau eröffnet hat. Dieses Büro dient nicht nur unmittelbaren Kontakten zu russischen Institutionen, sondern ist auch Anlaufstelle für andere osteuropäische Staaten. Zur Zeit richten wir mit dem IPSN ein vergleichbares Büro in Kiew in der Ukraine ein.

In Osteuropa geht es darum, die dortigen Reaktoren an den westlichen Sicherheitsstandard heranzuführen. Im Westen befaßt sich die GRS schon seit einigen Jahren mit der Frage, welche Anforderungen an eine zukünftige Reaktorgeneration zu stellen sind. Maßgebliche Arbeiten hierfür hat sie bereits 1989 mit ihrem Partner IPSN begonnen. Durch die öffentliche Diskussion im Rahmen der Energiekonsensgespräche haben diese Arbeiten eine besondere Aktualität gewonnen. Ziel der Arbeiten ist es, einen in Europa akzeptierten neuen Sicherheitsstandard zu definieren. Er geht von einer evolutionären Weiterentwicklung der bewährten Sicherheitstechnik aus.

Sind auch bei heutigen modernen Leichtwasserreaktoren schwere Unfälle hinreichend unwahrscheinlich, so doch nicht naturgesetzlich ausgeschlossen. Bei einer neuen Generation von Kernkraftwerken sollen jedoch bei schweren Unfällen keine einschneidenden Katastrophenschutzmaßnahmen außerhalb des Anlagengeländes mehr erforderlich werden. Kürzlich haben die französischen und deutschen Sicherheitskommissionen GPR und RSK ein gemeinsames Papier verabschiedet, das übergeordnete Sicherheitskriterien für eine solche Generation von Kernkraftwerken beschreibt.

Bei allen neuen Herausforderungen für die GRS bleibt ein fachlicher Schwerpunkt ihrer Aktivitäten die ständige Beobachtung der laufenden Anlagen und die Auswertung von Betriebserfahrungen im eigenen Land, aber auch im Ausland. Dabei konzentriert sich die GRS auf solche Geschehnisse, die generischen Charakter haben und daher von übergreifendem Interesse sind.

So wie jede Technik schreitet auch die Reaktorsicherheitstechnik ständig fort. Daran ist die GRS durch eine intensive Sicherheits-

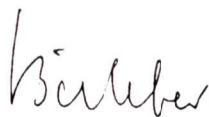
forschung maßgeblich beteiligt. Seit jeher wurde diese Arbeit auch im internationalen Verbund durchgeführt. Dabei ging es in erster Linie um die Weiterentwicklung der Methoden zur Sicherheitsbewertung. Stellvertretend sei hier das umfangreiche Computerprogramm ATHLET genannt, das das Verhalten eines Reaktors auch jenseits der Auslegungsgrenzen beschreibt. Es wird zunehmend auch für die Sicherheitsanalyse russischer Reaktoren eingesetzt.

Eine neue Aufgabe, die über rein fachliche Aspekte hinausgeht, stellt sich der GRS auf dem Gebiet des radiologischen Umweltschutzes. Dabei geht es um die Hinterlassenschaften des ehemaligen Uranbergbaus in Südostdeutschland. Im Auftrag des Bundesamtes für Strahlenschutz ist ein Altlastenkataster zu erstellen. Die vielfältigen technischen und umweltrelevanten Daten müssen, sofern vorhanden, ergänzt und verifiziert oder neu ermittelt werden.

Die GRS bleibt bestrebt, ihr Aufgabenspektrum auch durch übergeordnete sicherheitstechnische Fragestellungen in konventionellen Industrieanlagen abzurunden. Die Erweiterung

des Gesellschaftsnamens bringt dies zum Ausdruck. Mit der Übernahmen der Geschäftsstellen für die vom Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit nach dem Bundesimmissionsschutzgesetz eingesetzte Störfallkommission und den Technischen Ausschuß für Anlagensicherheit wurden Schritte in diese Richtung gemacht. Die GRS arbeitet weiter daran, beispielsweise durch den Aufbau einer Störfalldatenbank, ihre Fachkompetenz im nichtnuklearen Bereich zu stärken.

Der Bund bleibt der Hauptauftraggeber für die GRS. Wir gehen davon aus, daß er auch langfristig Bedarf an wissenschaftlicher Beratung auf dem Gebiet der technischen Sicherheit, insbesondere der Kerntechnik, hat. Im Sinne einer dynamischen Weiterentwicklung der Gesellschaft wollen wir aber auch verstärkt unser Know-how anderen Auftraggebern, beispielsweise der EG, anbieten. Dies bedeutet für die GRS neue Herausforderungen in der Akquisition und im Projektmanagement. Dabei kommt es darauf an, daß es uns gelingt, auch neuen Geschäftspartnern unsere Stärken überzeugend darzustellen.



A. Birkhofer



G. Hennenhöfer

Übersicht

Im Berichtszeitraum mußten umfangreiche Umplanungen der Arbeitsprogramme vorgenommen werden. Dies betraf zum einen die massiven Kürzungen in der Ressortforschung von Referaten des BMU, was zu Streckungen der Vorhaben oder der Streichung von ganzen Arbeitspaketen führte. Zum anderen gab es Probleme bei Abschlüssen „alter“ Ostprojekte und bei der Weiterführung der Unterstützung der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden in der GUS und den MOE-Ländern bei der Sicherheitsbeurteilung kerntechnischer Einrichtungen.

Die übrigen Vorhaben konnten dagegen entsprechend dem Arbeitsprogramm bearbeitet werden. Insbesondere bei den ständigen Aufgaben wie

- Bewertung besonderer Vorkommnisse
- Testwarte
- ATHLET-Entwicklung und Verifikation

wurde die Arbeit kontinuierlich fortgeführt. Tabelle 2.1 zeigt den Anteil der Auftraggeber am Arbeitsprogramm der GRS in 1993.

Die dritte Phase des Projekts „Altlastenkataster“ wurde abgeschlossen. Als Ergebnis konnten die ursprünglich 34 Altlastenverdachtsflächen mit einer Ausdehnung von insgesamt 1500 km² auf sogenannte Untersuchungsgebiete mit einer Fläche von ca. 240 km² eingeschränkt werden. Weitere 8000 Objekte (Halden, Schächte, Absetzanlagen, Aufbereitungsanlagen) sind identifiziert, charakterisiert und kartographisch dargestellt.

Im Auftrag des BMU wurde ein Vorschlag für technische Inhalte einer Anlagenverordnung für bestehende und zukünftige Kernkraftwerke erarbeitet. Ferner wurden Konzepte für die deterministische schutzzielorientierte Sicherheitsüberprüfung im Rahmen der PSÜ entwickelt und zur Diskussion gestellt. Dieses Konzept beinhaltet die schutzzielorientierte Aufbereitung bestehender Sicherheitsanforderungen sowie Vorschläge für ihre Fortschreibung.

Die Arbeitsprogramme für die EG-Projekte PHARE und TACIS sind zwischenzeitlich weitgehend konkretisiert und durch Angebote von GRS und IPSN über RISK-AUDIT belegt.

Große Anstrengungen unternahm die GRS bei Behörden, der EG und dem Umweltbundesamt, die Aufgaben außerhalb der „reinen“ Reaktorsicherheit zu erweitern, da die vorliegenden Erfahrungen der GRS auch zur Unterstützung der Bundesbehörden bei ihren Tätigkeiten außerhalb der Reaktorsicherheit genutzt werden können. So unterstützt die GRS den BMU bzw. das Umweltbundesamt bei der Beratung der Regionalbehörden bei der Erfassung der Umweltsituation (ökologischer Entwicklungs- und Sanierungsplan) in den Regionen Moskau und Tula.

Im letzten Jahr hat die Geschäftsstelle für die Störfall-Kommission (SFK) und den Technischen Ausschuß für Anlagensicherheit (TAA) ihre Arbeit aufgenommen. Für die zahlreichen Aufgaben wurden Arbeitskreise ergänzend eingesetzt. Besonders hilfreich erwiesen sich SFK und TAA bei der Bewertung von in jüngster Zeit vorgekommenen Störfällen/Unfällen in der chemischen Industrie, indem sie konkrete Empfehlungen aussprachen.

Forschungs- und Entwicklungsvorhaben

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

- Thermohydraulik/Reaktorphysik
- Sicherheitsbehälter/Schwere Störfälle
- Probabilistische Sicherheitsanalysen
- Komponentenverhalten/Strukturzuverlässigkeit
- Mensch-Maschine-Zusammenspiel/Leittechnik
- Zukünftige Reaktorkonzepte
- Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit den mittel- und osteuropäischen Ländern.

Thermohydraulik/Reaktorphysik

Auf diesem Gebiet ist insbesondere die Entwicklung und Verifikation des Rechenprogrammes ATHLET zu erwähnen.

ATHLET-Entwicklung

Das Rechenprogramm ATHLET dient zur Simulation der thermohydraulischen Vorgänge in Druck- oder Siedewasserreaktoren bei Störfällen im auslegungsgemäßen und auslegungsüberschreitenden Bereich. Die im Laufe des Jahres 1992 durchgeführten Verbesserungen und Erweiterungen von ATHLET wurden in Form einer neuen Version Mod. 1.1, Cycle A, zusammengefaßt. Diese Version ist auch auf Rechnern mit UNIX-Betriebssystem und IBM-Workstations lauffähig und wurde inzwischen an die ATHLET-Anwender im In- und Ausland weitergegeben.

Die neue ATHLET-Version enthält wesentliche Verbesserungen, z. B. bei der Startrechnung und der Simulation von Gemischspiegeln. Ein Teil dieser Einzelpunkte geht auf Anregung der Benutzer und auf Erfahrungsrückflüsse aus dem Verifikationsverbund zurück. Den Hauptfortschritt stellt dabei die deutlich verbesserte Robustheit und erhöhte Rechengeschwindigkeit dar.

Die Entwicklung von ATHLET und des Programmzweiges für schwere Störfälle (ATHLET-CD) soll in einem Anschlußvorhaben bis Ende 1996 weitergeführt werden. Neben Ausbau und Absicherung der Thermofluidynamik- und Kernschmelzmodelle ist die Erstellung eines dreidimensionalen Fluidodynamikmodells vorgesehen. Besonderes Gewicht werden Qualitätssicherung und Dokumentation des Programms einschließlich Benutzeranleitungen haben.

Im Vorhaben RS 873 wurde die Basis für die Entwicklung eines 2D/3D-Moduls für ATHLET geschaffen. Zur Demonstration wurde eine zweidimensionale, zweiphasige Gegenströmung im Ringraum eines Reaktordruckbehälters berechnet.

Im BMFT-Vorhaben RS 756 Reaktorphysik erfolgt die Bereitstellung und Verifika-

Auftraggeber	Auftragsanteil		
	[h]	[Mio. DM]	[%]
BMU	210 000	43,1	48
BMFT	157 000	32,3	36
Sonstige	90 000	14,4	16
davon			
- TÜV	8 000	1,3	1
- Länder	35 000	5,8	7
- Ausland	25 000	3,8	4
- Ing.-Aufg.	22 000	3,5	4
Gesamt	457 000	89,8	100

Tabelle 2.1: Anteil der Auftraggeber am Arbeitsprogramm der GRS in 1993

tion der nuklearen Rechenmodelle einschließlich der erforderlichen Datenbasis. Als Beitrag zur Verifikation wurden mit dem 3D-Kernmodell QUABOX/CUBBOX-HYCA für Leichtwasserreaktoren Berechnungen zu verschiedenen Benchmark-Problemen durchgeführt. Die Ergebnisse des 3D-Kernmodells QUABOX/CUBBOX-HYCA liegen sehr gut, einzelne Abweichungen der Rechenmodelle untereinander, die als Referenzlösung anerkannt wurden, sind noch genauer zu diskutieren. Mit Erfolg wurde das Rechenprogramm auch zur Berechnung von heterogenen Brennelementanordnungen eingesetzt.

ATHLET Verifikation

Die Arbeiten zur systematischen Verifikation von ATHLET und ATHLET-CD umfassen phänomenologische Versuchsauswertungen, Voraus- und Nachrechnungen von Einzeleffekt- und Integralexperimenten durch die GRS. Zur unabhängigen Verifikation wurde ein externer Verifikationsverbund geschaffen, der im Rahmen des Projekts RS 829 koordiniert wird. Im Berichtszeitraum wurden Versuche der BMFT-Vorhaben UPTF-TRAM, PKL, HDR und der ausländischen Vorhaben ROSA und BETHSY zur Verifikation von ATHLET sowie Versuche der Vorhaben NRU und FALCON zur Verifikation von ATHLET-CD analysiert. Das bisher erreichte hohe Niveau der Entwicklung wurde durch gute bis sehr gute Ergebnisse bei internationalen Standardproblemen unter Beweis gestellt. Die Analyse-Ergebnisse ergaben auch Hinweise für

weitere Entwicklungsarbeiten, insbesondere zur Simulation von Phänomenen bei Störfällen mit Maßnahmen des internen Notfallschutzes.

Der erste Teil des TRAM-Vorhabens (RS 878) umfaßt Untersuchungen zu Einzelphänomenen, die im Rahmen von Leckstörfällen und von Transienten mit Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes von Bedeutung sind. Diese Versuche unter der Bezeichnung „Versuchsgruppe A“ wurden 1992 an der UPTF-Anlage durchgeführt. Die ersten analytischen Ergebnisse aus dieser Versuchsgruppe wurden am 25. April 1993 in Vorträgen von Siemens und der GRS auf der UPTF-Fachtagung in Mannheim der Öffentlichkeit vorgestellt.

Ein wichtiges Ergebnis aus diesen Untersuchungen ist die Erkenntnis, daß das bisher in Thermohydraulik-Codes verwendete Kriterium für den Wechsel des Strömungsbildes im heißen Strang eines DWR nicht geeignet ist, diesen Wechsel vorherzusagen. Ein neu entwickeltes Kriterium, das auch für Strömungen im heißen Strang eines DWR gültig ist, konnte anhand der Versuchsdaten bestätigt werden.

Ein wichtiger Beitrag, um die Aussagesicherheit des Rechenprogramms ATHLET zu bestimmen, wurde im Rahmen des Vorhabens RS 874 geleistet, in dem Unsicherheits- und Sensitivitätsuntersuchungen von Rechenprogrammergebnissen durchgeführt wurden. Dies geschah

exemplarisch für ein Experiment der französischen OMEGA-Versuchsanlage, das mit ATHLET nachgerechnet wurde. Damit ergeben sich zusätzliche Bewertungskriterien für die Planung von analytischen und experimentellen Forschungsaktivitäten zur effizienten Verbesserung der Aussagesicherheit von Rechenprogrammen.

Sicherheitsbehälter/ Schwere Störfälle

Die Weiterentwicklung der Modelle zum Spaltprodukt- und Aerosoltransport im Primärkreis wird im Vorhaben RS 912 bearbeitet. In diesem Vorhaben werden auf der Basis chemischer Gleichgewichtsmodelle Methoden zur Berechnung der Freisetzung von Spaltprodukten und inaktiven Materialien bei der Schmelze-Beton-Wechselwirkung weiterentwickelt und verifiziert. Nachrechnungen entsprechender Experimente im Rahmen der ACE-Versuchsreihe wurden erfolgreich durchgeführt.

Nach planmäßigem Abschluß des Vorhabens RS 792 „Entwicklung und Verifikation des Rechenprogrammes RALOC“ wurde vom BMFT das Anschlußvorhaben RS 792A bewilligt. Dieses Rechenprogramm dient primär zur Simulation des Verhaltens von Wasserstoff und zur Modellierung der integralen thermodynamischen und -hydraulischen Vorgänge im Sicherheitsbehälter nach postulierten schweren Störfällen und zur Analyse von Auslegungsstörfällen. Die Neustrukturierung wurde für die Grundmodelle der Strömungs- und Zonenzustandsbeschreibung fortgesetzt und die Umstrukturierung des Strukturwärmemodellpakets in Angriff genommen. Das neu entwickelte Wasserstoffverbrennungsmodell mit Trennung von unverbranntem und verbranntem Gasgemisch in einer Zone wurde in das neu strukturierte RALOC-Programm eingebaut und erste Testrechnungen durchgeführt.

Die Arbeiten zur Simulation des Aerosolverhaltens im Sicherheitsbehälter erfolgen im Rahmen des Vorhabens RS 847 „Weiterentwicklung und Verifikation des Rechenprogramms FIPLOC-M“. Im Be-

richtszeitraum wurde die neue Programmversion FIPLOC-M Mod. 1.5 mit Kondensationsmodell und Nachzerfalls-wärmemodell fertiggestellt und freigegeben. Die Rechnungen zu den VANAM-Mehrraumversuchen und den PHEBUS-Versuchen mit FIPLOC-M wurden fortgesetzt. In einer Programmsystemerweiterung wird das Jodmodell IMPAIR in FIPLOC eingebaut.

Zum Themenbereich der Initialisierung kleinskaliger Strömungs- und Ausbreitungsmodelle durch die Übernahme von Ergebnissen größerskaliger Rechenmodelle (z. B. der Modelle des Deutschen Wetterdienstes) wurden im Vorhaben RS 948 vorbereitete theoretische und programmtechnische Arbeiten durchgeführt. Die Strukturen der Dateneingabe/Datenausgabe zwischen den Strömungs- und Ausbreitungsmodellen sowie dem graphischen Postprocessing wurden benutzerfreundlicher gestaltet.

Für die OECD hat die GRS Arbeiten zu internationalen Standardproblemen im Rahmen des Vorhabens RS 871 durchgeführt. Die Thematik der Standardprobleme, an denen sich bis zu zehn Organisationen beteiligen, betraf die Schmelze-Beton-Wechselwirkung und das Kernschmelzen. Es zeigte sich, daß die angewendeten Rechenprogramme zur Vorhersage der relevanten Vorgänge grundsätzlich geeignet sind.

Probabilistische Sicherheitsanalysen

Im Berichtszeitraum wurden die Untersuchungen zur SWR-Sicherheitsanalyse (RS 794) abgeschlossen. Damit hat die GRS nach Abschluß der Deutschen Risikostudie für Druckwasserreaktoren erstmals eine Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren mit probabilistischen Methoden durchgeführt. Referenzanlage ist das Kernkraftwerk Gundremmingen.

Bereits während der Analyse wurden wesentliche Verbesserungen der Anlagentechnik und der Prozeduren zur Störfallbeherrschung angeregt. Diese sind

schon zum größten Teil in der Anlage verwirklicht und haben zu einer Erhöhung der Anlagensicherheit geführt. Durch die bereits realisierten und noch vorgesehenen Systemänderungen wird ein insgesamt hohes Sicherheitsniveau erreicht. Für die Beurteilung anderer Siedewasserreaktoren liefern die Untersuchungen ebenfalls konkrete Hinweise. Durch die Analysen wurden auch Fragestellungen identifiziert, die weitere Untersuchungen und Entwicklungsarbeiten erforderlich machen.

Insgesamt hat sich die probabilistische Sicherheitsanalyse mit ihrem systematischen Vorgehen als wertvolles Instrument für die Sicherheitsbewertung und als ein effizientes Mittel zur Identifizierung von Verbesserungsmöglichkeiten erwiesen.

Im Vorhaben RS 872 werden neben der „Weiterentwicklung methodischer Grundlagen und Rechenprogramme für probabilistische Sicherheitsanalysen“ auch die Unsicherheiten, mit denen die Ergebnisse von probabilistischen Sicherheitsanalysen behaftet sind, besser quantifiziert.

Im Berichtszeitraum wurden u.a. die Arbeiten zur Bewertung der Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen abgeschlossen, resultierend aus

- Literaturoberprüfung in bezug auf bereits vorhandene Modelle,
- Entwicklung einer geeigneten Methodik und
- Erprobung der Leistungsfähigkeit dieser Modelle.

Bezüglich der Entwicklung von Methoden zur Behandlung von Reparaturzeiten und Komponenten bzw. von neuen Ansätzen zur Ermittlung von Ausfallraten wurden verschiedene Programmodule erstellt.

Komponentenverhalten/ Strukturzuverlässigkeit

Auf dem Gebiet der Strukturmechanik war das Arbeitsziel in den vergangenen Jahren, die Analysemethoden zur Beschreibung des Tragverhaltens von Kom-

ponenten mit Rissen zu verbessern. Weiterhin wurden Verifikationsarbeiten zur Beschreibung von Leckflächen und Ausströmverhalten durchgeführt.

Die Forschungsvorhaben RS 911 und RS 940 sind darauf ausgerichtet, die Methoden zur Beschreibung des Strukturverhaltens bei Belastungen jenseits der Auslegungsgrenzen zu erweitern.

In RS 911 werden Modellentwicklungen durchgeführt, um das Verhalten eines SWR-Reaktordruckbehälterbodens bei Beaufschlagung mit Kernschmelze zu beschreiben. Ein erstes Gesamtbodenmodell wurde erstellt. Modelle zur Untersuchung der Durchführungen sind in Arbeit. Zur Eingrenzung möglicher Belastungsrandbedingungen wurde ein Wärmeübertragungsmodell am Beispiel des TMI-Falles erstellt. Es sind allerdings noch ergänzende Arbeiten für eine feinstufige Abbildung der Kriechkurven erforderlich, bevor mit den strukturmechanischen Analysen am RDB-Bodenmodell begonnen werden kann.

Im Vorhaben RS 940 wird unter Nutzung vorhandener Programme eine strukturmechanische Berechnungskette entwickelt, die es erlaubt, die Verformungen, Beanspruchungen sowie später den dynamischen Bewegungsablauf einer gesamten Kreislaufschleife zu simulieren. Durch die Gesamtkreislaufsimulation können die Belastungsrandbedingungen für die Einzelkomponenten in ihrer Rückkopplung mit dem Gesamtkreislauf und den Komponentenabstützungen besser erfaßt werden. Dadurch können Unsicherheiten und Fehler vermieden werden, die sich bei der Formulierung von Belastungsrandbedingungen ergeben, wenn die Einzelkomponenten im System freigeschnitten werden. Dieses Analysewerkzeug soll zunächst an einem meßtechnisch erfaßten An- und Abfahrvorgang verifiziert werden und später einsatzbereit sein, um Belastungen von Komponenten aus Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes in einem breiten Parameterfeld systematisch untersuchen zu können. Gegenwärtig werden die Strukturbelastungen aus primären und sekundären

Druckentlastungs- und Bespeisungsmaßnahmen quantifiziert. Ein Strukturmodell für den Teilkreislauf mit Volumenausgleichsleitung und Druckhalter wurde entwickelt und mit den Testrechnungen begonnen.

Mensch-Maschine-Zusammenspiel/Leittechnik

Die zweite Phase der Entwicklung einer Testwarte im Rahmen des Vorhabens RS 758 A 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.

Bezüglich des Schwerpunktes Prozedurenanalyse des SBS ist die softwaremäßige Grundlage geschaffen worden. Die Möglichkeit, zusätzliche Systeme wie Expertensysteme oder PC-basierte Systeme in die Testwarte einzubeziehen, ist in Form eines intelligenten Servers bereits realisiert worden und wird momentan erprobt.

Beim Vorhaben RS 842, in dem zusammen mit der HTW Zittau rechnergestützte diagnostische Verfahren zur Erkennung und Identifizierung von Schädigungsprozessen an Komponenten im Primärkreislauf und an sicherheitsrelevanten Maschinen entwickelt werden, steht die Beurtei-

lung von Signalmustern und daraus ermittelter Merkmalsgrößen, die von vorhandenen Sensoren gewonnen und mit entsprechenden Referenzmerkmalen verglichen werden, im Vordergrund. Daraus abgeleitete Kriterien dienen dann als Basis für den Aufbau von spezialisierten wissensbasierten Analyse- und Diagnosesystemen, die die Früherkennung von Schäden an Komponenten und Aggregaten – weitestgehend automatisch – ermöglichen und den Nutzeffekt einer Schadensverhütung erhöhen. Für die Bewertung des Schwingungsverhaltens von Reaktorprimärkreislaufkomponenten wurden Referenzdatensätze einer DWR-Anlage und Ergebnisse von Sensitivitätsstudien an einem analytischen Strukturmodell herangezogen. Für die Untersuchungen zum Aufbau von wissensbasierten Diagnoseverfahren wurden sowohl für Rotationsmaschinen als auch für Primärkreislaufkomponenten Fehler-Symptom-Beziehungen für die berechneten Merkmalsgrößen aufgestellt und ein rechnergestütztes Entscheidungsbaumverfahren entwickelt, das die Implementierung einer entsprechenden Wissensbasis erleichtert.

Zukünftige Reaktorkonzepte

Im Vorhaben RS 879 „Sicherheit von Fusionsreaktoren“ wurden für den in Planung befindlichen internationalen Tokamak-Reaktor (ITER) die möglichen Unfallabläufe zusammengestellt und qualitativ bewertet. Es wurde begonnen, unfallbedingte Belastungen des Sicherheitseinschlusses mit Hilfe von in der Kernspalttechnik bewährten Rechenprogrammen zu berechnen.

Im Vorhaben RS 909 (Inhärente Sicherheit) wurden die Eigenschaften der passiven Sicherheitselemente in den verschiedenen bestehenden und fortgeschrittenen Reaktorkonzepten zusammengestellt. Es wurde begonnen, die Grenzen und Möglichkeiten bei der Beurteilung der passiven Sicherheitseigenschaften aufzuzeigen und herauszuarbeiten, welcher künftige Forschungsbedarf daraus resultiert.

Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit den mittel- und osteuropäischen Ländern

Die Zusammenarbeit mit Ungarn im Vorhaben RS 934 besteht seit Herbst 1992. Zwei ungarische Spezialisten des KFKI-AERI wurden in die Handhabung der Rechentechnik und die Anwendung von ATHLET eingearbeitet. Es wurden zwei Experimente (TPTF, MARVIKEN) nachgerechnet und eine gute Übereinstimmung mit den experimentellen Ergebnissen erzielt. Für den Block 3 des Kernkraftwerks Paks wurde ein Zweischleifen-ATHLET-Datensatz erstellt. Um den Einfluß der heißseitigen Notkühlein speisung hinreichend genau modellieren zu können, wurde in Anlehnung an UPTF-Ergebnisse ein spezielles Zweikanalmodell für den Kern und das obere Plenum gewählt. Mit der Analyse des Doppelendbruchs im kalten Strang wurde begonnen, danach wird der Abriß einer Druckspeicherleitung analysiert. In beiden Fällen werden die Annahmen zur Verfügbarkeit der Notkühlsysteme variiert.

Im Vorhaben RS 832 sollen die Grundlagen und der Stand der Methoden für probabilistische Sicherheitsanalysen in der ehemaligen UdSSR und der Bundesrepublik Deutschland gegenübergestellt werden. Es wurde eine Fehlerbaumanalyse und eine erste quantitative Gesamtbewertung für das auslösende Ereignis „kleines Leck“ vorgenommen. Für die weiteren Analysen soll die Datenbasis durch verbesserte Einbeziehung der entsprechenden Betriebserfahrungen erhärtet und den während Betriebs sowie in anderen Analysen identifizierten Schwachstellen nachgegangen werden.

Das Vorhaben RS 820 zur Analyse von Störfällen in WWER-Reaktoren, zur Anpassung der neutronenphysikalischen Berechnungsmethoden und zur Verifikation von ATHLET für diesen Reaktortyp anhand von Integralversuchen wurde im Oktober 1992 beendet. Nach einer Einarbeitungsphase für Mitarbeiter des Kurtschatov-Instituts Moskau in das Programm ATHLET und der Übergabe des Programmes wurden neben Analysen zur

Wirksamkeit der passiven Notkühlsysteme im Reaktorkonzept WWER-1000/88 auch Voraus- und Nachrechnungen zu WWER-typischen Integralversuchsständen wie PMK-NVH (Ungarn), ISB-WWER (Rußland) und PACTEL (Finnland) durchgeführt. Die Eignung russischer Beiträge zur Zeitintegration und zur Approximation der Stoffwerte von Wasser und Dampf wurde für den Einsatz in ATHLET geprüft. Im Vorhaben RS 941 werden die Arbeiten für WWER-Reaktoren zielgerichtet fortgesetzt. Besondere Schwerpunkte sind neben der Vermittlung der in Deutschland vorhandenen Methoden zur Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken und dem Informations- und Erfahrungsaustausch vor allem die Weiterentwicklung von Methoden zur realistischen Simulation WWER-spezifischer thermohydraulischer Phänomene und die Bereitstellung von Methoden zur Beurteilung des Verhaltens des Sicherheitseinschlusses von WWER-Reaktoranlagen. In die weitere Zusammenarbeit wurde zusätzlich der Anlagenkonstrukteur OKB „Gidropress“ einbezogen.

Das im Oktober 1992 abgeschlossene BMFT-Vorhaben RS 910 diente dem Ziel, die grundsätzliche Anwendbarkeit westlicher Rechen- und Bewertungsmethoden für RBMK-Reaktoren zu prüfen und damit die Basis für zukünftige Arbeiten auf diesem Gebiet zu schaffen. Ziel des daran anschließenden Vorhabens RS 942 ist es, durch Anpassung und Weiterentwicklung vorhandener Rechen- und Bewertungsmethoden für RBMK-Reaktoren sowie durch Informations- und Erfahrungsaustausch einerseits unseren Kenntnisstand über die Besonderheiten des Reaktortyps RBMK zu erweitern und andererseits die Fachleute der GUS mit westlichen Analyse- und Bewertungsmethoden vertraut zu machen.

Bei der Anwendung des GRS-Rechenprogramms QUABOX/CUBBOX auf die neutronenphysikalischen Vorgänge in RBMK-Reaktoren wurden sehr gute Ergebnisse erzielt. Bei der Nachrechnung von Experimenten in der Anlage Tschernobyl-3 wurde nachgewiesen, daß das dreidimensionale Kernmodell für Ganz-

kernrechnungen des RBMK mit 1600 Kanälen gut geeignet ist. Das betrifft den Vergleich sowohl mit den gemessenen Reaktordaten als auch mit den Ergebnissen der spezialisierten russischen Programme. Zum Kernverhalten des Blocks 4 in Tschernobyl wurden Rechnungen zur Vorphase des Unfalls durchgeführt. Bei der Datenzusammenstellung für diese Rechnungen hat eine intensive Zusammenarbeit mit dem NIKIET-Institut, Moskau, stattgefunden.

Auf dem Gebiet der Thermohydraulik wurden Experimente, die RBMK-spezifische Phänomene charakterisieren, mit dem ATHLET-Code nachgerechnet. Weiterhin wurden mehrere Eingabedatensätze für ATHLET erarbeitet, die einen RBMK-Kreislauf thermodynamisch modellieren. Die Rechnungen zeigten die prinzipielle Anwendbarkeit des ATHLET-Codes zur Erfassung der RBMK-Spezifika. Gleichzeitig wurde der Anpassungs- und Verifikationsbedarf aufgezeigt. Zur dynamischen Überprüfung der vorhandenen Datensätze wurde ein Pumpenauslauf des Kernkraftwerks Ignalina (Litauen) erfolgreich nachgerechnet. Ziel der zukünftigen Arbeiten ist eine weitere Detaillierung und Verifizierung der Datensätze anhand realer Anlagenparameter. Auf dem Gebiet der ATHLET-Anwendung entwickelte sich eine sehr gute Zusammenarbeit mit dem Kurtschatov-Institut Moskau.

Im Vorhaben RS 950 wurde das Unterstützungsprogramm des BMFT für Wissenschaftler des Instituts für Reaktorsicherheit des Russischen Wissenschaftlichen Zentrums, Kurtschatov-Institut, und des Instituts für Reaktorsicherheit der Akademie der Wissenschaften der Russischen Föderation in bilateralen Verträgen unterzeichnet. Die Arbeiten zur Verbesserung der Sicherheit von WWER-Reaktoren und der Modellentwicklung zur Simulation schwerer Störfälle in WWER-Reaktoren wurden begonnen. Schwerpunktmäßig werden WWER-spezifische Modelle (z.B. 3D-Kinetik für hexagonale Geometrie, Brennelementmodelle für Störfälle mit Kernschäden, Kühlbarkeit des zerstörten Kerns in der RDB-Kalotte,

Modellierung hermetischer Räume) für die Codes ATHLET, ATHLET-CD und DRASYS weiterentwickelt und verifiziert. Analysen von Maßnahmen zur Beherrschung von Störfällen und Untersuchungen zur Strategie der Auslegung der Sicherheitssysteme und des Barrierenkonzepts für neue Reaktoren sind beabsichtigt.

Sicherheitsuntersuchungen für Kernkraftwerke

Die GRS bearbeitet Sicherheitsuntersuchungen für Kernkraftwerke, die auch übergreifende Auswertungen der Betriebserfahrung und die Schaffung operativer Hilfsmittel für Störfallanalysen umfassen. Schwerpunkte der Untersuchungen liegen in den folgenden Themenbereichen:

- Verbesserung der Betriebssicherheit, Auswertung von Betriebserfahrungen
- Regeln und Richtlinien der Sicherheit einschließlich der Qualitätssicherung und des Problembereiches Mensch-Maschine
- Anlagenübergreifende Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik, Risiko-konzepte, Unfall-Vorsorge
- Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen osteuropäischen Typs
- Gutachterliche Aufgaben

Technische Dokumentation

Schwerpunkt der Arbeiten in diesem Vorhaben, das zur Bereitstellung spezifischen Expertenwissens über die konstruktive Ausführung, die Betriebsabläufe und den jeweiligen technischen Zustand in- und ausländischer Kernkraftwerke dient, war im Berichtszeitraum die Realisierung eines Informations-Management-Systems, des sogenannten TECDO-online.

Mit TECDO-online besitzt die GRS ein modernes, benutzerfreundliches System, mit dem in großem Umfang Volltexte und Abbildungen von Dokumenten systematisch gesammelt und ausgewertet werden, um zur schnellen Information am

Bildschirm abrufbar sein. Diese Informationen, bisher nur einem begrenzten Benutzerkreis bekannt und verfügbar, können durch TECDO-online nunmehr einem breiteren Anwenderkreis zugänglich gemacht werden.

Aufbau und Nutzung einer generischen Wissensbasis

Für die Erarbeitung einer Wissensbasis zur vorausschauenden Vorsorge gegen Schäden beim Betrieb von Kernkraftwerken werden Informationen aus Sicherheitsanalysen und aus der Auswertung von Betriebserfahrungen in einem EDV-gestützten Wissensbasis-System aufgearbeitet und bereitgestellt. Dieses erlaubt anlagenübergreifende Störfallauswertungen und bietet Informationen zur Durchführung von Schwachstellen- und Zuverlässigkeitsanalysen.

Im Berichtszeitraum wurde die Datenerfassung im Kernkraftwerk Philippsburg 1 weitergeführt. Der Aufbau der generischen Wissensbasis über das Verhalten von Systemkomponenten wurde begonnen. Im Rahmen der Arbeiten zur thermischen Schichtung in Rohrleitungen wurden Meß- und Versuchsergebnisse ausgewertet. Zur generischen Wissensbasis über Lebensdauerfragen wurden die Arbeiten zum Thema „Hochausgenutzte Komponentenbereiche“ weitergeführt. Es wurde eine Literaturstudie zum Test von Sensoren im eingebauten Zustand fertiggestellt. Als Grundlage für die geplanten Untersuchungen von Meßdaten aus wiederkehrenden Prüfungen von motorbetriebenen Ventilen wurde eine datenbankgerechte Zusammenstellung entsprechender Kenndaten erarbeitet.

Besondere Vorkommnisse

Seit dem 1. Januar 1993 werden die in die Zuständigkeit des Bundesamtes für Strahlenschutz fallenden Aufgaben im Zusammenhang mit der Erfassung von meldepflichtigen Ereignissen in kerntechnischen Einrichtungen durch die Störfallmeldestelle dieses Amtes wahrgenommen. Die Arbeiten der GRS konzentrieren sich auf ingenieurtechnische und analy-

tisch fachspezifische Auswertung von besonderen Vorkommnissen und Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken des In- und Auslandes. Die Arbeiten umfaßten im Berichtszeitraum im wesentlichen die

- Erstellung von Einzelstellungnahmen und Weiterleitungsnachrichten, u.a.
- zu Rißbefunden an austenitischen Rohrleitungen der Kernkraftwerke Würgassen und Brunsbüttel
- zum Abfahren des litauischen Kernkraftwerkes Ignalina, Block 2, aufgrund einer Kühlmittelleckage im Raum Dampf-Wasser-Separatoren
- zu Schäden an Frischdampf-Isolationsventilen (SWR) bei Öffnungsvorgängen mit hoher Öffnungsgeschwindigkeit in den Kernkraftwerken Brunsbüttel und Philippsburg 1
- zur Situation bei den schwedischen Siedewasserreaktoren 6 Monate nach dem Störfall in Barsebäck-2
- Unterstützung beratender Gremien, hier insbesondere mit den „Erläuterungen zu den Meldekriterien für meldepflichtige Ereignisse in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen. Erläuterungen für die Anwendung in Forschungsreaktoren“.

Personalqualifikation

Im Vorhaben SR 2023 und dem Nachfolgevorhaben SR 2084 werden Einzelfragen der Qualifikation von Kernkraftwerkspersonal und Sachverständigen bearbeitet, u.a.

- Überprüfung kerntechnischer Grundlagenkurse für verantwortliches Schichtpersonal,
- Harmonisierung der anlagenspezifischen Schulung des Betriebspersonals,
- Berichterstattung über die Durchführung von Fachkundeprüfungen,
- Bewertung der Simulatorschulung für das Betriebspersonal in Anlagen vom Typ WWER-440.

Anlagensicherung

Im Rahmen des Vorhabens SR 2025 und des Nachfolgevorhabens SR 2082 berät die GRS den BMU/BfS in genehmigungs- und aufsichtsspezifischen Fragen der Sicherung kerntechnischer Einrichtungen.

Es werden Aufgaben zu Sicherheitsanalysen bei vorgegebenem Einwirkungsspektrum als technische Voraussetzung für Sicherungsrichtlinien mit den Schutzziele

- Verhinderung einer erheblichen radioaktiven Freisetzung und
- Entwendung von Kernbrennstoffen durch gewaltsame Einwirkungen von außen und intelligente Innentäter durchgeführt.

Dazu werden Einzeluntersuchungen wie die Vorbereitung, Betreuung und Auswertung von Experimenten (z.B. Barrierewirkung, Freisetzungsverhalten, leittechnische Meldesysteme), Auswertung von sicherungsrelevanten Vorkommnissen und Mitarbeit bei Anforderungen zur Nachsorge durchgeführt.

Fachliche Aufbereitung neuer sicherheitstechnischer Erkenntnisse und Umsetzung in Sicherheitsanforderungen

Im Berichtszeitraum wurden Vorschläge zu technischen Inhalten für eine Anlagenvorordnung für bestehende und künftige Reaktoren erstellt. Des weiteren wurde ein Vorschlag für ein Vorgehen bei der deterministischen schutzzielorientierten Sicherheitsüberprüfung im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung erarbeitet. Ferner wurde eine hierarchische Materialsammlung aus existierenden Sicherheitsanforderungen zusammengestellt. Zu den Schutzziele Gewährleistung der Brennelementkühlung, Reaktivitätskontrolle und Begrenzung der Strahlenexposition sowie zu schutzzielübergreifenden Themenkomplexen (Leittechnik, Energieversorgung u.a.) wurden die spezifischen Anforderungen zusammengestellt.

Sicherheitsanforderungen an neue Leichtwasserreaktor-konzepte

Im Berichtszeitraum wurde von GRS und IPSN der Vorschlag für ein gemeinsames Vorgehen bezüglich der Sicherheitsanforderungen an künftige Druckwasserreak-

toren erstellt. Hierin ist die gemeinsame Sicherheitsphilosophie dargestellt. Außerdem enthält der Vorschlag übergeordnete Sicherheitsanforderungen und Sicherheitsprinzipien und stellt damit eine wichtige Grundlage für die weitere Harmonisierung detaillierter Sicherheitsanforderungen und für eine erste Sicherheitsbewertung des NPI-Konzeptes dar. Der Berichtsentwurf wurde im Deutsch-Französischen Direktionsausschuß, der Reaktor-Sicherheitskommission und der Groupe Permanente Réacteurs bereits vorgestellt. Weiterhin wird ein Satz von der GRS erarbeiteter, detaillierter Sicherheitsanforderungen („Technical Safety Principles“) in deutsch-französischen Arbeitsgruppen diskutiert mit dem Ziel, zu gemeinsamen Anforderungen zu kommen.

Aussagegenauigkeit bruchmechanischer Analysemethoden durch Strukturanalysen zur RDB-Integrität

Für typische Reaktordruckbehälter (RDB) der älteren Generation werden die wesentlichen Einflüsse auf das Rißinitiierungs- und Rißwachstumsverhalten parametrisch untersucht. Dazu müssen bestimmte Größen, wie z. B. Strukturtemperatur und Bestrahlung, variiert werden, von denen die Zähigkeit der zu betrachtenden Werkstoffe entscheidend abhängen. Weiterhin werden die Auswirkungen verschiedener Abkühltransienten untersucht, die sich aus möglichen räumlichen und zeitlichen Varianten der Kaltwassereinspeisung ergeben. Für den RDB einer 4-Loop-Anlage wurden bzw. werden 360°-Umfangsrisse bei verschiedenen Lastfällen simuliert. Hierzu wurde ein detailliertes 3D-360°-RDB-Modell entwickelt, mit dem neben anderen geometrischen Varianten auch eine Kalteinspeisung durch zwei benachbarte und einen gegenüberliegenden Stützen analysiert werden kann. Für den RDB einer 2-Loop-Anlage wurde ein komplexes 3D-180° Modell entwickelt und strukturmechanisch ausgetestet.

Accident Management

Die Untersuchungen zur Auswertung der vorhandenen Sicherheitsreserven von Kernkraftwerken und zum optimalen Einsatz von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes wurden weitergeführt. Einen Schwerpunkt der Untersuchungen für Anlagenzustände, bei denen die Kernkühlung aufrecht erhalten werden kann, stellen detaillierte Analysen zur Wirksamkeit der sekundärseitigen und primärseitigen Druckentlastung und Bepfeisung mit dem Programm ATHLET dar, wobei das erhebliche Potential dieser Maßnahmen nachgewiesen wurde.

Für die Untersuchungen integraler Abläufe im schadenseindämmenden Bereich konnte das Programmsystem MELCOR verfügbar gemacht werden. Die Ergebnisse der mit MELCOR untersuchten Abläufe sollen durch Detailanalysen zu Einzelaspekten von Unfallabläufen mit den Programmen ATHLET-CD, RALOC, FIPLOC/IMPAIR, SOLGASMIX abgesichert werden.

Arbeitsergebnisse aus beiden Vorhaben dienen der RSK als Grundlage für ihre Beratungen zu Accident-Management-Maßnahmen.

Genehmigungs- und aufsichtsspezifische Fachberatung zu Störfall- und Transientenanalysen

Durch die vorausschauende Bereitstellung von qualifizierten Basisdatensätzen für die Analyse von wesentlichen möglichen Störfallpfaden werden die notwendigen Voraussetzungen geschaffen, um bei einem Störfall schnelle und zuverlässige Nachanalysen liefern zu können. Im Berichtszeitraum wurde gemäß der Spezifikation der Datenstruktur mit der Datensatzerstellung (Fluidodynamik) für die Kernkraftwerke Gundremmingen und Brokdorf begonnen. Die Regelungsmodelle für Gundremmingen wurden fertiggestellt und an ausgewählten Transienten auf Plausibilität geprüft.

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) für Kernkraftwerke

Die Arbeiten der GRS zu probabilistischen Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke betrafen im Berichtszeitraum die

- Weiterentwicklung von Methoden und Anforderungen,
- Durchführung eigener PSA,
- Überprüfung von PSA für die Kernkraftwerke Brunsbüttel, Stade, Philippsburg 1 und Unterweser.

Zu den Vorhaben „Konzeptionelle Fragen der probabilistischen Analyse und des Risikomanagements“, „Zusammenfassende Auswertung und Bewertung aktueller probabilistischer Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke im Ausland und zum Stand der Zuverlässigkeitstechnik“ und „Weiterführende Untersuchungen zu speziellen Methodenfragen der probabilistischen Sicherheitsanalyse für KKW und Dokumentation von Stand sowie Vorgehensweisen zur anlagenspezifischen Modellierung des Containmentverhaltens in PSA“ wurden Berichte erstellt.

Im Rahmen der fachlichen Begleitung des Facharbeitskreises „Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke und Weiterentwicklung des PSA-Leitfadens“ sind die Leitfaden-Kapitel

- Gemeinsam verursachte Ausfälle,
- Personalhandlungen und
- Zuverlässigkeitskenngrößen

erarbeitet worden.

Nach Einarbeitung der Stellungnahmen der zuständigen Landesbehörden zu diesen Kapiteln ist die Fertigstellung und Vorlage des Gesamtentwurfs des PSA-Leitfadens zur Beratung im Arbeitskreis „Periodische Sicherheitsüberprüfung“ des Fachausschusses „Reaktorsicherheit“ des Länderausschusses für Atomkernenergie vorgesehen.

Zum Vorhaben „Modellstudie zur probabilistischen Sicherheitsanalyse älterer Siedewasserreaktoren“ wurde eine Zwischendokumentation der bisherigen Arbeiten (im wesentlichen die Analysen zum

Ausfall der Hauptwärmesenke) erstellt. Aufgrund der Mittelkürzung im Bereich der Ressortforschung des BMU kann das Vorhaben derzeit nicht fortgesetzt werden.

Sicherheit von kerntechnischen Anlagen in Mittel- und Osteuropa und in der Gemeinschaft unabhängiger Staaten

Im Rahmen des Unterstützungsprogramms des BMU zur Verbesserung der Reaktorsicherheit und des Strahlenschutzes in Mittel- und Osteuropa (MOE) und der Gemeinschaft unabhängiger Staaten (GUS) 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.

Die vorgesehenen Arbeiten sind innerhalb des Rahmenvertrags zum Vorhaben SR 2075 in einzelne Leistungsvereinbarungen (LV) untergliedert. Der Rahmenvertrag sowie die Leistungsvereinbarungen LV-1 und LV-5 bis LV-8 haben derzeit eine vertragliche Laufzeit bis Ende 1993. Die Fortschreibung der Arbeiten über 1993 hinaus ist in Abstimmung mit dem BMU vorgesehen. Nachfolgend werden die einzelnen LV's erläutert:

Übergeordnete Aufgaben (LV-1)

Die GRS unterstützt den BMU umfassend bei der fachlichen und organisatorisch-administrativen Durchführung des Vorhabens SR 2075. Der Leistungsumfang der LV-1 enthält allgemeine Aufgaben wie Projektführung und Koordination für alle Leistungsvereinbarungen, Errichtung und Betrieb von Büros in Moskau und Kiew, grundsätzliche Sicherheitsfragen zur Unterstützung der Sicherheitsbehörden usw.. Die bisher gewonnenen Ergebnisse sind u.a. in die Sicherheitsbewertungen der Kernkraftwerke Greifswald (WWER-440/W-230 und -213) und Stendal (WWER-1000/W-320) sowie in die inter-

nationalen Aktivitäten zu Kernkraftwerken sowjetischer Bauart eingeflossen (u.a. IAEA, EG, G-7/G-24).

Im Februar 1993 wurde das Standortbüro Moskau durch den Bundesumweltminister Prof. K. Töpfer zusammen mit dem stellvertretenden französischen Industrieminister A. Billardon offiziell eröffnet.

Das Büro wird von der gemeinsamen GRS/IPSN-Tochter RISKAUDIT betrieben und inzwischen intensiv für Besprechungen zwischen westlichen und russischen Experten sowie für Seminare für russische Fachleute genutzt.

Nach dem erfolgreichen Arbeitsbeginn des Büros Moskau konzentrieren sich die Bemühungen jetzt auf das Standortbüro Kiew. Im Rahmen der Zusammenarbeit durch RISKAUDIT übernahm hier die französische Seite die Federführung. Zur Zeit werden verschiedene Büroangebote geprüft.

Die Vorhaben „Sicherheitsbewertung KKW Greifswald, Blöcke 1-4, Langfristprogramm, WWER-440/W-230 (LV-2)“ und „Sicherheitsbewertung KKW Stendal, WWER-1000/W-320 (LV-4)“ wurden zum 31.12.1992 abgeschlossen.

WWER-1000/W-320 -Langfristprogramm (LV-5)

Dieses Vorhaben enthält – aufbauend auf den Ergebnissen für die Anlage Stendal – weiterführende Untersuchungen zur sicherheitstechnischen Bewertung der Kernkraftwerke vom Typ WWER-1000/W-320. Sie werden in enger Abstimmung mit den Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden in Rußland und der Ukraine durchgeführt. Als Referenzanlagen wurden von den zuständigen Behörden in Rußland das KKW Balakovo-3 und in der Ukraine das KKW Rovno-3 benannt.

Ziele sind die Unterstützung bei der Anlagendokumentation, Unterstützung bei der Verbesserung der Sicherheit der Betriebsführung, vertiefte Analysen bestehender Sicherheitsdefizite und Prüfung der Wirksamkeit der vorgeschlagenen Maßnahmen zur Anlagenertüchtigung.

Die Arbeiten stehen in engem Zusammenhang mit einer umfassenden Sicherheitsanalyse für das KKW Rovno-3, die in internationaler Zusammenarbeit verschiedener Institutionen im Rahmen des EG-Unterstützungsprogramms TACIS Anfang März 1993 begonnen wurde.

WWER-440/W-213 - Langfristprogramm (LV-6)

Aufbauend auf den Ergebnissen der Sicherheitsbewertung für das KKW Greifswald, Block 5, entsprechen die einzelnen Arbeiten und Untersuchungen zum WWER-440/W-213 hinsichtlich Vorgehensweise und Zielsetzung denen zum WWER-1000/W-320 (LV-5). Als Referenzanlage wird zunächst auf das KKW Rovno-1,2 Bezug genommen.

Die Arbeiten stehen ebenfalls in engem Zusammenhang mit einer Sicherheitsanalyse für das KKW Rovno-1,2, die in internationaler Zusammenarbeit verschiedener Institutionen im Rahmen des EG-Unterstützungsprogramms TACIS im März 1993 begonnen wurde.

RBMK-1500 (LV-7)

Im Rahmen des im November 1992 angelaufenen Vorhabens zur Unterstützung der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Litauens sowie ihrer als Gutachter vorgesehenen Arbeitsgruppe „Ignalina Safety Analysis Group (ISAG)“ wurde eine abschließende Abstimmung der Unterstützungsprogramme des BMU und der schwedischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (SKI) zum Ausschluß von Doppelarbeiten durchgeführt.

Zur Einarbeitung in die GRS-Rechenprogramme ATHLET und DRASYS hielten sich mehrere litauische Experten einige Wochen im GRS-Büro in Berlin auf; erste gemeinsame Analysen wurden durchgeführt.

Die Abstellung litauischer Experten zur Einarbeitung in das Rechenprogramm QUABOX/CUBBOX-HYCA sowie zur Bearbeitung der Werkstoffproblematik bei Druckröhren wurde vorbereitet. Parallel wurden laufend Daten zur Anwendung der Rechenprogramme auf Reaktoren

des Typs RBMK-1500 (Ignalina) beschafft.

KKW Tschernobyl, Block 4 (LV-8)

Die erste konkrete gemeinsame Arbeit mit der ukrainischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde sowie mit deren wissenschaftlich-technischem Zentrum war die Diskussion der auf ukrainischer und deutscher Seite vorliegenden Regeln und Richtlinien zu den im Zusammenhang mit dem Sarkophag relevanten sicherheitstechnischen bzw. Strahlenschutz-Fragestellungen. Außerdem wurden Festlegungen getroffen, wie und in welchem Umfang Daten zur radiologischen Situation innerhalb und außerhalb des Sarkophags datenbankmäßig erfaßt und gespeichert werden sollen.

Zur Zeit werden konkrete Kontakte zur Informationsbeschaffung mit dem „Wissenschaftlichen Zentrum Tschernobyl“ aufgenommen, um gemeinsam die Situation am Sarkophag zu analysieren und zu bewerten. Zusätzlich wurde mit IPSN diskutiert, in welchem Rahmen eine internationale Zusammenarbeit zwischen IPSN, GRS und Gosatomnadsor ermöglicht werden könnte.

Projektträgerschaft des BMU-Programms zur kerntechnischen Sicherheit in MOE-Staaten und der GUS

Im Rahmen des Programms zur Verbesserung der kerntechnischen Sicherheit in den Staaten Mittel- und Osteuropas sowie der GUS hat die GRS die Projektträgerschaft übernommen und unterstützt BMU/BfS bei der Programmabwicklung. Es wurden Arbeiten auf folgenden Gebieten initiiert:

- Verbesserung der Betriebssicherheit,
- Schutz gegen Störmaßnahmen Dritter,
- Sicherheit bei der nuklearen Ver- und Entsorgung,
- Fortbildung von leitendem Personal,
- Aufbau von Sicherheitskontrollbehörden,
- Ausbildung der Sicherheitsbehörden und Sachverständigen,

– Ausbildung der für die Sicherheit zuständigen Behörden.

Entsprechende Angebote wurden in Abstimmung mit BMU/BfS bewertet und eine Vergabeentscheidung vorbereitet. Vergebene Vorhaben wurden fachlich und administrativ betreut.

Bereitstellung und Inbetriebnahme von Einrichtungen zur Telekommunikation sowie DV-Infrastruktur für die Aufsichts- und Genehmigungsbehörden Rußlands und der Ukraine – Phase 1

Ziel des Vorhabens ist es, in einer ersten Phase beispielhaft durch rasche Hilfsmaßnahmen eine Ausgangsbasis für den Aufbau eines effizienten Kommunikationsnetzes für Sprach-, Fax-, Telex- und Datenübertragung zwischen den Aufsichtsbehörden und den Kernkraftwerken sowie für die Einrichtung DV-gestützter Arbeitsmöglichkeiten im innerbehördlichen Netzverbund zu schaffen.

Aufgrund der etwas komplizierten Import-Modalitäten in Rußland und der Ukraine konnten den Aufsichtsbehörden noch nicht die gesamten, in der Phase 1 spezifizierten Hard- und Softwarekomponenten zur Verfügung gestellt und in Betrieb genommen werden. Bei den technischen Unterstützungs- und Schulungsmaßnahmen zeigen die bisherigen praktischen Erfahrungen, daß der Bedarf auf diesem Gebiet sehr groß ist.

Gutachterliche Aufgaben

Die GRS übernimmt im Auftrag der Landesbehörden und der Technischen Überwachungs-Vereine im wesentlichen Arbeiten auf den Gebieten

- Anlagensicherung,
- Bewertung von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA).

Die Prüfinhalte bei der Anlagensicherung sind Innentäter-Analysen und Prüfung der relevanten bautechnischen, systemtechnischen, elektro- und leittechnischen

Auslegung. Bei den in Betrieb befindlichen Anlagen werden unter Aspekten der Anlagensicherung insbesondere Änderungs- und Nachrüstungsmaßnahmen geprüft, wiederkehrende Prüfungen durchgeführt und Arbeiten im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung durchgeführt.

Die Bewertungen der von den Anlagenbetreibern vorgelegten probabilistischen Sicherheitsanalysen werden in der Regel zusammen mit dem für die Anlage zuständigen Gutachter durchgeführt. Zur Zeit werden die Analysen von Brunsbüttel, Stade und Philippsburg 1 bearbeitet. Für die Mitarbeit bei der Bewertung der PSA Würgassen wurde ein Angebot erstellt.

Sicherheitsuntersuchungen Entsorgung und Brennstoffkreislauf

Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten (Altlastenkataster)

Die Erfassung vorhandener Daten über die bergbaulichen Altlasten in den neuen Bundesländern und ihre zentrale Speicherung in einer Datenbank wurde Anfang 1992 abgeschlossen. Als Ergebnis dieser Projektphase konnten die ursprünglich 34 Altlastenverdachtsflächen mit einer Ausdehnung von insgesamt 1500 km² auf sogenannte Untersuchungsgebiete mit einer Fläche von ca. 240 km² eingeschränkt werden. Darüber hinaus wurden ca. 8000 Objekte (Halden, Schächte, Absetzanlagen, Aufbereitungsanlagen usw.) identifiziert und charakterisiert. Sie wurden sowohl datenbankmäßig erfaßt als auch erstmals umfassend kartographisch dargestellt.

Dieser Stand reicht jedoch nicht aus, um den tatsächlichen Sanierungsbedarf ermitteln zu können. Daher wurde in einem Fortsetzungsprojekt der Datenbestand vor Ort verifiziert.

Darauf basierend sind Einschätzungen der radiologischen Relevanz der Objekte und Flächen vorzunehmen, die weiter zu untersuchenden Objekte und Flächen zu definieren und die für die Untersuchung erforderlichen Meßprogramme abzuleiten. Für ausgewählte Untersuchungsgebiete werden derzeit Meßprogramme durchgeführt.

Erste Ergebnisse der Verifikationsphase zeigen, daß die Zahl der als radiologisch relevant weiterhin zu betrachtenden bzw. zu untersuchenden Objekte und Flächen nochmals deutlich reduziert und der erforderliche Untersuchungsbedarf konkretisiert werden kann.

Mit der vertraglichen Bindung und Koordination aller Unterauftragnehmer wurde die GRS als Generalunternehmer beauftragt. Darüber hinaus nimmt die GRS Aufgaben zur Führung, zum Ausbau und zur Pflege der Datenbank wahr. Die GRS führt eine fachliche Begleitung und Auswertung der Verifikations- und Meßprogramme durch und bereitet anhand von Bewertungen für die untersuchten Gebiete Entscheidungsvorschläge für die weitere Vorgehensweise (Sicherung, Sanierung) vor. Nach Absprache mit dem BFS beteiligt sich die GRS an der zielgerichteten Information und Ergebnisdarstellung bei Behörden, Kommunen und der Öffentlichkeit und an der Vorbereitung von Broschüren.

UMMV: Vergleichende Sicherheitsbewertung der Brennelementlagerung am KKW Nord in Greifswald

Für die Reaktorblöcke 1 bis 5 des KKW Nord in Greifswald wurde nach eingehenden Sicherheitsanalysen die endgültige Außerbetriebnahme beschlossen. Die Reaktoren wurden abgeschaltet, die bestrahlten Brennstoffkassetten seitdem nicht mehr abtransportiert. Sie werden teilweise doppelstöckig in den Abklingbecken der Reaktoren gelagert. Bei den Blöcken 1 und 4 ist darüber hinaus noch keine Entladung der Reaktordruckbehälter (RDB) vorgenommen worden. Die derzeit bestehenden Betriebsgenehmigun-

gen für die Kraftwerksblöcke, die auch die Erlaubnis zum Umgang mit Brennelementen beinhalten, sind bis 1995 befristet.

Als mögliche Alternative zur Lagerung in den Abklingbecken könnte das Zwischenlager für abgebrannte Brennstoffe in Greifswald (ZAB) in Betracht gezogen werden. Das ZAB kann ca. 4700 Brennstoffkassetten aufnehmen und ist derzeit etwa zur Hälfte belegt. Zur Zeit besteht jedoch auf Weisung der Behörden ein Einlagerungsstopp für das ZAB.

Die Entscheidung über eine weitere Einlagerung von Brennstoffkassetten aus den Abklingbecken in das ZAB soll auf der Grundlage einer vergleichenden Sicherheitsbetrachtung erfolgen. Ziel des Vorhabens ist es daher, durch einen sicherheitstechnischen Vergleich der verschiedenen Zwischenlagerungsvarianten (ZAB, KKW-Abklingbecken, Verbleib im RDB) eine Entscheidung über die mögliche Einlagerung der Brennelemente aus den Kernkraftwerksblöcken in das ZAB vorzubereiten.

Sicherheitstechnische Analyse zur Brennelementfabrikation

Schwerpunkt der Arbeiten ist zur Zeit die Unterstützung des BMU bei der Rechts- und Zweckmäßigkeitssaufsicht über die Umsetzung der Errichtungsgenehmigung für die Siemens-MOX-Anlage in Hanau. Durch Anlagenbegehungen, Fachgespräche und Bewertung technischer Unterlagen wird die Basis für die Beurteilung der Errichtungs- und Änderungsvorgänge erweitert und gefestigt.

In weiteren Arbeitspunkten werden die Rechenmethodik zur Bewertung von Kritikalitätsfragestellungen verbessert, die Behandlung von Reststoffen aus der Urananreicherung untersucht und die Entscheidungsgrundlagen für Notfälle in Brennelementfabriken dem Stand von Wissenschaft und Technik angepaßt.

Brennstoffkreislaufmodell ZYKLUS

Zur Mengenabschätzung von Kernbrennstoffen und von im Brennstoffkreislauf anfallenden Abfällen wurde das PC-gestützte Rechenmodell ZYKLUS entwickelt. Dieses Rechenprogramm wird derzeit erweitert, um die einzelnen Stationen des nuklearen Brennstoffkreislaufs noch genauer zu erfassen und den Einfluß moderner Brennstoffeinsatzstrategien (z.B. MOX-Einsatz, Hochabbrand) und die Aktivitätsinventare berechnen zu können.

Die Arbeiten unterstützen den Arbeitskreis der Staatssekretäre von Bund und Ländern, der den Auftrag hat, den Beschluß der Regierungschefs zur Entsorgung der Kernkraftwerke vom 28.9.1979 zu überprüfen und Vorschläge zu einer Fortentwicklung zu erarbeiten. Derzeit wird die Rezyklierung von Mischoxid-Brennstoff bei höheren Abbränden und bei Variation der Abklingzeit vor Wiederaufarbeitung der MOX-Brennelemente mit dem Programm ZYKLUS mengenmäßig untersucht.

Besondere Ereignisse in Anlagen des Brennstoffkreislaufs

Die Anwendung der internationalen Bewertungsskala INES (International Event Scale) der IAEA für besondere Ereignisse in Kernkraftwerken wird seit Anfang 1990 erprobt. 1991 begannen die Arbeiten zur Ausweitung der Skala auch auf Anlagen des Brennstoffkreislaufs. Die GRS ist in diese Entwicklung maßgeblich eingebunden und stellt insbesondere den nationalen INES-Officer, der das Vorgehen bei der Einstufung eines Ereignisses zwischen allen Beteiligten abstimmt und koordiniert. Im März 1993 organisierte die GRS ein erstes Seminar zur Anwendung von INES auf besondere Ereignisse in Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs und beim Transport, an dem Vertreter von Betreibern und Aufsichtsbehörden teilnahmen.

Deutsch-britische Kooperation zur Sicherheit von nuklearen Entsorgungsanlagen

Die deutsch-britische Expertengruppe, die 1989 aufgrund einer gemeinsamen Erklärung der Minister Spicer und Töpfer gegründet wurde, um den Informationsaustausch auf dem Gebiet der Sicherheit nuklearer Entsorgungsanlagen voranzutreiben, hat ihre Gespräche im November 1992 wieder aufgenommen. Die GRS ist in dieser Expertengruppe nicht nur durch zwei Teilnehmer direkt vertreten, sondern darüber hinaus für die organisatorische Abwicklung verantwortlich. Durch die Erarbeitung von Fachbeiträgen zu Themen der Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung werden die Grundlagen für einen erfolgreichen Verlauf der bilateralen Gespräche geschaffen.

Sicherheitsfragen bei der Kontrolle und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle

Die „Richtlinie zur Kontrolle radioaktiver Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung, die nicht an eine Landesammelstelle abgeliefert werden“ wird zur Zeit in eine Rechtsverordnung, die Atomrechtliche Reststoffverordnung (AtRestV), umgesetzt. An der Erarbeitung dieser Verordnung ist die GRS intensiv beteiligt, u.a. durch ständige Teilnahme am Arbeitskreis „Radioaktive Reststoffe“ des Länderausschusses für Atomkernenergie, Erarbeitung von technischen Grundlagen sowie der Erarbeitung der Anhänge für die geplante Verordnung.

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

Im Auftrag des BMU werden Arbeiten aus dem F+E-Programm „Direkte Endlagerung“ des BMFT bewertet hinsichtlich

- ihrer Genehmigungsrelevanz,
- der sicherheitstechnischen Aussagekraft,
- der Realitätsnähe und Vollständigkeit

und

- der Ergebnisdokumentation.

Schwerpunktmäßig wurden im Berichtszeitraum folgende Arbeiten bewertet:

- Numerische Untersuchungen zur direkten Endlagerung des Teilprojektes II: Thermische Simulation der Streckenlagerung,
- Handhabungsversuche zur Streckenlagerung,
- Simulation des Schachttransportes,
- Ziel, Grundlagen und Durchführung von Auslaugversuchen im Rahmen des Teilprojektes Experimentelle Untersuchungen,
- Flammendurchschlag-Sicherheit von Salzgrusschüttungen im Rahmen des Projektes MAW- und HTR-Versuchseinlagerung.

Wismut-Sanierung (Verfüllung Gessenhalde)

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens beauftragte das Thüringer Ministerium für Umwelt und Landesplanung (TMUL) die Firma Brenk Systemplanung (BS) mit der Erstellung eines Gutachtens zur Genehmigungsfähigkeit des Vorhabens „Abtrag, Transport und Einbau der Laugungshalde Gessen in den Tagebau Lichtenberg“.

Hierbei soll die GRS im Unterauftrag von BS die Strahlenexposition des Personals und der Bevölkerung im Zusammenhang mit dem Materialtransport bewerten.

Überprüfung der Betriebsvorschriften des Endlagers Morsleben

Die Eigenüberwachung des BfS hat die GRS beauftragt, die Betriebsvorschriften für das Endlager Morsleben hinsichtlich der Erfüllung der Erfordernisse aus der Dauerbetriebsgenehmigung (DG) vom 22.4.1986 und der mittelbar zur Anwendung kommenden Gesetze, Verordnungen, Richtlinien und Normen zu überprüfen. Dabei sind auch die GRS-Empfehlungen zu berücksichtigen. Diese Überprüfung ist inzwischen abgeschlossen.

BfS – Nukleare Entsorgung und Transport (ET)

Im Hinblick auf das Planfeststellungsverfahren für die Schachanlage Konrad wurden in der Vergangenheit im Auftrag des BfS/ET Systemanalysen des bestimmungsgemäßen Betriebes sowie Störfallanalysen durchgeführt. Die Ergebnisse dieser umfangreichen Untersuchungen wurden dokumentiert und sind in die Planungsunterlagen eingeflossen. Sie wurden von GRS-Mitarbeitern in dem mehrmonatigen, von September 1992 bis Februar 1993 dauernden Erörterungsverfahren vertreten.

In Anlehnung an die Systemanalyse Konrad arbeitet die GRS im Rahmen von Vorplanungen an

- einer Sicherheitsanalyse für den bestimmungsgemäßen Betrieb des Endlagers Gorleben sowie
- einer Störfallanalyse für die Betriebsphase des Endlagers Gorleben zur Festlegung von Anforderungen an radioaktive Abfälle.

Schwerpunktmäßig konzentrieren sich die Arbeiten auf die Überprüfung der Spezifikationen von Abfällen aus dem Ausland sowie auf die Erstellung von Experimentalprogrammen.

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

- Ableitung sicherheitstechnischer Anforderungen an radioaktive Abfälle auf der Basis der Sicherheitsanalyse des bestimmungsgemäßen Betriebes,
- Umsetzung der sich aus der Sicherheitsanalyse Morsleben 3.91 der GRS ergebenden Anforderungen an Abfallgebinde und Brandschutz und
- Fortschreibung der Endlagerungsbedingungen.

Sicherheitsuntersuchungen ausländischer Anlagen

F&E-Projekte der EG

Zum EG-Förderungsprogramm „Sicherheit bei der Kernspaltung, Aktion Reaktorsicherheit“ waren Anfang 1992 von der GRS Absichtserklärungen bzw. Angebote für fünf Projekte eingereicht worden. Vier Angebote wurden angenommen und in insgesamt drei Projekte integriert.

Hydrogen Project

Übergeordnetes Ziel des Programms sind die

- Bewertung des gegenwärtigen Wissensstandes zu Wasserstoff-bezogenen Phänomenen in LWR,
- Verbesserung der Modellierungstechniken,
- Untersuchung von Maßnahmen zur Reduzierung der durch Wasserstoff resultierenden Risiken.

Das Projekt besteht aus zwei Teilen und wird von fünf Partnern durchgeführt, darunter die GRS, die TU München und Siemens-KWU. Projektkoordinator ist die Universität Pisa, die Projektlaufzeit beträgt zwei Jahre.

Reactor Pressure Vessel (RPV) Project

Im Rahmen dieses Programms soll ein Konsens herbeigeführt werden über die Fähigkeit von Rechencodes, die thermische Belastung und das Strukturverhalten des unteren Plenums beim Kernschmelzen zu beschreiben. Ziel des Projektes ist

- Erstellung einer Materialdatenbank, auch durch Durchführung spezieller Experimente,
- Durchführung von Benchmark-Rechnungen,
- Entwicklungsarbeiten zur Verbesserung der Modelle.

Das Projekt ist in fünf Teile gegliedert und wird von vier Partnern unter der Koordination durch die GRS durchgeführt, die Projektlaufzeit beträgt zwei Jahre.

Accident Management Support (AMS) Project

In diesem Programm sollen Signalauswertungs-Methodologie, Sensor-Modellierung und Signalverarbeitung detailliert untersucht werden.

Ziel des Projektes, das durch Kombination der beiden ursprünglich vorgesehenen Vorschläge „Instrumentation and Signal Validation“ (IST) und „Operator Assistance“ (GRS) entstand, ist die Definition, Untersuchung und Entwicklung von Maßnahmen und Methoden zur Bereitstellung von Informationen für den anlageninternen Notfallschutz.

Das Projekt ist in vier Teilaufgaben gegliedert und wird von sieben Partnern unter der Projektkoordination durch das IST durchgeführt, die Projektlaufzeit beträgt zwei Jahre.

Sonder-Projekte der EG

Das Europäische Parlament (EP) hat der KEG seit 1991 ein Extra-Budget für „Specific Support to CIS in Reactor Safety and Radiation Protection Technology“ zur Verfügung gestellt. Aus dem Extra-Budget 1991 für Reaktorsicherheit hat die KEG ein Vorprojekt zu „EC-RF (Russian Federation) analysis of European challenges and solutions in nuclear safety“ finanziert. GRS und EdF wurden von der KEG mit der Koordination und Organisation der Arbeiten dieses Vorprojekts beauftragt. An diesem Vorprojekt, das zum 30. 4.1992 abgeschlossen wurde, waren dreizehn Partner beteiligt.

Das Projekt selbst hat eine Vertrags-Laufzeit von 18 Monaten und wird von den gleichen Partnern wie das Vorprojekt und unter der Gesamtkoordination von RISK-AUDIT und EdF durchgeführt.

PHARE- und TACIS-Projekte der EG

Unterstützung der bulgarischen Genehmigungsbehörde

Im Rahmen des CEC-PHARE-Sofortprogramms für Bulgarien wurde im Herbst

1991 ein internationales Konsortium unabhängiger technischer Experten-Institutionen mit Arbeiten zur technisch-wissenschaftlichen Unterstützung der bulgarischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde für Atomanlagen (BNSA) beauftragt. Die Arbeiten des Konsortiums stehen unter Leitung von GRS und IPSN, weitere an den Arbeiten beteiligte Institutionen sind AEA-Technology, England, und AVN, Belgien.

Die Arbeiten des Konsortiums sind für die Stellung der bulgarischen Aufsichtsbehörde außerordentlich wichtig. Die Behörde hält es für erforderlich, daß sie auch zukünftig in ihren technisch-wissenschaftlichen Aufgaben nachhaltig durch das Konsortium unterstützt wird.

Unterstützung der russischen und ukrainischen Genehmigungsbehörden

Das Projekt „Transfer of Western European Regulatory Methodology and Practices to the Nuclear Safety Authorities of Russia and Ukraine“ basiert auf einem Dreijahresprogramm zur institutionellen Stärkung der nationalen nuklearen Genehmigungsbehörden in der GUS. Die Begünstigten sind das Russische bzw. das Ukrainische Staatskomitee für Nukleare und Strahlungs-Sicherheit. Es wurden insgesamt zehn Bereiche identifiziert, die für die Unterstützung in Frage kommen.

Um die Terms of Reference für diese Bereiche im einzelnen zu erstellen, hat die KEG ein „Consortium of Western Regulators“ (CWR) mit der Durchführung je einer sogenannten „Exploratory Mission“ nach Rußland und in die Ukraine beauftragt. Das CWR setzt sich aus Vertretern der Genehmigungsbehörden aus mehreren westeuropäischen Ländern zusammen.

RISKAUDIT wurde durch einen KEG-Vertrag mit der Koordination des CWR und der Missionen betraut, die im August und Oktober 1992 im Rahmen eines Vorprojektes „Exploratory Missions“ durchgeführt wurden. Auf der Basis der Terms of Reference wird das CWR ein detailliertes

Programm für die Durchführung des eigentlichen Projektes erstellen.

Transfer von Rechenprogrammen für die Sicherheitsanalyse

Ziel des Projektes „Support to the Transfer of Accident Analysis Codes to the Russian Nuclear Safety Authority Gosatomnadsor and Technical Support Organisations (TSO) and Application of those Codes“ ist, der russischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde Gosatomnadsor und ihren TSO die Codes

- ATHLET, RALOC, DRASYS und HYCA der GRS sowie CATHARE der CEA/EdF/Framatome für die Sicherheitsanalyse von WWER-Reaktoren und
- CATHARE-ICARE (CEA/EdF/Framatome), ATHLET-CD (GRS) und ESCADRE (CEA/EdF/Framatome) für die Analyse und Begrenzung der Auswirkungen schwerer Störfälle

zur Verfügung zu stellen und Unterstützung bei der Übertragung, Implementierung und Anwendung dieser Codes sowie bei der Verifikation russischer Sicherheitsanalyse-Codes mit experimentellen Daten westlicher Projekte (BETHSY, SPES, PKL) zu geben.

Für dieses Projekt ist eine Laufzeit von drei Jahren vorgesehen, der Vertrag zwischen der KEG und RISKAUDIT als Projektkoordinator ist seit August 1992 in Arbeit.

Sicherheitsbewertung WWER

Das Programm ist in zwei Teile gegliedert, entsprechend den beiden verschiedenen Reaktortypen WWER-440/W-213 (Rovno, Block 1 und 2) und WWER-1000/W-320 (Rovno, Block 3).

Die Zielsetzung des Projekts für WWER-440/W-213-Reaktoren besteht in der

- vorläufigen Sicherheitsbewertung des KKW Rovno, Block 1 und 2,
- Bewertung der Anwendbarkeit der finnischen Nachrüstmaßnahmen für das KKW Loviisa auf Rovno, Block 1 und 2,
- Bewertung des spezifischen Nachrüstprojekts Rovno, Block 1 und 2.

Für das Projekt WWER-1000/W-320 ist geplant

- die vorläufige Sicherheitsbewertung des KKW Rovno, Block 3 (Phase 1) und
- die deterministische Bewertung des spezifischen Nachrüstprojekts Rovno, Block 3 (Phase 2).

Beide Projektteile werden im Rahmen eines gemeinsamen Arbeitsprogrammes von einem Konsortium aus sechs Partnern aus sechs EG-Ländern bearbeitet. Das Arbeitsprogramm ist in zwölf Aufgaben unterteilt, die von je einer Arbeitsgruppe bearbeitet werden.

Projektkoordinator und Vertragspartner der EG ist RISKAUDIT.

Die GRS arbeitet in den Arbeitsgruppen 8 „Accident Analysis“ und 10 „Operational Experience“ mit und ist im übrigen mit dem Technical Project Management für den Projektteil WWER-440/W-213 beauftragt.

Sicherheitsbewertung RBMK

Ziel des Projektes „RBMK Safety Review Project“ ist die Überprüfung von Sicherheitsaspekten dieser Reaktoren und dient primär der Unterstützung der zuständigen Aufsichtsbehörden in Rußland, Litauen und der Ukraine. Referenzanlage ist der Block 3 des KKW Smolensk.

Die Projektarbeiten sind in neun Topic Areas unterteilt und werden von sieben Partnern aus fünf EG-Ländern durchgeführt. In dieses Konsortium sind Fachleute aus Finnland, Schweden und Kanada integriert.

Die Arbeiten zu den Topic Areas werden von je einer westlichen und einer östlichen Arbeitsgruppe in enger Abstimmung untereinander durchgeführt. Die GRS leitet die westliche Arbeitsgruppe für Topic Area 1 „System Engineering and Accident Progression“; sie ist darüber hinaus an den Arbeiten weiterer vier Topic Areas beteiligt.

Bilaterale Vorhaben

Arbeiten für die niederländische Aufsichtsbehörde

Im September 1992 hat die niederländische Aufsichtsbehörde für Kernkraftwerke mit der GRS eine Rahmenvereinbarung über eine Zusammenarbeit geschlossen, innerhalb derer die GRS insbesondere mit der Bewertung von Sicherheitskonzepten, des Anlagenbetriebes und der Auswertung besonderer Vorkommnisse im In- und Ausland beauftragt wird. Neben einer begleitenden Unterstützung der Aufsichtsbehörde wurde mit der Bewertung von Teilaspekten der Nachrüstprogramme der Kernkraftwerke Borssele und Dodewaard begonnen.

Nichtnukleare Aufgaben

Geschäftsstelle für die Störfall-Kommission (SFK) und den Technischen Ausschuß für Anlagensicherheit (TAA)

Die GRS unterstützt administrativ und technisch im Rahmen einer Geschäftsstelle die SFK und den 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 Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit und der Störfall-Kommission eingebrachten Beratungsthemen wurden neun Arbeitskreise eingesetzt. Alle Arbeitskreise haben ihre Arbeit aufgenommen und bereits mehrfach getagt. Die Ergebnisse der Arbeitskreise fließen als Empfehlung in die planmäßige Arbeit des TAA und der SFK ein.

SFK und TAA haben darüber hinaus aus Anlaß von Störfällen der jüngsten Zeit in einer gemeinsamen Sondersitzung getagt und als Ergebnis konkrete Empfehlungen herausgegeben.

Führung der Geschäftsstelle der Sachverständigenkommission zum Umweltgesetzbuch (SK-UGB) beim BMU

Aufgabe der von der GRS in ihrem Berliner Büro eingerichteten Geschäftsstelle ist die organisatorische Betreuung und Koordinierung der Arbeiten der Kommissionsmitglieder. Die SK-UGB, deren Auftrag die Zusammenführung des Umweltrechts der Bundesrepublik Deutschland in einem einheitlichen Gesetzbuch ist, hat bereits mehrfach dort getagt.

Der Geschäftsstellenleiter hat zum 1.4.1993 seine Tätigkeit aufgenommen. Ebenso konnten zwischenzeitlich für die Mehrheit der Kommissionsmitglieder die vorgesehenen Assistenten gefunden werden, die ihnen fachlich zuarbeiten.

Beurteilung von Leck- und Bruchmöglichkeiten an Anlagen des BEB-Sauergassystems

Nach Durchführung mehrerer kleiner Aufträge für die Brigitta Elwerath Betriebsführungsgesellschaft (BEB), Hannover, untersucht die GRS in einem größeren Auftrag Leck- und Bruchmöglichkeiten an Anlagen des BEB-Sauergassystems.

Ausgehend von einer Charakterisierung der Anlagen hinsichtlich baulicher Ausführung, Beanspruchungsbedingungen und vorgesehener Prüf- und Überwachungsmaßnahmen sowie einer Auswertung allgemeiner und spezieller Betriebserfahrungen werden Versagensmöglichkeiten mit unterschiedlichen Leckgrößen beschrieben und in bezug auf ihre Eintrittshäufigkeit abgeschätzt.

Näher behandelt werden mögliche Schadensfälle infolge Korrosion von innen und von außen, Einwirkungen Dritter und von Naturereignissen. Die abzuschätzenden Häufigkeiten für große Leckagen werden aufgrund früherer Arbeiten der GRS im unteren Bereich des von technischen Anlagen bekannten Spektrums von Leckagehäufigkeiten erwartet.

An- und Abfahrvorgänge in Chemieanlagen

Das An- und Abfahren einer Chemieanlage ist gekennzeichnet durch die verstärkte Notwendigkeit von Handeingriffen. Gleichzeitig müssen Sicherheitssysteme gebrückt werden. Daraus folgt, daß es sich um Betriebsvorgänge handelt, bei denen die Wahrscheinlichkeit für ein Systemversagen und damit die Gefährdung des Betriebspersonals höher als im Normalbereich liegt. Das An- und Abfahrverhalten einer Chemieanlage im Vergleich zum stationären Betrieb ist daher Gegenstand einer Untersuchung, die im Auftrag der Bundesanstalt für Arbeitsschutz bei der GRS durchgeführt wird. Derzeit werden erste Qualifizierungen unter Benutzung der in einem früheren Vorhaben ermittelten anlagenspezifischen Zuverlässigkeitskenngrößen vorgenommen.

Ökologischer Entwicklungs- und Sanierungsplan für die Region Moskau

In Zusammenarbeit mit den Moskauer Behörden soll aus rechtlicher, ökologischer und technischer Sicht ein Sanierungskonzept für den Moskauer Raum entwickelt werden. Erste Gespräche mit Moskauer Vertretern fanden im Februar 1993 statt.

3

Sicherheitsforschung und Entwicklung

3.1 Die Bedeutung der Reaktorsicherheitsforschung für die Tätigkeit der GRS

Seit jeher hat die GRS ihre Aufgabe in der Reaktorsicherheitsforschung darin gesehen, Methoden und Verfahren zu entwickeln, die die Analyse sicherheitstechnischer Fragestellungen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik ermöglichen. Da die GRS auch bei Aufsicht und Kontrolle kerntechnischer Einrichtungen beteiligt ist, können die Ergebnisse schnell und effizient umgesetzt werden. Darüber hinaus nimmt die GRS als Projektträger des BMFT für Reaktorsicherheitsforschung auch wesentliche institutionelle Funktionen in der Reaktorsicherheit wahr. Dabei kommt den internationalen Kooperationen ein wachsender Stellenwert zu.

Reaktorsicherheitsforschung als öffentliche Aufgabe

Die Kerntechnik trägt in Deutschland und Europa mit rund 30 % zur Stromproduktion bei und ist somit eine wichtige Stütze der Energieversorgung. Ihre Weiterentwicklung hat auch für die zukünftige Energieversorgung Europas erhebliche Bedeutung.

Eine solche Weiterentwicklung wird heute mit Recht weitgehend als Aufgabe der Industrie angesehen. Nicht zuletzt wegen der denkbaren weitreichenden Folgen von Reaktorunfällen bleibt Reaktorsicherheit allerdings eine Grundaufgabe der staatlichen Vorsorge, die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik zu gewährleisten ist.

Reaktorsicherheitsforschung liefert die wissenschaftliche Grundlage für diese Sicherheitsvorsorge. Übergeordnetes Ziel ist, durch vorausschauende Forschung mögliche Sicherheitsprobleme weit im Vorfeld von Gefährdungen zu erkennen. Dabei geht es sowohl um Fragestellungen aus dem laufenden Betrieb der Kernkraftwerke als auch um die Bereitstellung von Analysewerkzeugen für die Verifikation der Sicherheit heutiger und künftiger Anlagen. Darüber hinaus ergeben sich aus der Reaktorsicherheitsforschung auch Anstöße für die Verbesserung der Sicherheit bei der Weiterentwicklung der Kerntechnik durch die Industrie.

Die Wirksamkeit der Reaktorsicherheitsforschung hängt wesentlich davon ab, daß diese auch unabhängig von unmittelbaren Genehmigungszwängen als öffentliche Aufgabe gesehen und wahrgenommen wird. Die technisch-wissenschaftlichen Anforderungen an diese Forschung entsprechen nämlich in vielen Bereichen nicht den zwangsläufig an betrieblichen Zielen und damit eher kurzfristig orientierten Denkweisen der Industrie. Ferner ist die Unabhängigkeit der Forschung von Industrie- und Verbandsinteressen eine wichtige Voraussetzung für die Behördenaufsicht. Um Unabhängigkeit zu gewährleisten, ist eine Finanzierung der Forschungsarbeiten durch die öffentliche Hand unerlässlich.

Fachliche Aufgaben der Reaktorsicherheitsforschung

In der Vergangenheit hat sich das deutsche Forschungsprogramm Reaktorsicherheit auf vier fachliche Schwerpunkte konzentriert:

- Sicherheit von Komponenten und ihrer Werkstoffe,
- Phänomenologie und Ablauf möglicher Stör- und Unfälle,
- integrale Analyse und Risikostudien von Gesamtsystemen,
- Zusammenwirken des Menschen mit der Anlagentechnik.

Diese Arbeiten haben entscheidend zum international anerkannt hohen Sicherheitsniveau der heute in Deutschland betriebenen Kernkraftwerke beigetragen.

Dabei spielte die Forschungsk Kooperation der westlichen Kernenergiestaaten eine wichtige Rolle. Hinzu kam in den letzten Jahren eine immer intensivere bilaterale Zusammenarbeit mit Frankreich. Mit den politischen Veränderungen in der Sowjetunion und Mittel- und Osteuropa kamen weitere Aufgaben auf die Reaktorsicherheitsforschung zu. Die Forschungsk Kooperation hat sich hier zu einem wirksamen Hilfsmittel einer langfristig angelegten Unterstützung dieser Länder entwickelt.

Die Rolle der GRS

Die GRS ist vollständig auftragsfinanziert. Ein wesentlicher Gedanke beim Verzicht auf institutionelle Förderung war, angesichts des komplexen Aufgabenfeldes Reaktorsicherheit eine technisch hochqualifizierte und flexible Organisation zu schaffen, die den Bund wirksam beraten und sich auch an der internationalen Reaktorsicherheitsdiskussion beteiligen kann. Derzeit stammen die Aufträge der GRS etwa zu 46 % vom BMU, zu 37 % vom BMFT, und zu 17 % von Landesbehörden, Ausland und sonstigen Auftraggebern.

Die durch die Auftragsfinanzierung erreichte Flexibilität ist nach wie vor erforderlich, zumal die von der GRS im Auftrag des Bundes wahrgenommenen Aufgaben in den letzten Jahren zunehmend höhere Anforderungen stellen:

- Bei Streitigkeiten über sicherheitstechnische Probleme deutscher Reaktoren ist die GRS als Bundesgutachter faktisch in die Rolle eines technischen Schiedsrichters gedrängt. Beurteilungsfelder müssen praktisch ausgeschlossen sein, da andernfalls der Bund seiner Rolle als Letztverantwortlicher nicht gerecht werden kann.
- Reaktorsicherheitsforschung umfaßt vielfältige Wissenschafts- und Technikgebiete, die bei Gesamtaussagen zu integrieren sind. Da die GRS auf den wesentlichen Forschungsgebieten selbst tätig ist, fällt ihr mit der sukzessiven Verfeinerung der Technik eine immer wichtigere integrierende Rolle zu.

- Sicherheitstechnische Weiterentwicklungen können nur noch in enger internationaler Zusammenarbeit vorangetrieben werden. Die GRS muß dabei mit internationalen Partnern mithalten, die insbesondere in Frankreich, den USA und Japan über weitaus größere Ressourcen verfügen.
- Bei der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit den Ländern Mittel- und Osteuropas (MOE) und den Neuen Unabhängigen Staaten (NUS) ist die GRS der fachliche Träger der Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit geworden. Diese Arbeiten erfordern auch ein hohes Maß an Diplomatie und politischem Fingerspitzengefühl. Sie gehen oft über technisch-wissenschaftliches Arbeiten hinaus.

Die GRS wird damit zunehmend eine Art letzte fachliche Instanz, von der zu den wesentlichen Fragen der Reaktorsicherheit objektive und qualifizierte Aussagen erwartet werden, die frei von Industrie- und Verbandsinteressen sind. Um dieser Rolle gerecht werden zu können, benötigt sie ein technisch-wissenschaftliches Know-how, das nur durch eine Kombination von intensiver Auseinandersetzung mit Sicherheitsfragen laufender Reaktoren einerseits und aktiver Forschungstätigkeit andererseits gehalten werden kann.

Aufgaben der GRS in der Reaktorsicherheitsforschung

Die GRS hat ihre Aufgabe in der Reaktorsicherheitsforschung seit jeher vor allem in der Entwicklung und Verifikation von Methoden und Verfahren gesehen, welche die Analyse sicherheitstechnischer Fragestellungen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik ermöglichen. Weil die GRS nicht nur in der Forschung, sondern auch in Aufsicht und Genehmigung eine wesentliche Rolle spielt, können die Ergebnisse solcher Forschungen effizient und schnell in die erforderliche Vorsorge im Rahmen der Aufsicht und

Genehmigung kerntechnischer Anlagen eingebracht und im Anlagenbetrieb umgesetzt werden.

Die Tätigkeit der Großforschungseinrichtungen ist demgegenüber mehr entwicklungsorientiert und experimentell ausgerichtet. Eine enge Kooperation zwischen der GRS, den Forschungszentren und weiteren Einrichtungen ist dabei von großer Bedeutung. Beispielsweise initiiert und nutzt die GRS experimentelle Untersuchungen anderer Einrichtungen und bezieht Fragestellungen der Betriebssicherheit in ihre Arbeiten ein.

Der praxisorientierte Ansatz der Forschung in der GRS ist von der Industrie anerkannt. Dies wird auch daran deutlich, daß die Industrie verschiedentlich freiwillig Nachrüstungen von Schwachstellen vorgenommen hat, die in GRS-Forschungsprojekten, beispielsweise in Risikostudien, aufgezeigt wurden.

Die GRS übernimmt aber auch wesentliche institutionelle Funktionen in der Reaktorsicherheit. Sie ist Projektträger des BMFT für Reaktorsicherheitsforschung. Ihre Tätigkeit ist ferner für den Erhalt des sicherheitstechnischen Know-hows von wachsender Bedeutung, da sie die kontinuierliche Weiterentwicklung der Reaktorsicherheit in wesentlichen Teilen sehr weitgehend trägt. Dabei spielt auch die Einbettung der GRS in internationale Kooperationen eine immer größere Rolle.

Künftige Anforderungen an die Reaktorsicherheitsforschung

Angesichts der nach wie vor großen Importabhängigkeit der Energieversorgung, des wachsenden Anteils des Stroms an der Gesamtenergieversorgung und der langen Zeiträume für größere Änderungen der Energieversorgungsstruktur ist davon auszugehen, daß die Bedeutung der Kernenergie weder in Deutschland noch in Europa und der Welt in der voraussehbaren Zukunft abnehmen wird. Im Gegenteil, die Umweltprobleme bei der Nutzung fossiler Brennstoffe und

die großen Schwierigkeiten, die einer breiteren Nutzung der erneuerbaren Energien entgegenstehen, sind Indizien für die Notwendigkeit eines in Zukunft eher noch verstärkten Kernenergieeinsatzes. Die Kernenergie sieht sich dabei gewandelten und neuartigen Herausforderungen gegenüber:

- Der künftige Kernenergieeinsatz hängt von einer breiten Akzeptanz dieser Technik ab. Zwei Sicherheitsaspekte sind maßgebend: das Risiko eines schweren Unfalls in einem Kernkraftwerk und die Endlagerung radioaktiver Abfälle. Dabei müssen die stark gestiegenen Ansprüche der Öffentlichkeit an Sicherheit allgemein und an Reaktorsicherheit im besonderen berücksichtigt werden. Daraus ergeben sich verschärfte technische Anforderungen an bestehende Anlagen und ganz besonders an neue Reaktoren, die nicht ohne einen erheblichen Forschungsaufwand zu erfüllen sind.
- Die internationale Dimension der Reaktorsicherheit ist nach Tschernobyl evident. Reaktorsicherheitsforschung muß daher in Zukunft noch weit stärker als früher in internationaler Kooperation durchgeführt werden, wobei auch die Länder Mittel- und Osteuropas und die Neuen Unabhängigen Staaten intensiv einzubeziehen sind.
- Einige rohstoffarme Länder wie Frankreich und Japan betreiben eine sehr langfristig angelegte, strategische Planung der Energieversorgung, die sich in erheblichem Umfang auf Kernenergie abstützt und dies auch durch umfangreiche Forschungen absichert. Wenn Deutschland hier keine ausreichend langfristig orientierten und tragfähigen Konzepte verfolgt, sind auf Dauer wesentliche Standortnachteile abzusehen.

Entwicklung fachlicher Schwerpunkte

Ausgangspunkte künftiger Forschungsarbeiten sind die ständige kritische Prüfung der laufenden Anlagen sowie die konzeptionelle Fortentwicklung der Sicherheit.

Neben dem kontinuierlichen Wandel der Fragestellungen im Zusammenhang mit den laufenden Anlagen, beispielsweise durch Fortschritte in der Brennstofftechnologie oder durch Alterung von Komponenten, sind vor allem folgende Themenbereiche zu nennen:

– Die Erweiterung des Sicherheitskonzepts um den anlageninternen Notfallschutz bei schweren Störfällen erfordert weitere Forschungsanstrengungen. Im Vordergrund stehen Computermodelle zur Simulation schwerer Störfälle, die zwangsläufig nicht global getestet werden können und deshalb einen komplexen Verifikationsprozeß mit einer Vielzahl unterschiedlicher Experimente durchlaufen müssen. Ein weiterer Schwerpunkt ist hier die Frage nach dem menschlichen Verhalten unter extremen Bedingungen.

– Mit der fortschreitenden Optimierung der Sicherheitstechnik erhalten quantitative Sicherheitsbewertungen zunehmend größere Bedeutung. Hier sind sowohl bei den Methoden zur rechnerischen Simulation von Stör- und Unfällen als auch bei denen zur probabilistischen Sicherheitsbewertung noch erhebliche Anstrengungen erforderlich, um die Genauigkeit der Verfahren zu erhöhen.

– Die stürmischen Fortschritte der Digitaltechnik bieten große Chancen zur Verbesserung wesentlicher Bereiche der Kernkraftwerkstechnik (beispielsweise der Leit- und Regeltechnik) und auch der Sicherheitsanalysen und Störfallsimulation. Dieses Potential wird im Ausland schon weit intensiver genutzt als in Deutschland (digitale Sicherheitsleittechnik in Kanada und Frankreich, Supercomputing-Anwendungen in Japan). Die mit diesen sehr grundlegenden Neuerungen verbundenen Chancen, aber auch potentielle Sicherheitsrisiken beim Einsatz von Digitaltechnik in sicherheitsrelevanten Systemen, machen eine wesentliche Verstärkung der Forschungen in diesem Bereich notwendig.

– Die Anforderungen an die Sicherheit neuer Reaktoren laufen letztlich darauf hinaus, einen schweren Reaktorunfall mit Schäden in der Umgebung der Anlage auszuschließen. Konkretes Ziel ist die Entwicklung von Kernkraftwerken, bei denen selbst im äußersten Fall einer schweren Beschädigung des Reaktorkerns die Unfallfolgen so weit auf die Anlage beschränkt bleiben, daß in der Umgebung der Anlage weder Evakuierung noch Umsiedlung oder langfristige Nahrungsmittelkontrolle erforderlich sind. Eine solche in der Technik bisher einmalige Forderung stellt eine außerordentliche Herausforderung dar, die sich nur realisieren läßt, wenn die Reaktorsicherheitsforschung weit in neue Bereiche vordringt, vor allem was unwahrscheinliche Schadensmechanismen und Phänomene betrifft. Passive Wirkungsmechanismen und die Stärkung der Funktion des Sicherheitsbehälters stellen dabei für die Erforschung der hier relevanten Phänomene wesentliche Gesichtspunkte dar. Auch die Frage des Sicherheitsnachweises ist ohne umfassende und tiefgreifende Forschungen nicht zu klären.

– Eine weitere wichtige Aufgabe ist die Forschungskoooperation mit den MOE-Ländern und den NUS, die sich auf alle für die Reaktorsicherheit relevanten fachlichen Bereiche erstreckt.

A. Birkhofer

3.2 SWR-Sicherheitsanalyse

Im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie hat die GRS eine probabilistische Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren (SWR) durchgeführt. Referenzanlage ist das Kernkraftwerk Gundremmingen (KRB). Mit dieser Analyse wird insbesondere das Ziel verfolgt, die Ausgewogenheit der Sicherheitstechnik zu überprüfen und zu bewerten, sicherheitstechnische Verbesserungen anzuregen sowie die Möglichkeit von anlageninternen Notfallmaßnahmen bei schweren Störfällen aufzuzeigen.

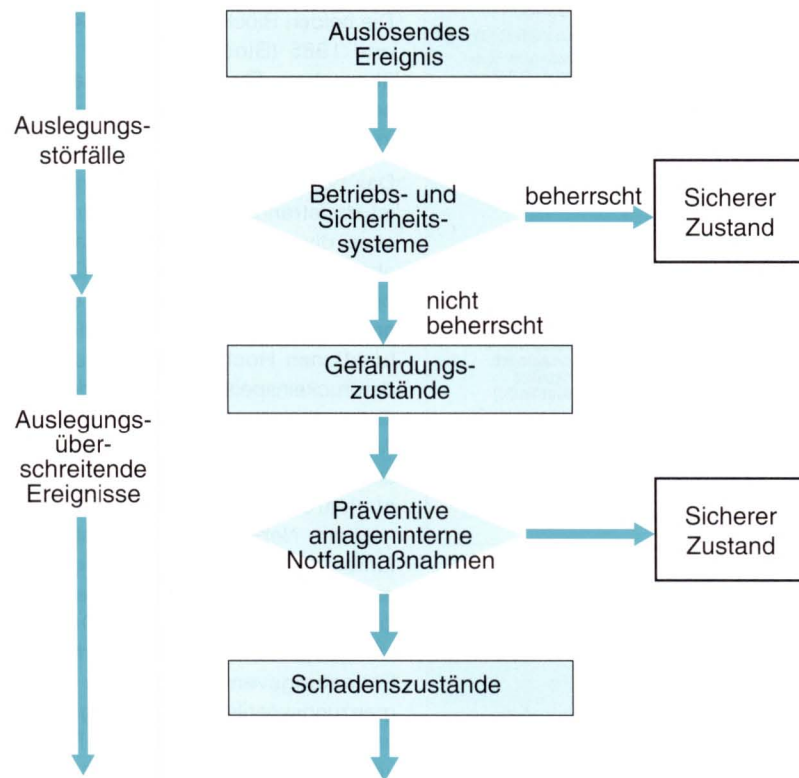


Bild 3.1: Einordnung von Gefährdungs- und Schadenszuständen

Ziele, Umfang und Methodik der Sicherheitsanalyse

In der Sicherheitsanalyse werden ausgewählte, sicherheitstechnisch relevante Ereignisse untersucht, die zu einer Kernschädigung führen können. Die Analysen berücksichtigen systemtechnische Verbesserungen und Änderungen des Betriebshandbuchs, die vom Betreiber der Anlage bereits realisiert worden sind oder in nächster Zeit durchgeführt werden. Das geplante zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA) und die modifizierte Abfahrkühlleitung werden getrennt bewertet. In den Analysen werden Ereignisabläufe ermittelt, die von den Betriebs- und Sicherheitssystemen nicht beherrscht werden (Gefährdungszustände) sowie deren Häufigkeit. Zur Beherrschung solcher Gefährdungszustände können dann noch anlageninterne Notfallmaßnahmen durchgeführt werden, um einen Schadenszustand, wie z. B. Kernschädigung, zu verhindern. Die Sicherheit der Anlage wird nur bis zur Ebene der Gefährdungszustände beurteilt. Das Potential von anlageninternen Notfallmaßnahmen zur Beherrschung von Gefährdungszuständen wird aufgezeigt. Unter Nutzung von Untersuchungen für andere Anlagen erfolgt eine erste Einschätzung zu den Erfolgsaussichten. Bild 3.1 zeigt die Einordnung von Gefährdungs- und Schadenszuständen. Weiterhin sind orientierende Untersuchungen zu Störfällen außerhalb des Leistungsbetriebs vorgesehen.

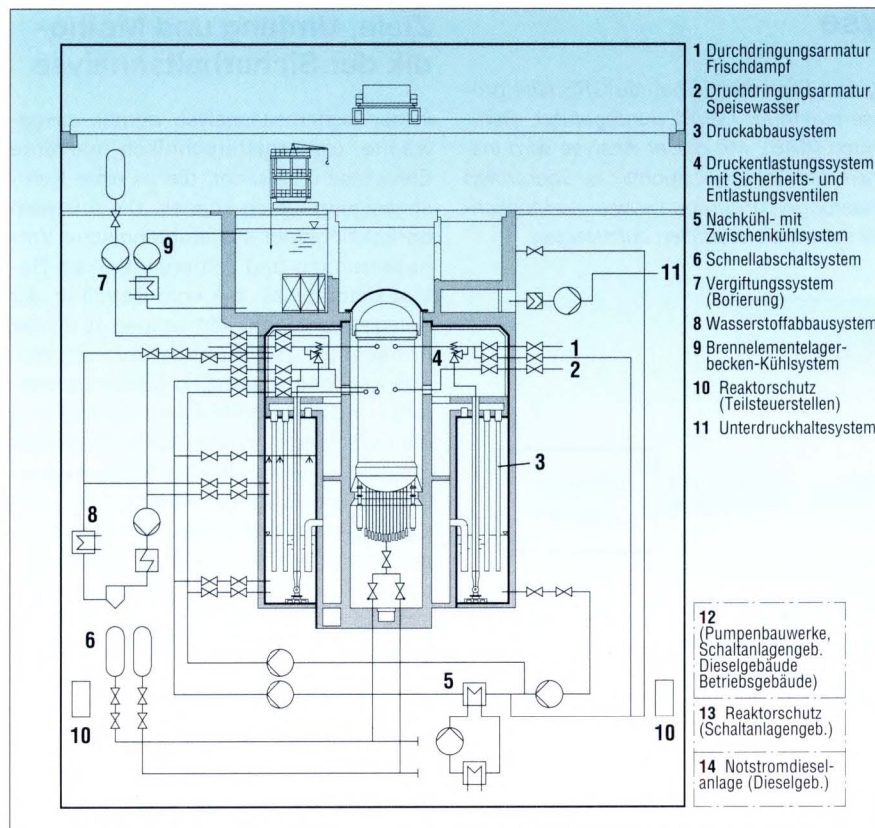


Bild 3.2: Sicherheitseinrichtungen von KRB II

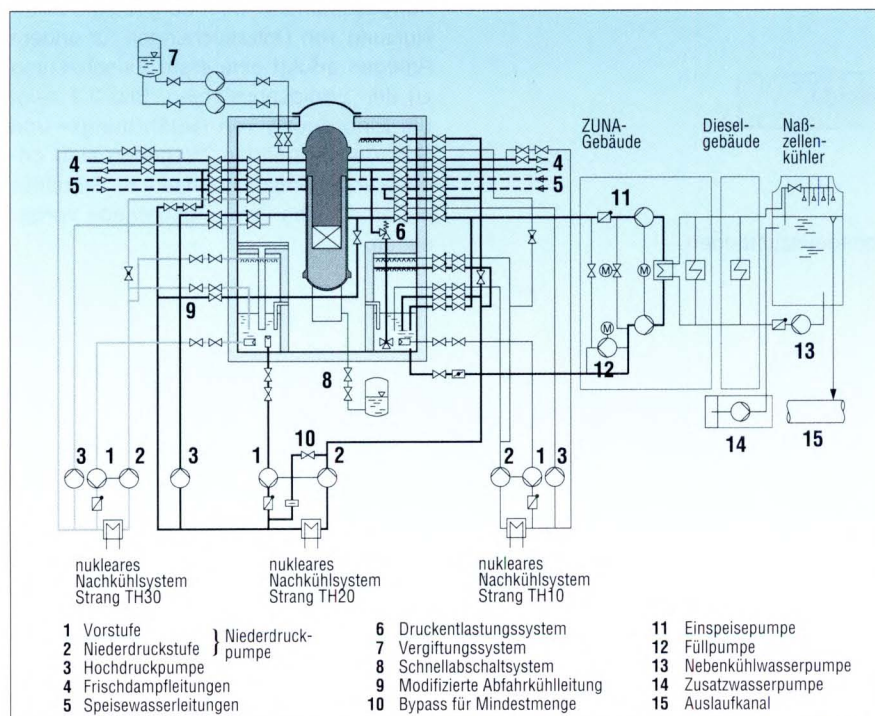


Bild 3.3: Nachkühlssysteme von KRB II

Referenzanlage Gundremmingen (KRB)

Referenzanlage ist das Kernkraftwerk Gundremmingen (KRB), eine Anlage mit zwei Blöcken von 1300 MWe (KRB B) und 1308 MWe (KRB C), die zwei nukleare Dampferzeuger mit jeweils einem Siedewasserreaktor der Baulinie 72 besitzt. Die beiden Blöcke wurden 1984 (Block B) und 1985 (Block C) an den Betreiber übergeben. Ein Überblick über die wesentlichen Sicherheitseinrichtungen wird in Bild 3.2 gegeben.

Das nukleare Nachkühlssystem (Bild 3.3) ist dreisträngig aufgebaut. Ein zusätzliches, diversitär aufgebautes Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA) soll bis 1995 fertiggestellt werden. Das nukleare Nachkühlssystem umfaßt die Systemfunktionen Hochdruckeinspeisung, Niederdruckeinspeisung und Kondensationskammerkühlen. Es hat unter anderem die Aufgabe, nach Abschaltung des Reaktors auch langfristig die Nachwärme über den nuklearen Zwischenkühlkreis und das nukleare Nebenkühlwassersystem abzuführen. Bei einem Kühlmittelverlust muß es außerdem Wasser in den Reaktorkühlkreislauf nachspeisen. Das Druckentlastungssystem mit den Sicherheits- und Entlastungsventilen und den Druckbegrenzungsventilen hat die Aufgabe, einen unzulässigen Druckanstieg im Reaktor zu verhindern und eventuell den Druck im Reaktorkühlkreislauf so weit abzusenken, daß mit den Niederdrucksträngen der Nachkühlssysteme die Kernkühlung sichergestellt werden kann.

Das Druckabbausystem baut den beim Bruch einer Dampf- oder Speisewasserleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters (SB) entstehenden Druck durch Kondensation des entstehenden Dampfes in der mit Wasser gefüllten Kondensationskammer ab.

Mit den Durchdringungsarmaturen in den Frischdampfleitungen werden, z. B. bei Brüchen in einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters, die Frischdampfleitungen unmittelbar vor und hinter der Sicherheitsbehälterdurchdringung abgesperrt.

Das Reaktorschutzsystem erfaßt alle sicherheitsrelevanten Meßgrößen und löst bei Erreichen von Grenzwerten Reaktorschutzsignale aus, die automatisch Schutzaktionen einleiten.

Zusammenfassung der Ergebnisse

Die quantitativen Ergebnisse der Untersuchungen sind in den Tabellen 3.1 und 3.2 und in den Bildern 3.4 und 3.5 zusammengestellt. Im einzelnen enthalten sie Angaben zu erwarteten Häufigkeiten von auslösenden Ereignissen und Gefährdungszuständen sowie zu bedingten Wahrscheinlichkeiten der Ausfälle von Systemfunktionen. Die Zahlenwerte sind Punktwerte, die unter Verwendung der Erwartungswerte der auslösenden Ereignisse und der Zuverlässigkeitsdaten der Komponenten ermittelt wurden.

Auslösende Ereignisse

Störungen und Schäden an Komponenten und Anlagenteilen, die Anforderungen von Sicherheitssystemen auslösen, werden als „auslösende Ereignisse“ bezeichnet. Die untersuchten auslösenden Ereignisse mit ihren erwarteten Eintrittshäufigkeiten sind in Tabelle 3.3 dargestellt.

Zur Ermittlung der erwarteten Eintrittshäufigkeit auslösender Ereignisse wurden neben anlagenspezifischen Informationen zusätzliche Informationen aus anderen Kernkraftwerken sowie die Methodik der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B, (für Lecks in Leitungen) und Modellvorstellungen (z. B. ATWS, Überflutung, Brand) herangezogen.

Gefährdungszustände

Die Gefährdungszustände sind gekennzeichnet durch charakteristische Anlagenzustände (vgl. Bild 3.4) und durch die Zeiten bis zu ihrem Eintritt. Zur zusätzlichen Kennzeichnung des Anlagenzustandes wird zwischen niedrigem Druck (ND) im Reaktordruckbehälter, d. h. nach einer Druckentlastung, und hohem Druck (HD) bei Eintritt der Gefährdung unterschieden. Die Gefährdungszustände sind so

Auslösendes Ereignis und Eintrittshäufigkeit (h)	h [1/a]	Summe der mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen	Summenhäufigkeit von Gefährdungszuständen (H)	
			H [1/a]	[%]
Ausfall der Hauptwärmesenke	0,5	$4,1 \times 10^{-5}$	$2,0 \times 10^{-5}$	40,5
Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall des Hauptspeisewassers durch gemeinsame Ursache	0,3	$5,1 \times 10^{-5}$	$1,5 \times 10^{-5}$	30,3
Ausfall Hauptspeisewasser	0,2	$2,8 \times 10^{-5}$	$5,5 \times 10^{-6}$	11,0
Offenbleiben eines S+E-Ventils	0,1	$4,1 \times 10^{-5}$	$4,1 \times 10^{-6}$	8,0
Notstromfall	0,04	$8,0 \times 10^{-5}$	$3,2 \times 10^{-6}$	6,4
Betriebstransienten	1,1		$4,8 \times 10^{-5}$	96,2

Tabelle 3.1: Häufigkeiten von Gefährdungszuständen für Betriebstransienten ohne ZUNA

Auslösendes Ereignis und Eintrittshäufigkeit (h)	h [1/a]	Summe der mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen	Summenhäufigkeit von Gefährdungszuständen (H)	
			H [1/a]	[%]
Ausfall der Hauptwärmesenke	0,5	$1,6 \times 10^{-6}$	$8,0 \times 10^{-7}$	18,1
Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall des Hauptspeisewassers durch gemeinsame Ursache	0,3	$3,4 \times 10^{-6}$	$1,0 \times 10^{-6}$	23,1
Ausfall Hauptspeisewasser	0,2	$7,0 \times 10^{-7}$	$1,0 \times 10^{-7}$	3,2
Offenbleiben eines S+E-Ventils	0,1	$1,3 \times 10^{-6}$	$1,0 \times 10^{-7}$	2,9
Notstromfall	0,04	$3,2 \times 10^{-5}$	$1,3 \times 10^{-6}$	29,4
Betriebstransienten	1,1		$3,4 \times 10^{-6}$	76,6

Tabelle 3.2: Häufigkeiten von Gefährdungszuständen für Betriebstransienten mit ZUNA

ausgewählt, daß es für deren Beurteilung keine Rolle spielt, von welchem auslösenden Ereignis der Zustand verursacht wird.

Die Analysen ergeben, daß für die Gefährdungszustände eine Eintrittshäufigkeit von ca. $5 \cdot 10^{-5}/a$ zu erwarten ist, d.h. die Wahrscheinlichkeit hierfür liegt bei 1 zu 20 000 pro Anlage und Jahr. Bei Berücksichtigung des zusätzlichen Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystems (ZUNA) verringert sich die Eintrittshäufigkeit für nicht beherrschte Ereignisabläufe um etwa einen Faktor 10 auf rund 1 zu 200 000 pro Anlage und Jahr.

Anlageninterne Notfallmaßnahmen

Durch präventive anlageninterne Notfallmaßnahmen können bei vielen Ereignisabläufen Gefährdungszustände beherrscht und Schadenszustände verhindert werden. Kommt es beim Versagen solcher Maßnahmen zum Schadenszustand, so können schadensbegrenzende anlageninterne Notfallmaßnahmen durchgeführt werden.

Bei ca. 90 % der Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände liegen lange Karenzzeiten und mehrere Möglichkeiten für Notfallmaßnahmen vor, also günstige Be-

Bezeichnung	Erwartungswert der Häufigkeit/a	
Betriebstransienten		
Ausfall der Hauptwärmesenke		0,5
Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung aus gemeinsamer Ursache		0,3
Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung		0,2
Überspeisungstransiente		0,2
Fehlfahren eines Turbinen- oder Umleitstellventils		0,2
Offenbleiben eines S+E-Ventils		0,1
Notstromfall		0,04
Transienten durch Lecks im Nachkühlsystem		
Leck im TH-System außerhalb SB		
Kleines Leck		$\sim 10^{-3}$
Großes Leck		$< 10^{-4}$
Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)		
Transienten mit Ausfall des hydraulischen Einschießens und des Sammeleinfahrens		$< 10^{-7}$
Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung mit Versagen der Anregung der Reaktorschnellabschaltung		$1,0 \times 10^{-6}$
Transienten mit Druck- und Temperaturabsenkung und mechanischem Versagen von 2 oder 3 benachbarten Steuerstäben infolge abhängigen Ausfalls		$4,0 \times 10^{-5}$
Transienten mit mechanischem Versagen von 4 oder mehr benachbarten Steuerstäben infolge abhängigen Ausfalls		$3,0 \times 10^{-5}$
Lecks innerhalb des SB		
Kleines Leck Speisewasserleitung	5 - 150 cm ²	$3,1 \times 10^{-3}$
Mittleres Leck Speisewasserleitung	150 - 300 cm ²	$9,0 \times 10^{-5}$
Großes Leck Speisewasserleitung	> 500 cm ²	$< 10^{-7}$
Kleines Leck Frischdampfleitung	5 - 50 cm ²	$4,3 \times 10^{-3}$
Großes Leck Frischdampfleitung	> 500 cm ²	$< 10^{-7}$
RDB Bodenleck		nicht ermittelt
Lecks außerhalb des SB		
Kleines Leck Speisewasserleitung	5 - 150 cm ²	$9,1 \times 10^{-3}$
Großes Leck Speisewasserleitung	≥ 300 cm ²	$3,5 \times 10^{-4}$
Kleines Leck Frischdampfleitung	5 - 50 cm ²	$2,9 \times 10^{-3}$
Mittleres Leck Frischdampfleitung	50 - 300 cm ²	$1,9 \times 10^{-4}$
Großes Leck Frischdampfleitung	> 500 cm ²	$< 5 \times 10^{-7}$
Lecks in Anschlußleitungen an den Reaktorkühlkreislauf außerhalb der Absperrarmaturen		nicht ermittelt
Anlageninterne Überflutung		
Leck des Nebenkühlwassersystems im Reaktorgebäude mit Überflutung von Sicherheitssystemen		$< 10^{-7}$
Brand		
Transienten durch Brand im SB		$< 3 \times 10^{-5}$
Erdbeben		
Lecks in den Frischdampfleitungen außerhalb des SB durch erdbebenbedingten Einsturz des Maschinenhauses		$< 6 \times 10^{-5}$
Erdbebeninduzierte Transienten und Kühlmittelverluststörfälle innerhalb SB		$< 6 \times 10^{-7}$
Sonstige		
Flugzeugabsturz mit Durchdringung des Reaktorgebäudes		$< 10^{-7}$
Ereignisse, verursacht durch Hochwasser, Explosionsdruckwelle und Einwirkungen vom Nachbarblock		$< 10^{-7}$

Tabelle 3.3: Auslösende Ereignisse und Häufigkeiten

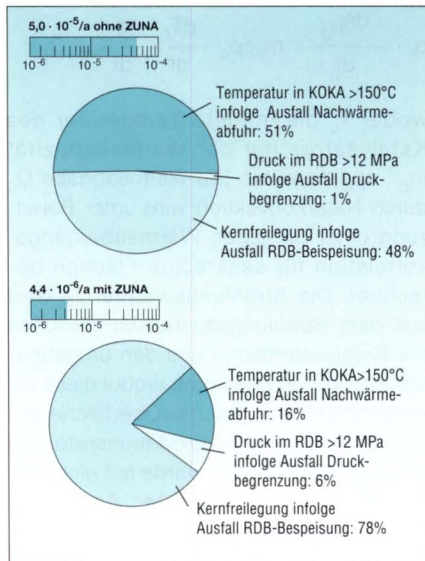


Bild 3.4: Beiträge der unterschiedlichen Anlagenzustände zur Summenhäufigkeit von Gefährdungszuständen

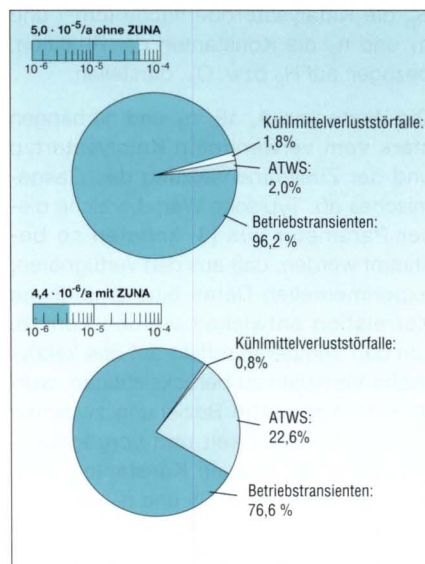


Bild 3.5: Beiträge der Ereignisgruppen zur Summenhäufigkeit von Gefährdungszuständen

dingungen für deren erfolgreiche Durchführung. Bei den übrigen ca. 10 % mit kurzen Karenzzeiten bzw. erschwerten Bedingungen bei der Diagnose ist eine geringe Erfolgswahrscheinlichkeit für die Durchführung von Notfallmaßnahmen zu erwarten.

Schlußfolgerungen

Der Schwerpunkt der Arbeiten der SWR-Sicherheitsanalyse lag bei den anlagentechnischen Untersuchungen. Bereits während der Analyse wurden wesentliche Verbesserungen der Anlagentechnik und der Prozeduren zur Störfallbeherrschung angeregt. Diese sind zum größten Teil in der Anlage verwirklicht und haben zu einer Erhöhung der Anlagensicherheit geführt. Durch die bereits realisierten und noch vorgesehenen Systemänderungen wird ein insgesamt hohes Sicherheitsniveau erreicht.

Für die Beurteilung anderer Siedewasserreaktoren liefern die Untersuchungen ebenfalls konkrete Hinweise. Durch die Analysen wurden auch Fragestellungen identifiziert, die weitere Untersuchungen und Entwicklungsarbeiten erforderlich machen.

Insgesamt hat sich die vorliegende probabilistische Sicherheitsanalyse mit ihrem systematischen Vorgehen und hohem Detaillierungsgrad als wertvolles Instrument für die Sicherheitsbewertung und als ein effizientes Mittel zur Erhöhung der Anlagensicherheit erwiesen. Sie liefert damit ein Beispiel für anwendungsnahe Forschung mit hohem, kurzfristig erreichbarem Nutzen.

*E. Kersting, Abt. Schwere Störfälle,
J. v. Linden, Abt. Zuverlässigkeit,
D. Müller-Ecker,
Abt. Neue Reaktorsysteme*

3.3 Modellentwicklung zur katalytischen Rekombination von Wasserstoff während schwerer Störfälle

Als Folge eines unterstellten schweren Störfalles in einem Kernkraftwerk können große Mengen Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter freigesetzt werden. Eine der Möglichkeiten, einer Gefährdung der Integrität des Sicherheitsbehälters durch die Bildung brennbarer Gasgemische entgegenzuwirken, besteht darin, den Wasserstoff vor Erreichen der Deflagrations- oder Detonationsgrenzen auf passive Weise katalytisch zu verbrennen. Katalytische Rekombinatoren wurden in verschiedenen Ausführungen in mehreren Versuchsständen erfolgreich erprobt. Um die Wirksamkeit solcher Rekombinator-Bleche in realen Geometrien eines Sicherheitsbehälters berechnen zu können, wurde auf der Basis von Versuchsergebnissen ein einfaches, halbempirisches Modell entwickelt. Die Vergleichsrechnungen führten zu insgesamt bereits zufriedenstellenden Ergebnissen.

Experimentelle Untersuchungen

Zusammen mit der Forschungsanlage Jülich (KFA) hat die GRS katalytische Rekombinator-Bleche auf der Basis von Paladium auf Aluminium-Blechen und einer Pd-Ni-Cu-Legierung auf SS-304-Blechen entwickelt und in zahlreichen Versuchen bei unterschiedlichsten Bedingungen untersucht [1, 2].

Auf der Grundlage der Erkenntnisse aus den KFA-Versuchen sowie des HDR-Versuchs 11-8-1 am Heißdampfreaktor (HDR) wurde das hier vorgestellte, halbempirische Modell entwickelt und an den Versuchen HDR-11-8-2 und HDR-11-7 abgesichert.

Phänomenologische Annahmen für das Modell

Die Verbrennung des Wasserstoffs an katalytischen Blechen wird von einer Vielzahl unterschiedlichster, physikalischer Vorgänge beeinflusst, wie

Gastransport

- Auftriebskräfte aus Konzentrations- und Dichteunterschieden
- Naturkonvektion aus der lokalen Aufheizung
- Diffusion
- Impuls aus Strömungsvorgängen

Energietransport

- durch Konvektion vom Blech zum Gas und zum Behälter samt Einbauten
- durch Strahlung vom Blech zum Gas und zum Behälter

Reaktionskinetik.

Um eine Beschreibung dieser teilweise sehr komplexen Vorgänge bei verbleibenden Unsicherheiten hinsichtlich der thermodynamischen Bedingungen, der geometrischen Darstellung und des angenommenen, kinetischen Modells zu umgehen, wurde in einem ersten Schritt ein kinetisches Rekombinatoremodell auf der Grundlage homogener Umgebungsbedingungen erstellt.

Modellbeschreibung

Dieses vereinfachte Modell resultiert aus der Lösung der Massen- und Energieerhaltungsgleichungen bei homogener Vermischung in der Umgebung des Katalysatorbleches, d. h. einen spezifizierten Kontrollbereich, in den H₂ und/oder Luft mit spezifizierter Massenstromrate eingespeist werden können. Die exotherme Reaktion von H₂ und O₂ an der Oberfläche des Katalysators erzeugt die Wärme q_r, die teilweise vom Katalysator-Blech aufgenommen und teilweise an die Umgebung abgegeben wird. Es gilt folgende Gleichung

$$q_r \cdot \frac{dn_{H_2}}{dt} = m_c c p_c \frac{dT_c}{dt} + \frac{d}{dt} (Q_c + Q_R),$$

wobei T_c die mittlere Temperatur des Katalysators mit der Wärmekapazität m_c · cp_c bedeutet. Die Wärmeabgabe Q_c durch Naturkonvektion wird unter Benutzung einer gängigen Wärmeübergangskorrelation für senkrechte Flächen berechnet. Die Strahlungswärme Q_R wird aus dem Strahlungsaustausch zwischen der Katalysatorfläche und den umgebenden Strukturen bestimmt, wobei diese als konzentrisch bei gleicher Oberfläche angesetzt werden. Die Oxidationsrate des Wasserstoffs dn_{H₂}/dt wurde mit einer folgendermaßen modifizierten Arrhenius-Gleichung bestimmt

$$\frac{dn_{H_2}}{dt} = A e^{-\Delta E/RT_c} (C_{H_2})^{n_1} (C_{O_2})^{n_2} \cdot S_p$$

wobei A und ΔE die Arrhenius-Konstanten sind, und C_{H₂}, C_{O₂} die mittleren Konzentrationen von H₂ und O₂ (Mole/cm³), S_p die Katalysatoroberfläche (cm²) und n₁ und n₂ die Konstanten der Reaktion, bezogen auf H₂ bzw. O₂, darstellen.

Die Werte von A, ΔE, n₁ und n₂ hängen stark vom verwendeten Katalysatortyp und der Zusammensetzung des Gasgemisches ab. Typische Wertebereiche dieser Parameter aus [3] konnten so bestimmt werden, daß aus den verfügbaren, experimentellen Daten eine empirische Korrelation entwickelt werden konnte. Um den Temperatureffekt auf das katalytische Verhalten zu berücksichtigen, wurde eine empirische Beziehung zwischen ΔE und T_c entwickelt und vorgegeben. Die Werte der übrigen Konstanten sind: A = 0,5 × 10³, n₁ = 1,05 und n₂ = 0. Einige der weiteren vereinfachenden Annahmen in diesem Modell lauten:

- das Gasgemisch wird wie ein ideales Gas behandelt,
- das Gasgemisch wird nicht überhitzt,
- die Außenwände des Versuchsbehälters verhalten sich adiabat, und die Temperaturdifferenz über die Wanddicke ist vernachlässigbar,
- das Gasgemisch nimmt Strahlungswärme weder auf noch gibt welche ab,
- im Falle nasser Zustandsbedingungen

wird angenommen, daß Dampfkondensation an den inneren Behälterwänden stattfindet, wobei die Kondensationsrate nach einem vereinfachten Modell [4] aufgrund der Diffusion des Dampfes in der Grenzschicht an den Wänden berechnet wird.

Zur Zeit wird das Modell allerdings in das Mehrzonenmodell RALOC eingebaut, um die Konvektionsvorgänge im Versuchsbehälter erfassen zu können und damit eine der wesentlichen Vereinfachungen zu vermeiden.

Modellbestätigung

Das beschriebene Modell wurde zunächst am HDR-Versuch 11-8-1 überprüft, der bei Temperaturen des Katalysators im Bereich von 100 bis 600 °C und bei H₂-Konzentrationen von 0 - 12 Vol.-% in stets feuchter Umgebung gefahren wurde. Nach geringen Modifikationen des Modells wurde auch der ähnliche Versuch 11-8-2 (etwas geringere H₂-Konzentrationen) sowie der Versuch 11-7 nachgerechnet, der mit zwei parallelen Katalysatorblechen und mehrfacher Wasserstoff- und Luftspeisung in eine ursprüngliche Dampf-Atmosphäre durchgeführt wurde.

Als wesentliche Kriterien für die Qualität des Modells werden der zeitliche Verlauf des Druckes, der Temperatur des Katalysators und der H₂-Konzentration betrachtet.

Der Druck wird in allen Fällen während der Einspeisungsphasen sehr genau wiedergegeben, lediglich in der anschließenden, ungestörten Phase des H₂-Abbaus kommt es – vermutlich aufgrund ungenügender Berücksichtigung der Kondensation des Dampfes nach dem einfachen Wärmeübergangsmodell und wegen des einfachen Raummodells – zu einer Überschätzung des Druckes. Bei Versuch 11-7 ist dieser Effekt wegen der Mehrfacheinspeisung kaum zu beobachten, so daß Versuch und Rechnung praktisch übereinstimmen (Bild 3.6).

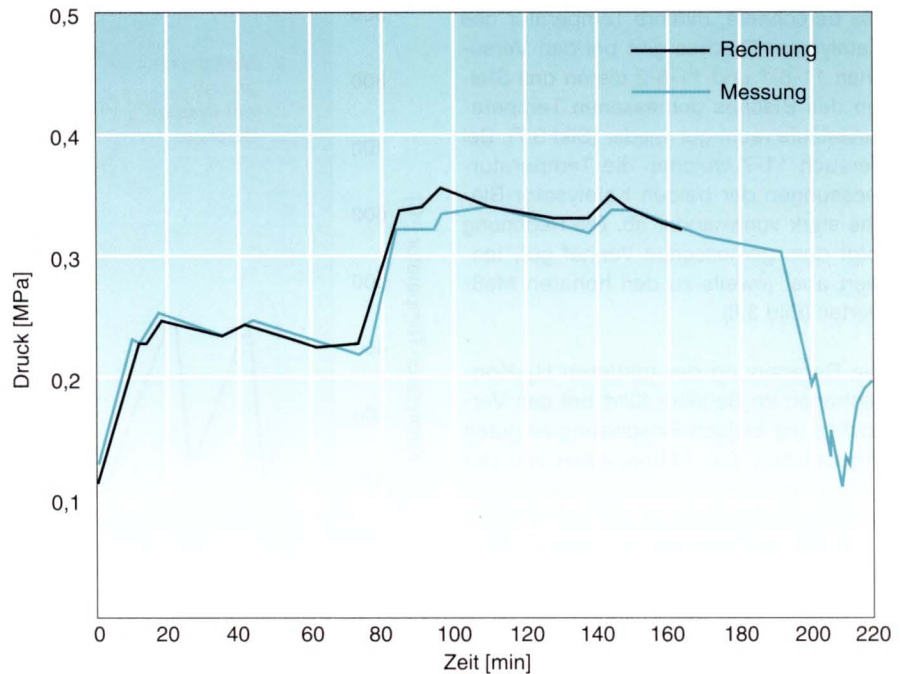


Bild 3.6: Vergleich des berechneten und gemessenen Drucks im Sicherheitsbehälter (Versuch HDR-11-7)

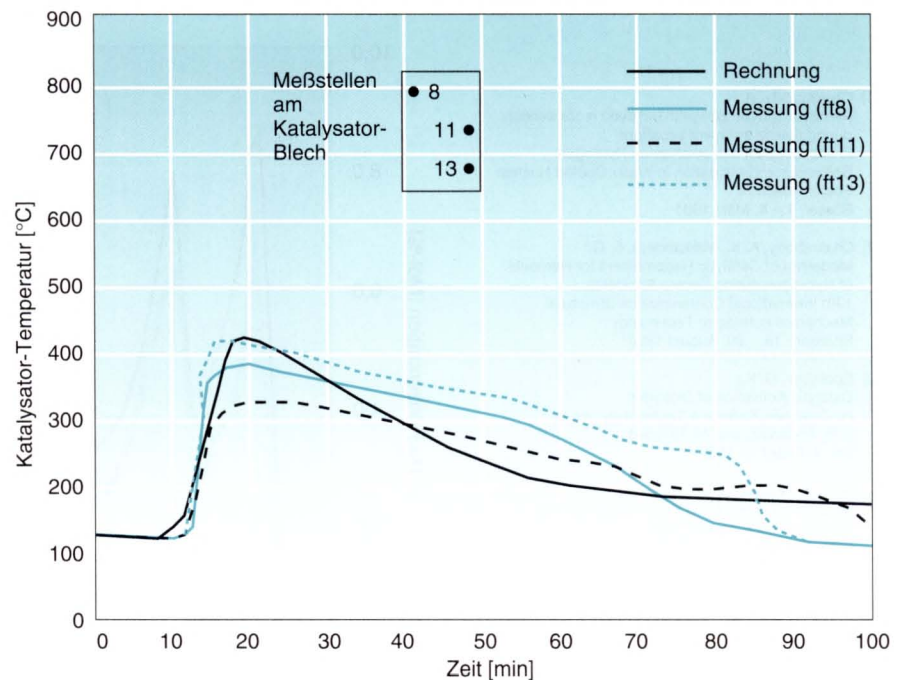


Bild 3.7: Vergleich der berechneten und gemessenen Katalysator-Temperaturen (Versuch HDR-11-8-2)

Die berechnete, mittlere Temperatur des Katalysator-Blechtes gibt bei den Versuchen 11-8-1 und 11-8-2 die an drei Stellen des Bleches gemessenen Temperaturverläufe recht gut wieder (Bild 3.7). Bei Versuch 11-7 weichen die Temperaturmessungen der beiden Katalysator-Bleche stark voneinander ab. Die Rechnung folgt dem gemessenen Verlauf gut, tendiert aber jeweils zu den höheren Meßwerten (Bild 3.8).

Die Berechnung der mittleren H_2 -Konzentration im Behälter führt bei den Versuchen mit Einfach-Einspeisung zu guten Ergebnissen. Die Abhängigkeit von der Katalysator-Temperatur ist erkennbar. Dieses gilt insbesondere für den Versuch 11-7, bei dem niedrige Katalysator-Temperaturen zu erhöhten H_2 -Konzentrationen führen und umgekehrt (Bild 3.9).

A. K. Chakraborty,
Abt. Schwere Störfälle
S. G. Markandeya,
zur Zeit zur GRS abgestellt vom
Bhabha Atomic Research Centre, Indien

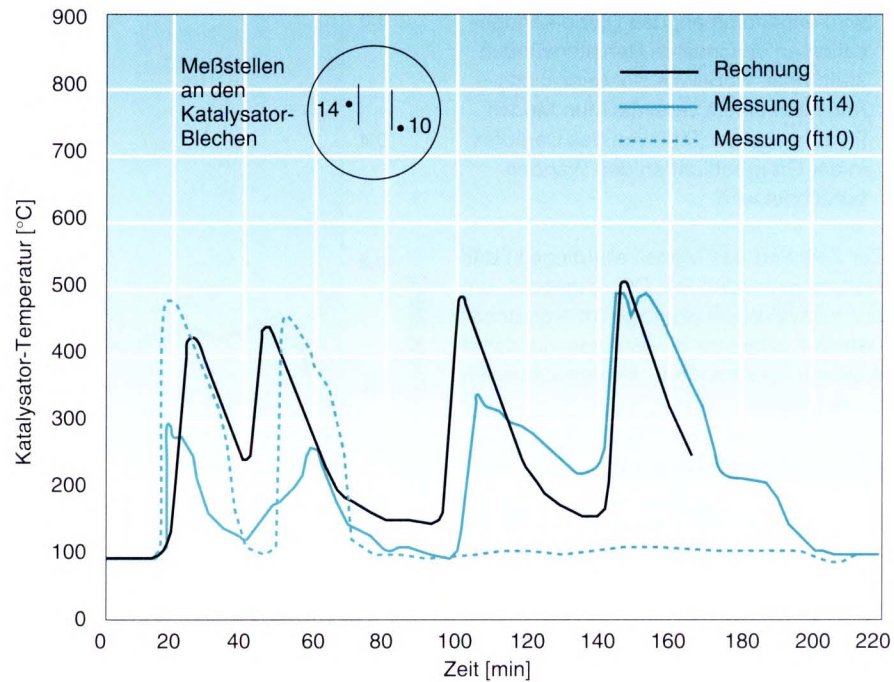


Bild 3.8: Vergleich der berechneten und gemessenen Katalysator-Temperaturen (Versuch HDR-11-7)

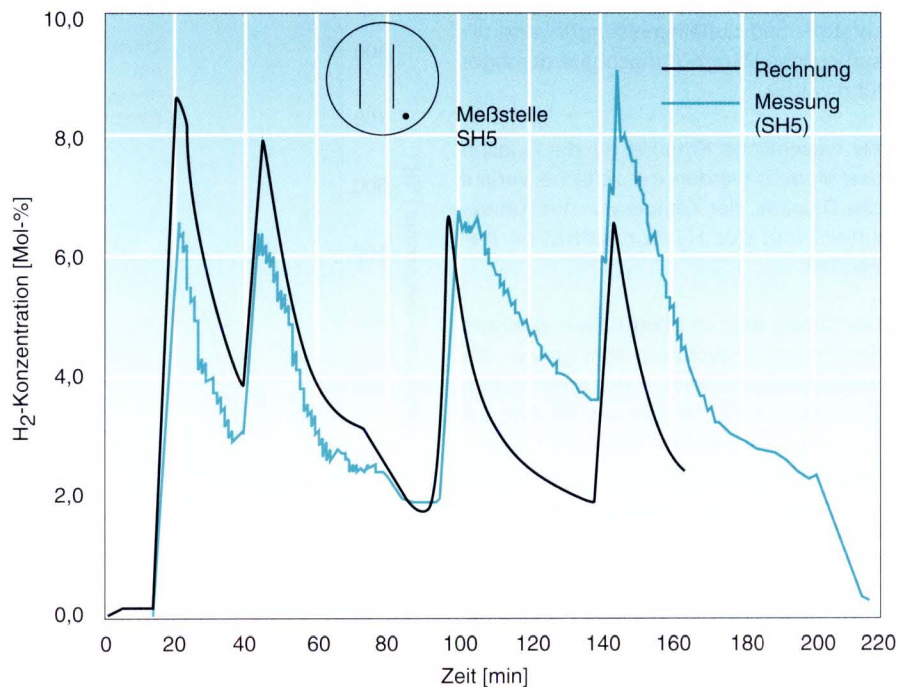


Bild 3.9: Vergleich der berechneten und gemessenen H_2 -Anteile (Versuch HDR-11-7)

- [1] Chakraborty, A. K.:
Removal of hydrogen with catalytic recombiners during severe accident situations
Proceedings of a Workshop on Hydrogen Behaviour and Mitigation in Water Cooled Nuclear Power Reactors
Büffel, 4. - 8. März 1991
- [2] Chakraborty, A. K., Markandeya, S. G.:
Modelling of Catalytic Recombiners for Removal of Hydrogen during Severe Accidents
12th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology
Stuttgart, 15. - 20. August 1993
- [3] Borekov, G. K.:
Catalytic Activation of Dioxygen
In: Catalysis-Science & Technology, ed. by J. R. Andersen, and M. Bondert,
Vol. 3, Chapt. 2, 1982
- [4] Jahn, H., Weber, G., Pham, T. V.:
Description of the MOD 2/85 versions of the RALOC-FIPLOC family, Part 1
GRS, interner Bericht, 1986

3.4 Neuere Ergebnisse zum Jodverhalten bei schweren Störfällen

Das chemische Element Jod hat bei schweren Störfällen in Kernreaktoren große Bedeutung. Von besonderem Interesse ist die Frage, 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 ist der im deutschsprachigen Raum entwickelte und eingesetzte IMPAIR-Code.

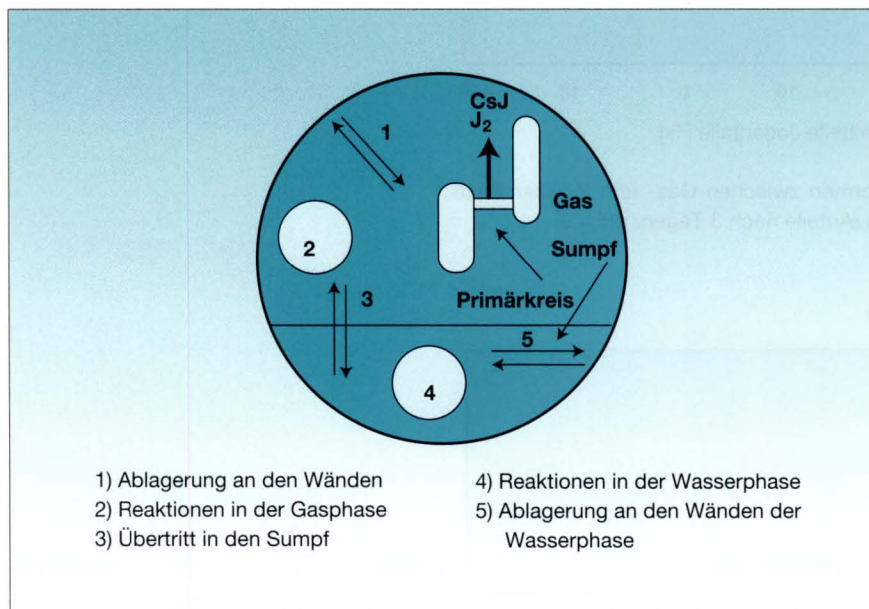


Bild 3.10: Reaktionswege des Jod im Sicherheitsbehälter

Das Jodinventar im Reaktorkern der Referenzanlage der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B, (Biblis-B, 3750 MW thermisch) kann bis zu 15 kg betragen (Abbrand: 10000, 20000, bzw. 30000 MWd/t Uran pro Kerndrittel). Dies entspricht einer Aktivität von $3,2 \times 10^{19}$ Bq. Davon entfallen $3,7 \times 10^{18}$ Bq auf das, wegen seiner Halbwertszeit von acht Tagen, radiologisch besonders wichtige Isotop J 131. Die Deutsche Risikostudie kommt zu dem Ergebnis, daß bei einem Kernschmelzunfall bis zu 83% des Kerninventars an Jod aus dem Primärkreislauf in den Sicherheitsbehälter entweichen können.

Für das freigesetzte Jod gibt es im Sicherheitsbehälter verschiedene Reaktionswege (Bild 3.10). Dabei sind die folgenden Prozesse möglich:

- Ablagerung auf den Wänden des Gasraumes,
- chemische Reaktionen in der Gasphase,
- Transport in den Sumpf,
- chemische Reaktionen in der Wasserphase,
- Ablagerung auf den Wänden des Sumpfraumes.

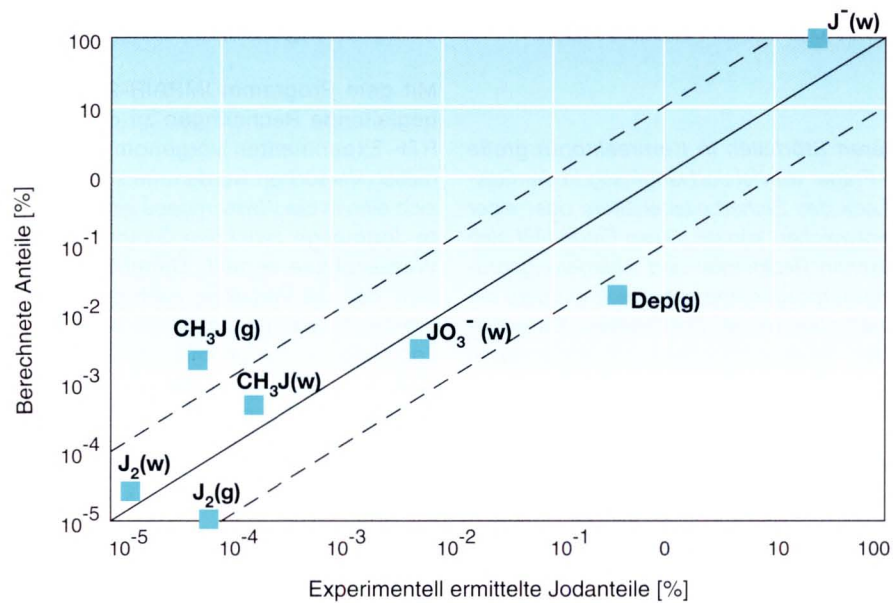
Rechnungen mit IMPAIR-2

Mit dem Programm IMPAIR-2 wurden begleitende Rechnungen zu den ACE/RTF-Experimenten vorgenommen. Bei diesen Versuchen wurde untersucht, wie sich eine in die Wasserphase eingebrachte Jodmenge zwischen Gasphase und Wasserphase verteilt. Dabei zeigte es sich, daß die Verteilung nach drei Tagen praktisch unabhängig davon ist, ob die Jodmenge in der chemischen Form von CsJ, J_2 oder CH_3J vorgelegen hat. Bild 3.11 zeigt den Vergleich von gemessenen Werten und den Berechnungen für das Experiment ACE/RTF Test#3B. Bei diesem Versuch wurde CsJ als Anfangsjodspezies verwendet. Das Diagramm zeigt den Anteil der verschiedenen Jodspezies an der Gesamtjodmenge nach einer Zeit von drei Tagen.

Um die Bedeutung einzelner Parameter für das Jodverhalten abschätzen zu können, wurden Variationsrechnungen durchgeführt. Da von besonderem Interesse ist, welcher Anteil der anfänglichen Jodmenge sich nach einigen Tagen im Gasraum des Containments befindet, wurde untersucht, wie dieser Anteil für den Zeitpunkt $t = 5$ Tage (ab dann kann von einer Gleichgewichtseinstellung ausgegangen werden) von den verschiedenen Parametern abhängig ist.

Es wurde jeweils nur ein einzelner Parameter variiert, und zwar in einem Bereich, der für Unfälle relevant ist. Alle anderen Eingabedaten und Parameter wurden aus dem Standarddatensatz unverändert übernommen.

Da schon aus früheren Rechnungen mit IMPAIR-2 bekannt war, von welcher Bedeutung der pH-Wert des Sumpfes für das Ergebnis ist, wurde zunächst der pH-Wert zwischen 5,0 und 9,0 variiert (Bild 3.12). Es zeigt sich, daß der Jodanteil in der Gasphase auch bei der Version IMPAIR-2.2 sehr stark von diesem Parameter abhängt. Während bei der Testrechnung ($pH = 5,5$) ein Anteil von 13 % in der Gasphase zu finden ist, beträgt dieser Anteil bei $pH = 5,0$ sogar 18,5 %. Dagegen nimmt er mit steigendem pH-



Wert stark ab. Am Neutralpunkt (pH = 7,0) ist der Wert auf unter 1 % gesunken (0,25 %). Im alkalischen Bereich nimmt der Anteil mit jeder Erhöhung des pH um 1 um eine Zehnerpotenz ab ($1,6 \times 10^{-4}$ bei pH = 8 und $1,5 \times 10^{-5}$ bei pH = 9).

F. Ewig, H. Friederichs
Abt. Strahlen- und Umweltschutz

Bild 3.11: Verteilung der verschiedenen Jodformen zwischen Gas- und Wasserphase beim Experiment ACE/RTF Test#3B (Anteile nach 3 Tagen, pH = 9)

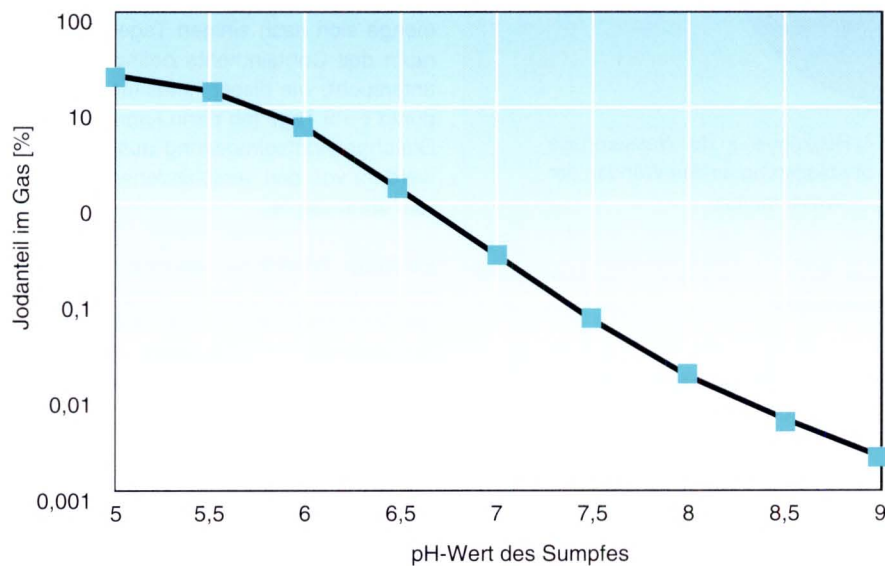


Bild 3.12: Einfluß des pH-Wertes im Sumpf auf den Jodanteil in der Gasphase nach 3 Tagen

3.5 Neuer Trend für Rechnersysteme in Kernkraftwerken

Der bisher praktizierte Rechnereinsatz in Kernkraftwerken wird von den Betreibern zunehmend als unbefriedigend empfunden. Hauptgründe dafür sind die starke Herstellerabhängigkeit und die damit verbundenen hohen Kosten bei gleichzeitiger Inflexibilität und enormem Bearbeitungsaufwand. Zudem wird eine Homogenisierung der Datenquellen angestrebt sowie eine kontinuierliche Erneuerungsmöglichkeit der Systeme. Das Institut für Sicherheitstechnologie (GmbH) hat schon seit geraumer Zeit diesen Trends Rechnung getragen, was sich nun in einer Reihe von einschlägigen Industriefeldern mit zunehmender Tendenz bemerkbar macht.

Die Lebensdauer für Kernkraftwerke wird mit 30 bis 40 Betriebsjahren angesetzt. Allgemein ist akzeptiert, daß Komponenten, die physikalischem Streß ausgesetzt sind, wie z.B. Dampferzeuger, Rohrleitungen und Pumpen, mit der Zeit erneuert werden müssen.

Daß sich die Alterung auch auf anderen, nicht so spektakulären Gebieten auswirkt, ist weniger bekannt. Als Beispiel wäre hier der gesamte „Rechnerpark“ eines Kernkraftwerkes zu nennen. Zwar werden Rechnersysteme in Deutschland auch heute noch nicht für sicherheitsrelevante Aufgaben eingesetzt, dennoch müssen sie in Genehmigungsverfahren einbezogen werden. Dies ist ein Grund dafür, warum die Innovation von Rechnersystemen in Kernkraftwerken nur zögernd voranschreitet.

Nicht so sehr vom physikalischen Streß der Rechner (obwohl auch Rechner verschleißsen können) als vielmehr von produkt-, liefer- und wartungstechnischen Problemen her sind die Betreiber heute gezwungen, ihre Systeme zu erneuern. Die Hersteller haben keine Ersatzteile mehr, es wird zunehmend teurer oder auch unmöglich, Know-how über die alten Systeme vorzuhalten; produziert werden die alten Systeme zum Teil schon seit fünfzehn Jahren nicht mehr.

Diese Situation führt dazu, daß die Betreiber grundsätzlich über neue Strategien des Rechnereinsatzes nachdenken bzw. diese bereits umsetzen. Im folgenden sollen einige Trends dargestellt werden.

Unabhängigkeit vom Hersteller

Bislang hatten die Hersteller die Neigung, ihre Produkte nach außen abzuschirmen, so daß der Anwender wegen der hohen Investitionskosten auf lange Sicht an den Hersteller gebunden war. Insbesondere die Methode, zuerst mit relativ niedrigen Anfangsinvestitionen den Zuschlag zu bekommen und dann mit Erweiterungen – die niemand sonst liefern konnte – dem Kunden hohe Preise abzufordern, wird wegen des geänderten Marktangebotes von den Anwendern nicht mehr akzeptiert. Außerdem hatten gerade die großen Hersteller immer Gesamtsysteme entwickelt, d. h. sowohl die Software als auch die Hardware, deren Entwicklungszeit weit über dem Innovationszyklus der Branche lag, und somit dem Anwender bereits nicht mehr dem Stand der Technik entsprechende Systeme geliefert. Dies betraf insbesondere die Hardware, da sie meist mit Entwicklungsbeginn festgelegt wurde.

Um einerseits diese „Monopolistenabhängigkeit“ zu vermeiden, andererseits auf dem neuesten Stand der Technik zu bleiben, soll die Software jetzt unabhängig sein von Hardware und Hersteller. Der Support soll von verschiedenen Anbietern geleistet werden können.

Homogene Rechnerwelt

Kernkraftwerke werden mit einer Rechnergrundausrüstung, meist Überwachungsrechner, geliefert. Im Laufe der Zeit stieg das Informationsbedürfnis der Betreiber. Es wurden weitere Systeme – andere Typen, teilweise andere Hersteller – nachgerüstet. Dadurch entstand eine sehr inhomogene Rechnerwelt. Daten aus verschiedenen Systemen für eine Auswertung heranzuziehen, erforderte sehr aufwendige Umsetzungsmethoden. Deshalb ist es neuerdings das Ziel, die Datenquellen zu homogenisieren (homogene Rechnerwelt) oder die Daten aus der (noch) inhomogenen Rechnerwelt zentral zu sammeln, zu homogenisieren und zu archivieren.

Kontinuierliche Erneuerung

Bislang war für ein System ein Lebenszyklus angesetzt, an dessen Ende der Komplettaustausch stand. In Zukunft soll dieser Austausch bzw. diese Erneuerung kontinuierlich stattfinden. Dies ist mit der Standardisierung von Rechnersystemen sowie der extensiven Vernetzung möglich geworden. Die Aufwärtskompatibilität ist allseits bekannt, ein Rechnertausch unter Beibehaltung der Software (mittlerweile der teurere Teil) ist mit Performanzverbesserungen verbunden.

Flexible Informationsverteilung

Der Zugriff auf Informationen, deren Verarbeitung und Auswertung soll einfach sein und am Schreibtisch des Bearbeiters stattfinden, z. B. auch zur Vermeidung von Sicherheits- und Strahlenschutzproblemen. Dies wird in Zukunft mehr und mehr über eine Vernetzung der Systeme bewerkstelligt. Als Backbone werden Ethernet und FDDI (Fibre Distributed Data Interface) eingesetzt. Gängige Protokolle (Novell IPX, DecNet LAT, etc.) kommen zur Anwendung.

Die Auswertung von Archivdaten vom Schreibtisch des Bearbeiters setzt voraus, daß ein flexibles Zugriffsinstrument vorhanden ist. Der Trend geht zu

PC-Servern mit einer SQL-fähigen Datenbank (SQL = Structured Query Language). Neuerdings erfreut sich Gupta SQL-Base großer Nachfrage. Die Daten können von Client-PC's am Arbeitsplatz abgerufen werden und bei Bedarf mit Standard-PC-Software (Microsoft EXCEL, etc.) weiterverarbeitet werden. Überhaupt zeichnet sich ein Trend zu vernetzten high-end Client-Server PC-Systemen ab. Diese Systeme bringen alle gewünschten, oben beschriebenen Voraussetzungen mit, so daß hier eine zunehmende Anwendung prognostiziert werden kann.

Sicherheit und Zuverlässigkeit

Sicherheit und Zuverlässigkeit sind in heutigen Netzen sowohl hardware- als auch softwaremäßig leicht realisierbar. Die Verlegung von redundanten Netzen, wie räumlich getrennte Glasfaserkabel etc., die einfachere Wartung bei nur noch einem Kabel sowie die mehr in die Software verlegten Überwachungs- und Testverfahren erhöhen die Sicherheit gegenüber dem früher üblichen zentralen, später aus Brandschutzgründen in mehrere "Scheiben" aufgeteilten Rangierverteiler, in dem für jeden Sensor mindestens zwei Drähte zusammenliefen. Mechanische Einwirkungen und manuelle Manipulation sind damit ausschließbar, zumindest aber nachweisbar. Selbst bei einem nur einfach ausgelegten FDDI-Ringnetz kann ein Kabel sogar an einer Stelle ganz gebrochen sein, ohne die Funktion einzuschränken. Moderne Qualitätssicherungsmethoden (ISO 9000, IEC, IEEE, etc.) insbesondere für Software werden nun nicht nur von den Behörden, sondern auch von den Betreibern selbst als ein wichtiges Instrument gesehen, um dem "Softwarewildwuchs" und den Softwareerstellung- und Wartungskosten Herr zu werden. Daß die Sicherheit damit noch erhöht wird, ist ein nicht unerheblicher Nebeneffekt.

L. Felkel

Institut für Sicherheitstechnologie GmbH,
Abt. Informationstechnologie

3.6 Auswertung von Accident-Management-Versuchen im Maßstab 1:1 (UPTF-TRAM)

Im Rahmen des TRAM-Vorhabens (Transient Accident Management) wird die Thermo-hydraulik untersucht, die im Zusammenhang mit Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes steht. Dabei steht die Frage der Wirksamkeit dieser Maßnahmen im Vordergrund. Versuchsanlage ist die Upper Plenum Test Facility (UPTF), die weitgehend die primärseitigen Strömungswege eines KWU-Druckwasserreaktors im Originalmaßstab nachbildet.

Das UPTF-TRAM-Vorhaben gliedert sich in drei große Versuchsgruppen. In der ersten Gruppe werden Grundlagenversuche und den anlageninternen Notfallschutz unterstützende Versuche durchgeführt. Gegenstand der zweiten Gruppe sind Versuche zum anlageninternen Notfallschutz. In der dritten Gruppe werden Versuche, die dem Bereich schwere Störfälle zuzuordnen sind, zusammengefaßt.

fern ein Versuch mit vergleichbarem Versuchsziel vorliegt, und
– die experimentellen Daten in Form von Korrelationen aufbereitet und für die Entwicklung und Verifikation des Thermo-hydraulik-Rechenprogramms ATHLET bereitgestellt.

In der Versuchsspezifikationsvorgabe werden der Hintergrund und das Versuchs-

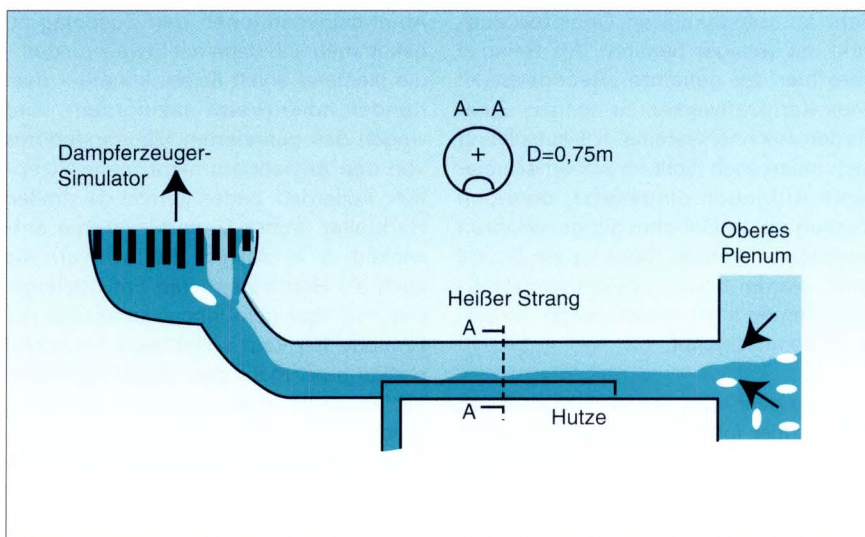


Bild 3.13: Phänomene im heißen Strang und in den angrenzenden Komponenten am Ende des zweiphasigen Naturumlaufs

Bei diesem Projekt nimmt die GRS die analytische Begleitung des Versuchsvorhabens wahr. Zu den einzelnen Versuchen werden

- Spezifikationsvorgaben erstellt und mit Siemens abgestimmt,
- phänomenologische Auswertungen der Versuche durchgeführt,
- eine analytische Kopplung zur Integralversuchsanlage PKL-III hergestellt, so-

ziel erläutert. Die sicherheitstechnische Relevanz der Versuchsergebnisse wird dabei umrissen. Darüber hinaus war zu den Spezifikationsvorgaben die Frage zu klären, wie, ausgehend vom Störfallzenario, Strömungsparameter der Realanlage in repräsentative Versuchsparameter bei niedrigerem Druck (maximaler Versuchsdruck in der UPTF-Anlage 2MPa) umzusetzen sind.

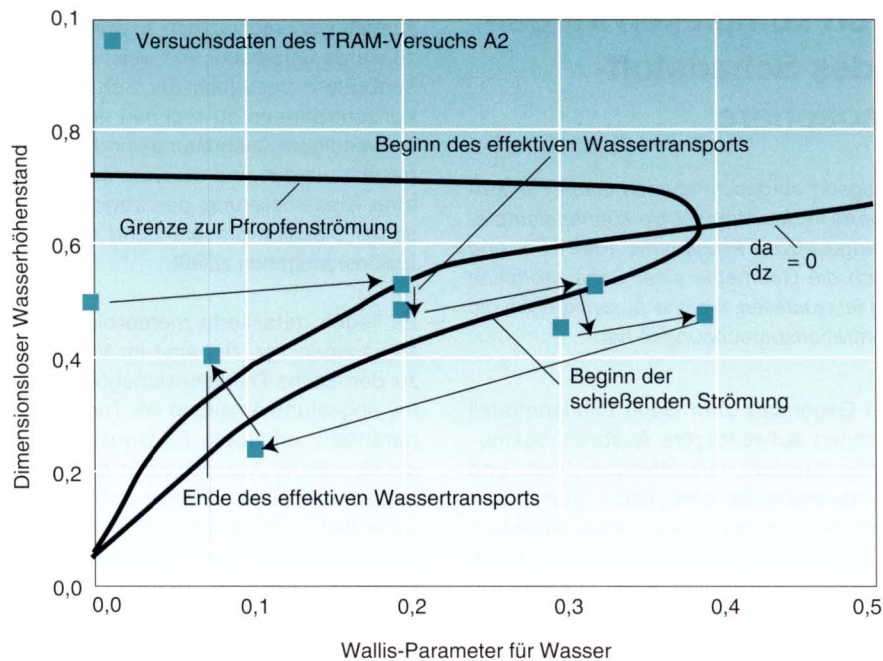


Bild 3.14: Bereiche der verschiedenen Strömungsformen

Im Rückblick auf Untersuchungen, die im Rahmen des 2D/3D-Projekts im heißen Strang an der UPTF-Anlage durchgeführt wurden (UPTF-Versuche 11 und 26), wurden die Wallis-Parameter für Dampf und Wasser als Skalierungsparameter erkannt und daher vorrangig in den TRAM-Versuchen als Ansatz genommen. Diese Parameter korrelieren sowohl den Gleich- und Gegenstrom von Dampf und Wasser als auch den Strömungsprozeß des Regimewechsels von Schichten- zur Pfropfen- bzw. Schwallströmung.

Am Beispiel des Einzeleffektversuchs zum Regimewechsel im heißen Strang unter den Bedingungen des zweiphasigen Naturumlaufs (TRAM-Versuch A2, ein Einzeleffektversuch, der der ersten Versuchsgruppe zuzuordnen ist) wird im folgenden gezeigt, welche Erkenntnisse Versuchsanlagen im Originalmaßstab gegenüber im Maßstab verkleinerten Anlagen liefern.

Da in einer realen Komponente wie dem heißen Strang räumliche Effekte dominieren, wurde im Vorfeld der Versuche da-

von ausgegangen, daß gängige Korrelationen nur eingeschränkt für eine Vorhersage der Strömungsformen anwendbar sind. Die Versuchsanlage UPTF ist aufgrund der 1:1-Darstellung dieser Komponente in der Lage, die Zweiphasen-Phänomene in ihrer räumlichen Erstreckung richtig darzustellen (Bild 3.13).

Die phänomenologische Versuchsauswertung dieses Versuchs [1] zeigte als überraschendes Ergebnis, daß zwei deutlich voneinander unterscheidbare Wassertransportmechanismen im heißen Strang sichtbar werden, die jedoch nicht mit dem erwarteten Umschlag der Strömungsform von der Schichten- zur Schwallströmung in Verbindung stehen. Weitergehende Auswertungen des Versuchs ergaben hierzu, daß der Wechsel im Transportmechanismus durch die Ausbildung eines Wasserspiegelgefälles vom oberen Plenum zum heißen Strang eingeleitet wird. Dieses Gefälle setzte sich innerhalb des heißen Stranges fort.

Im Fall des TRAM-Versuchs A2 wird aus den vorliegenden experimentellen Er-

kennnissen und der sich daran anschließenden analytischen Betrachtung ersichtlich, daß die bisherige Modellvorstellung über den Impulsaustausch zwischen Dampf und Wasser hinsichtlich der Ausbildung von Strömungsformen im heißen Strang zu revidieren ist. Eine Weiterentwicklung dieser Modellvorstellung unter Einbeziehung von Impulstermen, die aus den lokalen Druckunterschieden im Strömungsquerschnitt resultieren, führt schließlich zu einer Strömungskarte, die eine Zuordnung der experimentellen Befunde zu verschiedenen Strömungsformen auch für den heißen Strang ermöglicht.

In Bild 3.14 wird der Wasserhöhenstand über dem Wallis-Parameter für Wasser (dimensionsloser Wasservolumenstrom) aufgetragen. Anhand der entwickelten Modellvorstellung lassen sich Linienzüge berechnen, die Zustände verschiedener Strömungsform trennen. Die Versuchsdaten des TRAM-Versuchs A2 sind in diesem Diagramm als Quadrat eingetragen. Es zeigt sich, daß sich alle Versuchsdaten unterhalb der obersten Linie befinden. Das bedeutet, daß nach dieser Modellvorstellung die Ausbildung von Wasserpfropfen nicht möglich ist. Dies steht in Übereinstimmung mit den Beobachtungen im Versuch. Darüber hinaus läßt das Diagramm erkennen, daß ein Wechsel im Wassertransportmechanismus an der vorhergesagten Linie bei

$\frac{da}{dz} = 0$ (Ausbildung eines horizontalen Wasserspiegels) im Versuch stattfindet.

Die entwickelte und an den Versuchsergebnissen verifizierte Modellvorstellung (Linienzüge in Bild 3.14) wird zur Weiterentwicklung des Rechenprogramms ATHLET bereitgestellt.

P. Draeger, H. G. Sonnenburg
Abt. Programmentwicklung Kühlkreislauf

[1] Sonnenburg, H. G.; Palazov, V. V.:
Arbeiten der GRS zur Vorbereitung und Auswertung der UPTF-TRAM-Versuche, aufgezeigt am Beispiel TRAM A2.
In: GRS-Broschüre zur UPTF-Fachtagung IV, 25. März 1993

3.7 Aussagegenauigkeit von komplexen Modellen zur Beschreibung des Schadstofftransportes in der Atmosphäre

Im Gegensatz zu dem in Regelwerken überwiegend vorgeschriebenen Gauß-Fahnenmodell zur Beschreibung des Schadstofftransportes in der Atmosphäre können komplexere Rechenmodelle – wie die in der GRS eingesetzten Programme RIMPUFF und LASAT – den Turbulenzzustand und damit auch die Geometrie einer Schadstofffahne kontinuierlich beschreiben. Dabei ist es wichtig festzustellen, welche Auswirkungen die Ungenauigkeit der Eingabedaten auf die Konzentrationsberechnungen hat.

Modelle zur Beschreibung des Schadstofftransportes in der Atmosphäre werden eingesetzt, um Schadstoffkonzentrationen in Abhängigkeit von Ort und Zeit zu bestimmen. Die Genauigkeit, mit der die Schadstoffkonzentrationen berechnet werden können, hängt wesentlich ab von

- der Komplexität des Ausbreitungsmodells, also z. B. der Möglichkeit, die Höhenabhängigkeit der Turbulenzstruktur oder die Leitwirkung orographischer Hindernisse auf das atmosphärische Strömungsfeld berücksichtigen zu können und
- der Genauigkeit der Eingabedaten der Modelle, die aus unterschiedlich komplexen meteorologischen Messungen abgeleitet werden können.

In Regelwerken wird zur Berechnung des Schadstofftransportes überwiegend die Anwendung des Gauß-Fahnenmodells vorgeschrieben (z. B. [1]). In diesem Modell wird die atmosphärische Turbulenz, die die Ausdehnung einer Schadstoffwolke mit der Zeit bewirkt, durch die Einführung von Diffusionskategorien beschrieben. Die Diffusionskategorien werden aus meteorologischen Messungen abgeleitet. Häufig werden dazu Beobachtungen von Wetterstationen (sogenannte synoptische Beobachtungen) herangezogen, selten sind detailliertere Daten verfügbar. Den Diffusionskategorien werden Ausbreitungsparameter zugeordnet, die die Verbreiterung einer Schadstofffahne als Funktion der meteorologischen Bedingungen in sechs unterschiedlichen Fahngeometrien festlegen.

Im Gegensatz zum Gauß-Fahnenmodell können aufwendigere Ausbreitungsmodelle räumlich veränderliche Wind- und Turbulenzfelder berücksichtigen, die in der Realität durch die Wechselwirkung der Strömung mit der inhomogenen Struktur der Erdoberfläche auftreten. In der GRS werden hierzu z. B. das Gauß-Puff-Modell RIMPUFF [2] oder das Lagrange Partikelmodell LASAT [3] eingesetzt. Die Turbulenzparametrisierung zur Beschreibung des diffusiven Schadstofftransportes kann bei diesen Modellen unabhängig von Diffusionskategorien als Funktion gemessener meteorologischer Parameter, wie Temperaturgradient und Windgeschwindigkeit, erfolgen. Der prinzipielle Vorteil, den diese Art der Turbulenzparametrisierung gegenüber der Verwendung von Diffusionskategorien hat, liegt in der Fähigkeit, den Turbulenzzustand der Atmosphäre und damit auch die Geometrie einer Schadstofffahne kontinuierlich, d. h. unabhängig von Diffusionskategorien, zu beschreiben.

Bezüglich der Qualität der Eingabedaten für aufwendigere Ausbreitungsmodelle sind zwei Anwendungssituationen zu unterscheiden:

- Aufgrund eingeschränkter Datenverfügbarkeit ist lediglich eine Turbulenzbeschreibung über Diffusionskategorien möglich. Der jeweiligen Diffusionskategorie müssen repräsentative Turbulenzparameter zugeordnet werden. Ein Zuordnungsschema, wie es beispielsweise in [4] angegeben wird, resultiert in einer Klassenbreite der Turbulenzparameter, die sich auf nachfolgende Kon-

zentrationen auswirkt. Hierzu wurde untersucht, mit welchen Klassenbreiten bezüglich der Schadstoffkonzentrationen zu rechnen ist, wenn aufwendigere Ausbreitungsmodelle eingesetzt werden und die Datenbasis nur eine Klassifizierung der atmosphärischen Stabilität entsprechend den Diffusionskategorien zuläßt.

- Es liegen detaillierte meteorologische Messungen vor, die eine im Vergleich zu den sechs Diffusionskategorien feiner abgestufte Ableitung der Turbulenzparameter erlauben. Es wurde untersucht, welche Auswirkungen die Messgenauigkeit dieser Größen auf die Unsicherheit in der Bestimmung der Turbulenzparameter bzw. der Schadstoffkonzentrationen hat.

In beiden Fällen ist es wichtig, abschätzen zu können, welche Auswirkungen die Ungenauigkeit der Eingabedaten auf Konzentrationsberechnungen mit fortgeschrittenen Ausbreitungsmodellen hat. Das in der GRS entwickelte Programmpaket SUSA (Software System for Uncertainty and Sensitivity Analysis, zusammenfassend beschrieben in [5]), wurde eingesetzt, um festzustellen, welche Schwankungsbreiten in den berechneten Konzentrationen zu erwarten sind, wenn die Eingabedaten für die Rechenmodelle RIMPUFF und LASAT lediglich in der Klassenbreite einer Diffusionskategorie bekannt sind.

In Bild 3.15 ist die Entfernungsabhängigkeit des bodennahen Kurzeitenausbreitungsfaktors unter der Fahnenachse beispielhaft für die Diffusionskategorie D (60 m Freisetzungshöhe) dargestellt. Der Kurzeitenausbreitungsfaktor ist ein Maß für die nach einer Freisetzung auftretende Konzentration am Erdboden. Die übereinander angeordneten dünner gezeichneten Punkte geben für die jeweilige Quelldistanz die Schwankungsbreite der Ergebnisse des Gauß-Puff-Modells RIMPUFF und die dicker gezeichneten Punkte diejenigen des Partikelmodells LASAT wieder. Die Ergebnisbandbreiten beider Modelle stimmen sehr gut überein. Zusätz-

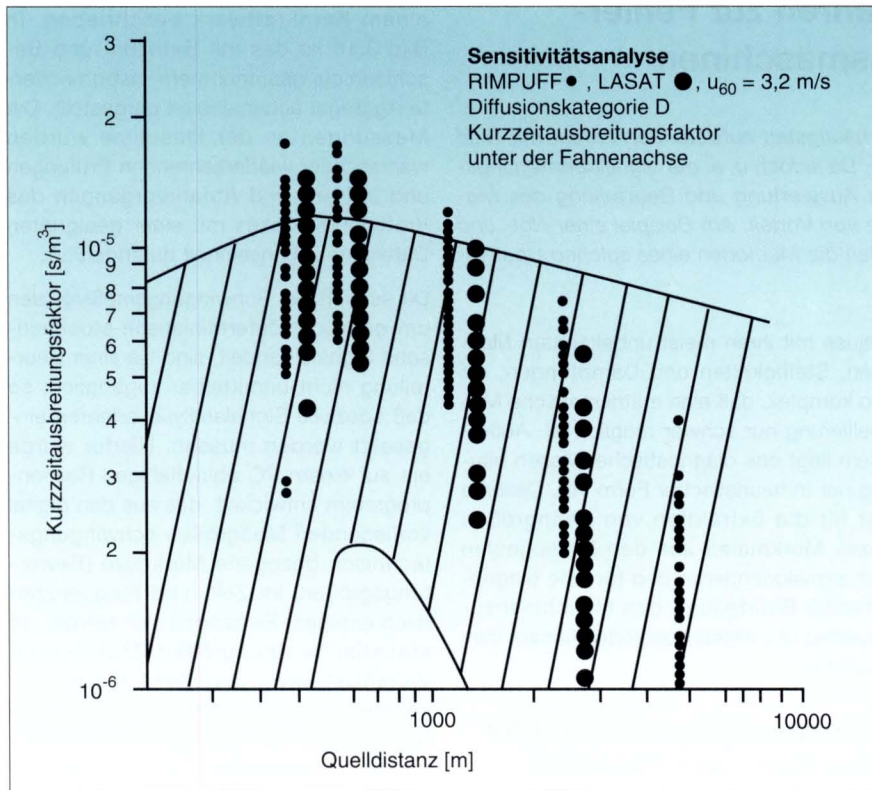


Bild 3.15: Entfernungsabhängigkeit der Unsicherheitsbandbreite der mit den Ausbreitungsmodellen RIMPUFF und LASAT ermittelten bodennahen Kurzeitenausbreitungsfaktoren. Schraffiert eingetragen ist der experimentell am Kernforschungszentrum Karlsruhe ermittelte Bereich von Kurzeitenausbreitungsfaktoren

lich wurde durch Schraffur derjenige Bereich von Kurzeitenausbreitungsfaktoren gekennzeichnet, der sich in den Karlsruher Ausbreitungsexperimenten [6] ebenfalls für die Diffusionskategorie D und eine Freisetzungshöhe von 60 m ergeben hat. Die Bandbreite der mit den Modellen RIMPUFF und LASAT ermittelten Ergebnisse liegt im gleichen Größenbereich wie die Streuung der in den Tracerexperimenten ermittelten Konzentrationsverteilungen.

Daraus läßt sich folgern, daß die untersuchten Modellansätze geeignet sind, mittlere (d. h. den vorgegebenen sechs Diffusionskategorien entsprechende) Verhältnisse angemessen zu beschreiben, denn die Meßdaten und die berechneten

Schadstoffkonzentrationen stimmen gut überein. Da die Bandbreiten möglicher Schadstoffkonzentrationen innerhalb einer Diffusionskategorie recht groß sind, sollten bei Einzelfallbetrachtungen meteorologische Messungen (z. B. Turbulenzmessungen oder eine Kombination aus Temperaturgradient und Windgeschwindigkeit) direkt als Eingabedaten für die Ausbreitungsmodelle verwendet werden. In [5] wurde u. a. gezeigt, daß mit Ausnahme extremer Wettersituationen, die z.B. durch Windstille gekennzeichnet sind, die Meßgenauigkeit von Temperaturgradient und Windgeschwindigkeit ausreicht, um die notwendigen Eingabedaten für die Modelle RIMPUFF und LASAT in einer feineren Auflösung zu bestimmen, als es durch die Klassifizierung

in Diffusionskategorien der Fall ist. Hierdurch wird die Unsicherheit nachfolgend berechneter Konzentrationen reduziert.

R. Martens, K. Maßmeyer
Abt. Strahlen- und Umweltschutz

- [1] Störfallberechnungsgrundlagen (SBG) für die Leitlinien des BMI zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit DWR gemäß § 28 Abs. 3 StriSchV Bundesanzeiger Nr. 245a vom 31.12.1983, Beilage 59/83
- [2] Mikkelsen, T., Larsen, S. E., Thykier-Nielsen, S.: Description of the Risoe puff diffusion model Nuclear Technology, Vol. 67, 1984
- [3] Janicke, L.: LASAT-1A Demonstrationsprogramm, Version 1.04 für Atari ST Dornier System, Friedrichshafen, 1987
- [4] Tagliuzucca, M., Nanni, I.: An atmospheric diffusion classification scheme based on the Kazanski-Monin stability parameter Atmospheric Environment, Vol. 17, 1983
- [5] Maßmeyer, K., Martens, R., Hofer, E., Krzykacz, B.: Untersuchungen zur Verifizierung von komplexen Modellen zur Beschreibung des Schadstofftransportes GRS, interner Bericht, Köln, 1993
- [6] Thomas, P., Dilger, H., Hübschmann, W., Schüttelkopf, H., Vogt, S.: Experimental determination of atmospheric dispersion parameters at the Karlsruhe Nuclear Research Center for 60 m and 100 m emission heights, Part 1: Measured data KfK 3090, Karlsruhe, 1981

3.8 Wissensbasierte Verfahren zur Fehlerdiagnose an Rotationsmaschinen

Bei Rotationsmaschinen lassen sich die am häufigsten auftretenden Fehler mit Hilfe von Schwingungsmeßsignalen diagnostizieren. Da jedoch u. a. die Signalübertragungswege oftmals sehr komplex sind, ist für die Auswertung und Beurteilung des Maschinenzustandes ein wissensbasierter Ansatz von Vorteil. Am Beispiel einer Not- und Nachkühlpumpe in einem Kernkraftwerk werden die Methoden eines solchen Überwachungskonzeptes beschrieben.

Der Einsatz von neuen Informationsverarbeitungssystemen in Kombination mit konventionellen Analyse- und Rechenmethoden hat inzwischen in vielen Bereichen der Technik und in der Produktion immer mehr an Bedeutung gewonnen. Im Bereich der Überwachungstechnik von Maschinen und Aggregaten sind es vor allem Analyse- und Diagnosesysteme, die zur Früherkennung von Fehlfunktionen oder zur Aufdeckung von sonst nicht erkannten Funktionsminderungen herangezogen werden.

Technische Diagnosesysteme wurden und werden auf der Grundlage der unterschiedlichsten theoretischen und methodischen Ansätze entwickelt. Zu diesen zählen Systemidentifikations- und Parameterschätzverfahren, Mustererkennungsverfahren, wissensbasierte Systeme unter Einsatz von diversen Programmierparadigmen (z.B. Deduktionssysteme, objektorientierte und semantische Ansätze), künstliche neuronale Netze, genetische Algorithmen und unscharfe (fuzzy) Logiken, um nur die wichtigsten zu nennen. Die Anwendung der jeweiligen Theorie oder Methodik ist stark problemabhängig (domänen-spezifisch) und im praxisnahen Forschungs- und Entwicklungsbereich auch bestimmt durch die Verfügbarkeit von Entwicklungs- und Unterstützungswerkzeugen. Außerdem überlappen sich die methodischen Ansätze zum Teil bzw. werden für reale Anwendungen kombiniert, so daß sogenannte hybride Systeme entstehen.

Die am häufigsten an Rotationsmaschinen auftretenden Fehler lassen sich mit Hilfe von Schwingungsmeßsignalen diagnostizieren. Allerdings sind die Signalübertragungswege, z. B. Welle-Lager-Ge-

häuse mit ihren meist unbekanntesten Massen, Steifigkeiten und Dämpfungen, oft so komplex, daß eine mathematische Modellierung nur schwer möglich ist. Außerdem liegt das diagnostische Wissen häufig nur in heuristischer Form vor. Deshalb ist für die Extraktion von Kenngrößen bzw. Merkmalen aus den Meßsignalen ein signalorientierter und für eine diagnostische Beurteilung des Maschinenzustandes ein wissensbasierter Ansatz vorzuziehen.

Überwachungskonzept für eine Not- und Nachkühlpumpe

Das auf diesen Methoden beruhende Überwachungskonzept wird beispielhaft für eine Not- und Nachkühlpumpe in

einem Kernkraftwerk beschrieben. In Bild 3.16 ist das mit Betriebs- und Beschleunigungsaufnehmern instrumentierte Aggregat schematisiert dargestellt. Die Messungen an der Maschine wurden während der wiederkehrenden Prüfungen und bei An- und Abfahrvorgängen des Kraftwerksblockes mit einer geeigneten Datenakquisitionseinheit durchgeführt.

Da es sich bei Schwingungsmeßsignalen um gemischt deterministisch-stochastische Signale handelt, sind sie einer Beurteilung nicht unmittelbar zugänglich, so daß spezielle Signalanalyseverfahren eingesetzt werden müssen. Hierfür wurde ein auf einem PC ablauffähiges Rechenprogramm entwickelt, das aus den digital vorliegenden Meßgrößen schwingungstechnisch bezogene Merkmale (Bewertungsgrößen) im Zeit- und Frequenzbereich ermittelt. Es handelt sich hierbei um statistische Kenngrößen (Mittelwerte, Varianzen usw.), aus der Literatur bekannte oder durch Normen festgelegte Bezugswerte (z.B. VDI-Richtlinien, k-Faktor) und um Kenngrößen, die aus den Spektraldichtefunktionen der Signale berechnet werden (Leistungen in verschiedenen Frequenzbändern). Eine Einbeziehung unterschiedlicher Merkmale in den Beurteilungsprozeß ist deshalb sinnvoll,

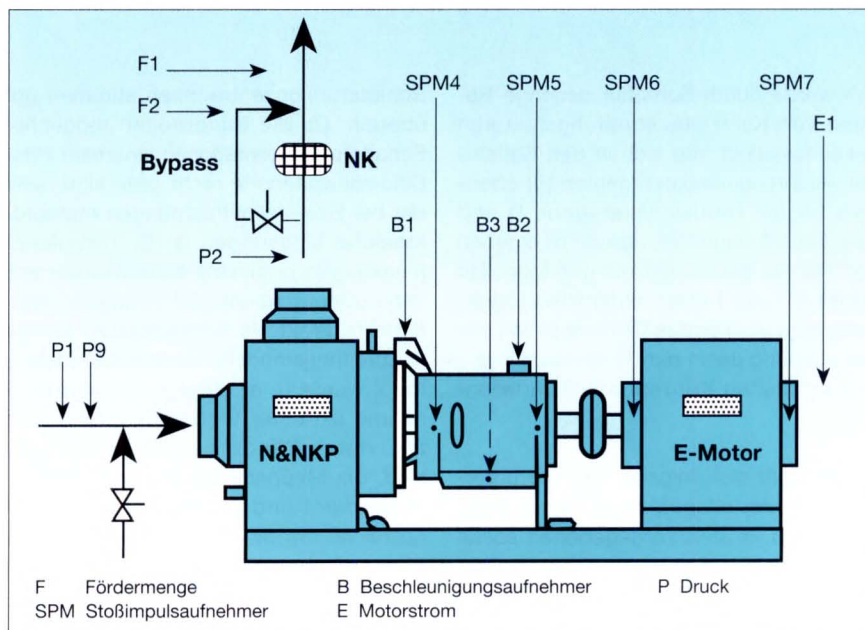


Bild 3.16: Instrumentierung der Not- und Nachkühlpumpe

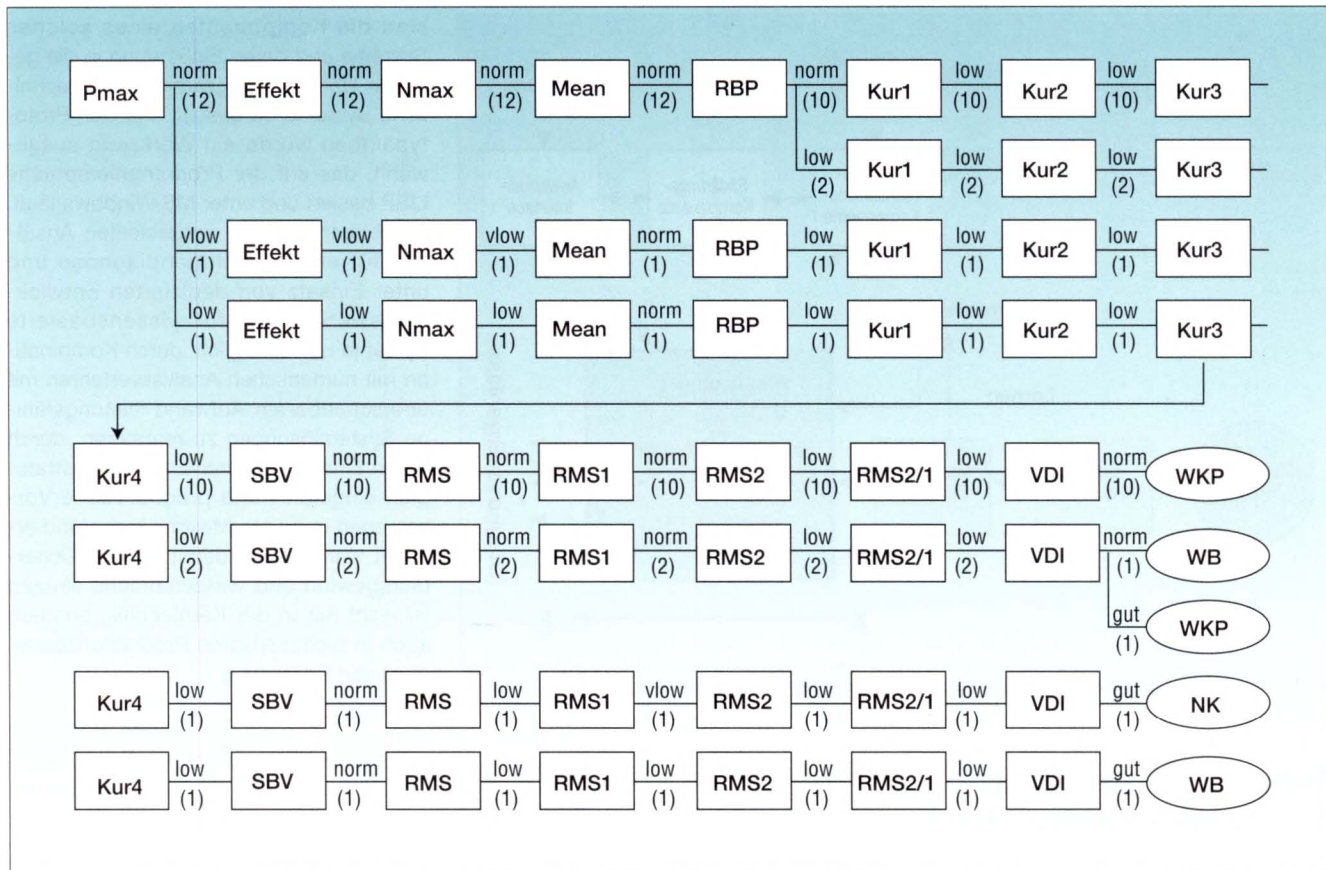


Bild 3.17: Entscheidungsbaum für Signal B1

da die Sensitivität der Einzelmerkmale gegenüber zu detektierenden Fehlern an bestimmten Maschinenkomponenten (z.B. Lagern) mehr oder weniger ausgeprägt sein kann.

Die mit Hilfe dieser Merkmalsgrößen abgeleitete Bewertung des Pumpenzustandes diente zur Konzeption einer wissensbasierten Überwachungsstrategie und zur Entwicklung eines Prototyps für das zugehörige Fehlerdetektionssystem. Der wissensbasierte Ansatz gliedert sich hierbei in zwei sich konzeptionell ergänzende Entwurfsstufen: die Entwicklung eines Entscheidungsbaumverfahrens, das zu den fallbasierten Schlußfolgerungsmethoden zu rechnen ist, und – darauf aufbauend – die Generierung einer aus Produktionsregeln bestehenden Wissensbasis.

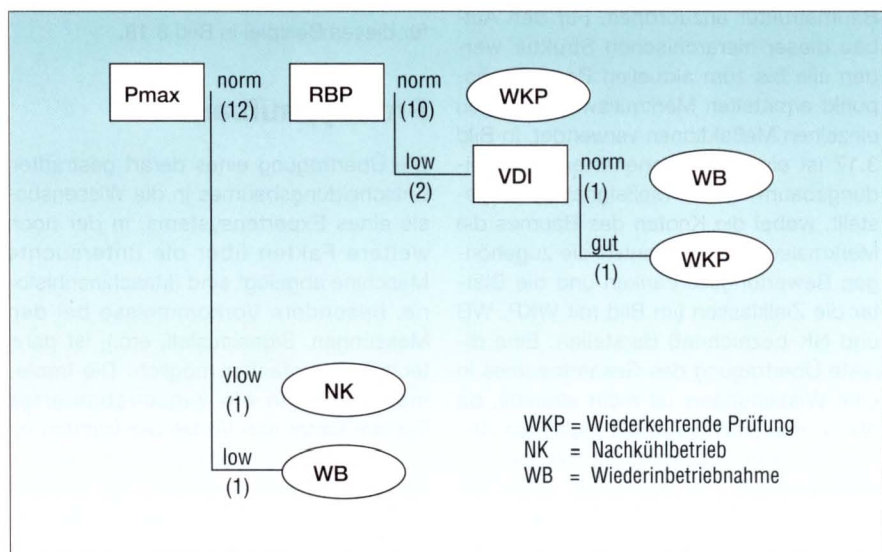


Bild 3.18: Optimierter Entscheidungsbaum

WKP = Wiederkehrende Prüfung
 NK = Nachkühlbetrieb
 WB = Wiederinbetriebnahme

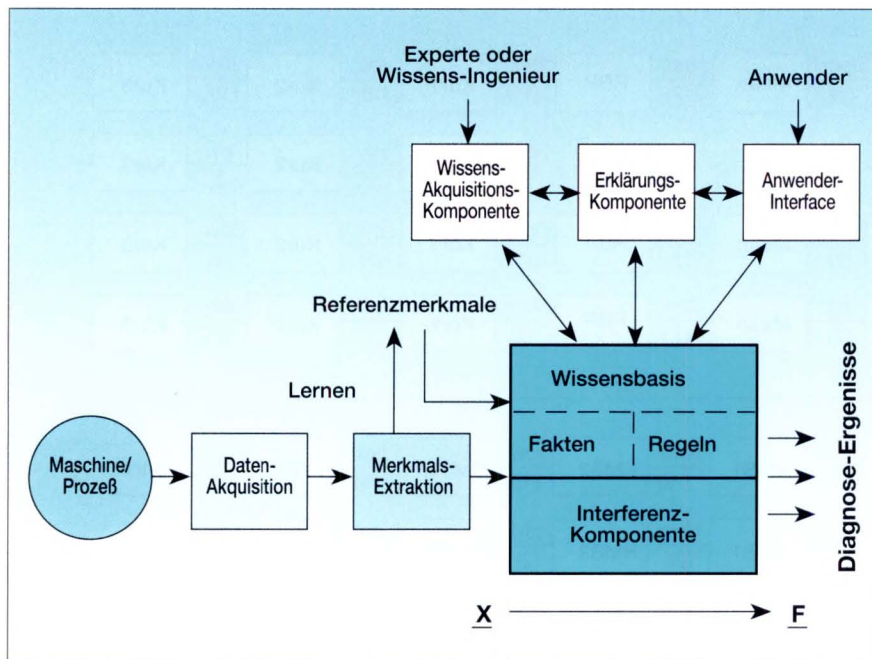


Bild 3.19: Wissensbasiertes Diagnosesystem für Rotationsmaschinen

Entscheidungsbaumverfahren zur Wissensakquisition

Das Entscheidungsbaumverfahren erlaubt es zunächst, die logischen Zusammenhänge der aus den Meßsignalen ermittelten Merkmalsgrößen, unter Einbeziehung von oberen und unteren Schrankenwerten, rechnergestützt in einer Baumstruktur anzuordnen. Für den Aufbau dieser hierarchischen Struktur werden alle bis zum aktuellen Beurteilungspunkt ermittelten Merkmalswerte bei den einzelnen Meßaktionen verwendet. In Bild 3.17 ist ein derart generierter Entscheidungsbaum für das Meßsignal B1 dargestellt, wobei die Knoten des Baumes die Merkmalswerte, die Kanten die zugehörigen Bewertungsschranken und die Blätter die Zielklassen (im Bild mit WKP, WB und NK bezeichnet) darstellen. Eine direkte Übertragung des Gesamtbaumes in eine Wissensbasis ist nicht sinnvoll, da die zu implementierenden logischen Abhängigkeiten in Anbetracht der Vielzahl der Merkmale und Meßkanäle sowie der zu differenzierenden unterschiedlichen Betriebszustände des Aggregates während der einzelnen Messungen schnell

kombinatorisch "ausufer" würden. Mit Hilfe eines Optimierungsverfahrens, das auf den Baum angewandt wird, werden redundante Knoten, d. h. Knoten, die keine neue diagnostische Information zu ihren Vorgängern in der Hierarchiestruktur erbringen, entfernt. Für die Entscheidungsfindung (Klassifikation) bei einer aktuellen Messung wird dann nur noch der optimierte Baum benutzt, dargestellt für dieses Beispiel in Bild 3.18.

Prototypaufbau

Die Übertragung eines derart gestrafften Entscheidungsbaumes in die Wissensbasis eines Expertensystems, in der noch weitere Fakten über die untersuchte Maschine abgelegt sind (Maschinenhistorie, besondere Vorkommnisse bei den Messungen, Signalausfall, etc.), ist dann technisch einfacher möglich. Die Implementierung in ein wissensbasiertes System bietet den Vorteil der leichten inkrementellen Erweiterbarkeit, der Erklärungsfähigkeit des erreichten Schlußfolgerungsprozesses und der Berücksichtigung von symbolisch dargestelltem Wissen in der Wissensbasis. In Bild 3.19

sind die Komponenten eines solchen Systems und deren Einbindung in die gestellte Überwachungsaufgabe für technische Systeme dargestellt. Für den Prototypaufbau wurde ein Werkzeug ausgewählt, das auf der Programmiersprache LISP basiert und unter MS Windows läuft. Aufbauend auf den vorgestellten Ansätzen für eine Maschinendiagnose und unter Einsatz von dedizierten Entwicklungswerkzeugen für wissensbasierte Systeme ist es möglich, durch Kombination mit numerischen Analyseverfahren mit überschaubarem Aufwand leistungsfähige Systemlösungen zu realisieren, durch deren Einsatz präventive Wartungsstrategien eingeführt und prognostische Vorhersagen über den Maschinenzustand erreicht werden. Der damit erzielte Sicherheitsgewinn und wirtschaftliche Nutzen ist nicht nur in der Kerntechnik, sondern auch in nichtnuklearen Produktionsbereichen von Bedeutung.

Y. Ding, E. Sädler
 Institut für Sicherheitstechnologie GmbH,
 Abt. Leittechnik

Sicherheitsanalyse und Betriebsbewertung

4

4.1 Betriebserfahrung mit Leittechnikbaugruppen der SWR-Baulinie 69 am Beispiel KKP-1

Zum Aufbau einer generischen Wissensbasis wertet die GRS die Betriebserfahrung in deutschen Kernkraftwerken aus. In den deutschen Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 unterscheidet sich die Leittechnik von der in Druckwasserreaktoren; bisher lag dafür keine ausgewertete Betriebserfahrung vor. Deshalb wurde für das Kernkraftwerk Philippsburg 1 (KKP-1) eine anlagenspezifische Auswertung der Betriebserfahrungen mit den dortigen leittechnischen Ausrüstungen vorgenommen und die Ausfallraten von 25 verschiedenen Kartentypen ermittelt und ingenieurtechnisch bewertet.

Randbedingungen der Auswertung

Aus der im Kernkraftwerk Philippsburg vorliegenden Anlagendokumentation zu leittechnischen Einrichtungen – für die Meßtechnik wird die Gerätefamilie TKK von Hartmann & Braun und im Steuerungssystem die GEAMATIC der AEG eingesetzt – wurden anlagenspezifisch Zuverlässigkeitsdaten für unterschiedliche Kartentypen für das Zeitintervall 1981 bis 1990 ermittelt. Die Methoden, die in der GRS für die Auswertung von Betriebserfahrungen entwickelt wurden, sind in [1] beschrieben.

Die Dokumentation der Instandhaltungsmaßnahmen, die in erster Linie zur Organisation der Arbeitsabläufe im Kraftwerk verwendet wird, wurde zur Generierung der benötigten Zuverlässigkeitskenngrößen ausgewertet. Dabei besteht die besondere Schwierigkeit, die Vollständigkeit für Vorgänge, die teilweise zehn Jahre zurückliegen, zu gewährleisten, was jedoch mit Hilfe redundanter Datenquellen weitgehend gelingt. Dies bedingt allerdings einen hohen Arbeitsaufwand, der aber oftmals notwendig ist, um eine belastbare Datenbasis zu schaffen.

In der Dokumentation zur Instandhaltung der leittechnischen Einrichtungen werden häufig nur die ausgefallenen Bauelemente festgehalten. Deshalb mußten Festlegungen getroffen werden, um aus den zur Verfügung stehenden Informationen die Ausfallarten der betroffenen Karte zu bestimmen. Hierzu wurden z.B. bei defektem Transistor ein Kurzschluß vom Kollektor zum Emitter oder bei defekter Entkoppel-Diode eine Unterbrechung angenommen.

Für ausgewählte Kartentypen wurden die Ausfälle nach Vorgaben der Systemanalyse in Prozentanteile für „Signalausfälle“ und „Fehlsignale“ aufgeteilt, allerdings nur dann, wenn die vorhandene Informationstiefe der Dokumentation dies zuließ. Welche Ausfallmechanismen als Signalausfall oder Fehlsignal gewertet wurden, ist für jeden Kartentyp separat festgelegt worden.

Quantitative Ergebnisse

Es wurden Ausfallraten für 25 verschiedene Kartentypen mit insgesamt ca. 10 140 Karten ermittelt. Auf diese Karten entfielen im Beobachtungszeitraum insgesamt ca. 3000 Instandhaltungsdokumente, die zu bewerten waren. Wenn auf der Leittechnikkarte mehrere Teilschaltungen vorhanden sind (z.B. auf der Karte XPO74 sind 8 Odegratter vorhanden), beziehen sich die Ergebnisse auf eine Teilschaltung. Die Ergebnisse liegen je nach Kartentyp zwischen 5×10^{-5} 1/h und 2×10^{-8} 1/h. Der Unterschied von mehr als zwei Größenordnungen zeigt, daß für eine realistische Betrachtung von leittechnischen Einrichtungen eine kartenspezifische Bewertung der vorhandenen Betriebserfahrung notwendig ist.

Ingenieurtechnische Bewertung

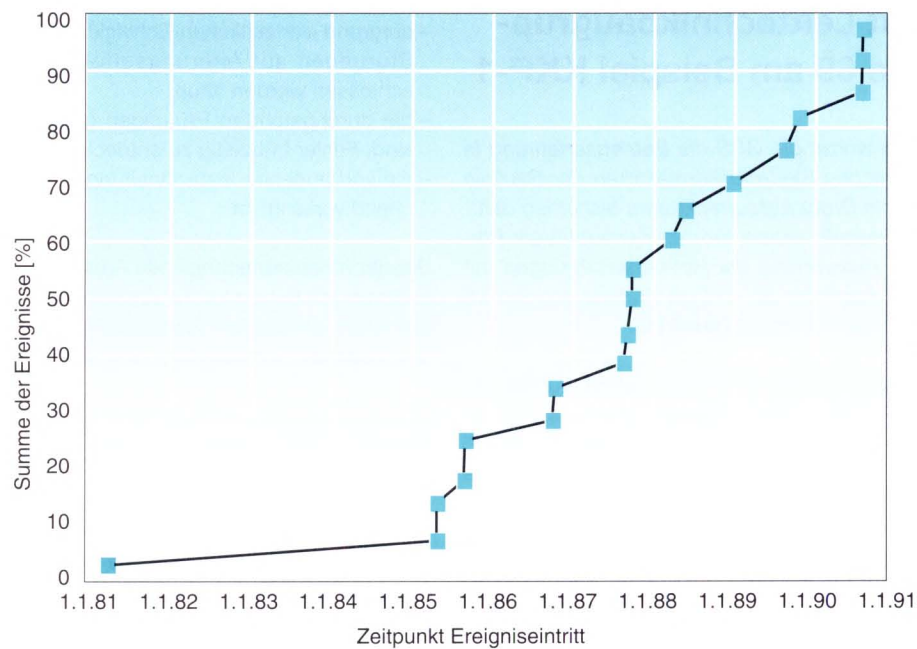
Neben der frequentistischen Auswertung wird bei jeder Auswertung von Betriebserfahrungen die vorhandene Datenbasis ingenieurtechnisch analysiert. Dabei wird z. B. untersucht, ob – eventuell für bestimmte Komponenten-
gruppen gemeinsam verursachte Ausfall- (GVA-)Ereignisse bzw. GVA-Verdacht vorliegen,

- aufgrund der zeitlichen Entwicklung der Störungen auf Alterungseffekte geschlossen werden muß,
- die durchgeführten Prüfungen geeignet sind, Fehler frühzeitig zu entdecken,
- die vorbeugende Instandhaltung ausreichend wirksam ist.

Bei der ingenieurtechnischen Analyse der Erfahrungen mit den untersuchten Karten der oben genannten Gerätefamilie wurden folgende Auffälligkeiten festgestellt:

Bauteilausfälle auf mehreren Kartentypen in gleicher oder ähnlicher Weise

- Ein 47nF-Keramikkondensator ist in den Siebschaltungen der Netzteile der Baugruppen TKKG 14 und TKKT 11 im Zeitbereich von 1982 bis 1987 häufig ausgefallen. Die Ausfälle führen jeweils zum Ausfall eines Meßkanals der in der Regel mehrkanalig aufgebauten Messung. Ein gleichzeitiger Ausfall mehrerer Kanäle wurde nicht beobachtet. Ab 1983 wurde mit dem systematischen Austausch der Keramikkondensatoren auf allen betroffenen Kartentypen begonnen.
- Die am häufigsten aufgetretene Störungsursache an den untersuchten Kartentypen ist der Ausfall der Ausgangstransistoren. Diese Ausfälle sind an sechs Kartentypen in ähnlicher Weise aufgetreten (XPB93, XPB97, XPG70, XPH70, XPN70, XPT71). Diese Ausfallart ist auf die Schaltungsausführung zurückzuführen, da die Ausgänge des Leittechniksystems GEAMATIC 1150 nicht kurzschlußfest ausgeführt sind.
- Ein Ausfall der Überwachungsschaltung der Kartensicherung wurde mehrfach beobachtet. Diese Störungen wurden nicht bei der Ermittlung der Kenngrößen für die Hauptfunktion berücksichtigt. Trotzdem muß dieser Schadensmechanismus als Schwachpunkt an den Kartentypen XPA92, XKU96, XKU97 und XKU98 angesehen werden. Eine Überwachungseinrichtung sollte zuverlässiger sein als die Kartenfunktion, die durch sie überwacht wird.



Alterungsverhalten von Kartentypen

Bei den Kartentypen XPB93 (Bild 4.1) und XPS90 (Bild 4.2) ist in der 2. Hälfte des Beobachtungszeitraumes eine erhöhte Ereignisdichte eingetreten, die möglicherweise durch einen zeitlichen Alterungseffekt verursacht worden ist. In beiden Fällen sollte das weitere Ausfallverhalten beobachtet werden, um zu klären, ob wirklich ein Alterungseffekt vorliegt.

H. Heinsohn, C. Versteegen
Abt. Betriebsauswertung

[1] GRS Fachgespräch 1992, Fachvorträge Sitzung A und B
 „Ermittlung der Zuverlässigkeitskenngrößen für unabhängige Ausfälle“

Bild 4.1: Summenhäufigkeit der Ereignisse an den Signalisierungsgliedern XPB93

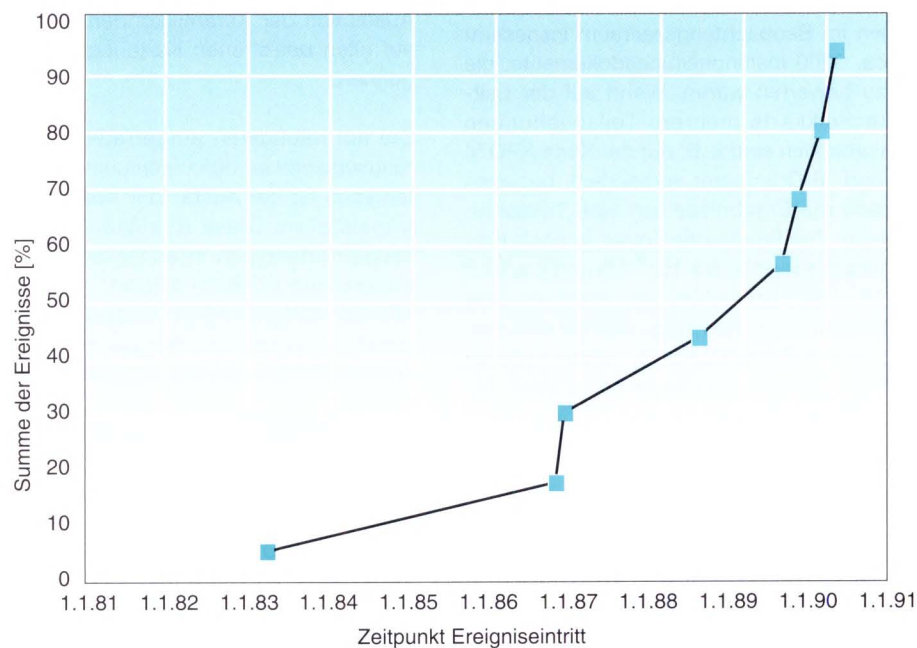


Bild 4.2: Summenhäufigkeit der Ereignisse an der Umschaltspeicherkarte XPS90

4.2 Datenbank-Programm zur Untersuchung und Bewertung von radiologischen Altlasten

Im deutschen Einigungsvertrag ist als besondere Aufgabe des Bundes die Ermittlung der bergbaubedingten Umweltradioaktivitäten in der ehemaligen DDR festgeschrieben. Es ergibt sich somit die Verpflichtung für den Bund mit Zuständigkeit beim Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), die radioaktiv belasteten Flächen zu identifizieren und radiologisch zu bewerten. Dazu ist eine sehr große Menge an Informationen unterschiedlichster Art zu erfassen und auszuwerten. Die GRS ist vom BfS beauftragt worden, eine Altlasten-Datenbank (Altlastenkataster) einzurichten, die es ermöglichen soll, aktuelle Situationsbewertungen der betroffenen Gebiete abzugeben.

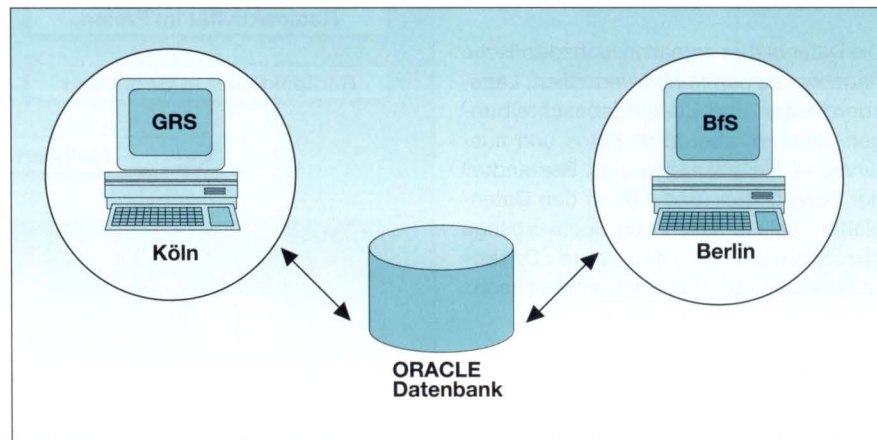


Bild 4.3: Dezentrale Zugriffsmöglichkeit auf die Datenbank

Anforderungen an das Datenbank-Programm

Datenbanken sind Informationsspeicher. Die Informationen aber gezielt abzurufen, sie nach bestimmten Kriterien zusammenzustellen oder eine Bewertung der Informationen durchzuführen, erfordert ein programmtechnisches Werkzeug, an das je nach Aufgabenstellung unterschiedliche Anforderungen gestellt werden.

Beim Altlastenkataster ergibt sich eine besondere Anforderung an das Datenbank-Programm durch die diversitäre Programm-Anwendung. Die Nutzung der Datenbank erfolgt nicht zentral an einer Stelle; vielmehr wird über ein Netzwerk von verschiedenen Städten aus (z.B. Berlin, Köln) auf die Datenbank zugegriffen (Bild 4.3), wobei die Anwender Fachleute auf den Gebieten der Geologie, Meteorologie und des Strahlenschutzes sind, aber nicht unbedingt Datenbankspezialisten.

Die einfache Bedienungsweise des Programms, selbst bei komplexen Fragestellungen an das Altlastenkataster, ist eine Voraussetzung dafür, die Datenbank effektiv nutzen zu können.

Realisierung der Datenbank

Um die riesigen Datenmengen auch im Netzwerkbetrieb angemessen verarbeiten zu können, hat die GRS sich für das relationale Datenbanksystem ORACLE entschieden. Der Zugriff auf die im Netzwerk-Server abgelegten Daten erfolgt durch Personal Computer. Hier ergibt sich die Möglichkeit, unter Nutzung von WINDOWS ein Datenbank-Programm mit Hilfe von ORACLE-Card zu erstellen, das mit grafischer Benutzeroberfläche und Maussteuerung den Anforderungen an die Benutzerfreundlichkeit gerecht wird.

Bestimmte Fragestellungen an das Altlastenkataster treten routinemäßig auf, z. B. verschiedene Häufigkeitsverteilungen oder Übersichtsdarstellungen wesentlicher Bewertungsgrößen. Hier bietet das Datenbank-Programm an, Listen nach auszuwählenden Kriterien zusammenzustellen und auch grafische Darstellungen zu erzeugen (Bild 4.6). Es besteht eine DDE-Schnittstelle, über die zur Weiterverarbeitung der Informationen Grafikprogramme oder Tabellenkalkulationen direkt eingebunden werden können.

Zur Bewertung der Informationen des Altlastenkatasters wurden bestimmte Schemata entwickelt, bei denen verschiedene Kriterien abgefragt werden, die dann zu einer Zuordnung der Objekte zu einzelnen Bewertungsklassen führen. So lassen sich Aussagen gewinnen, die als Entscheidungshilfe dienen für Sanierungsmaßnahmen bei radioaktiv belasteten Gebieten.

Bild 4.5: Informationen über ein ausgewähltes Objekt via Bildschirm

Ausgabe Objekte Stammdaten 8

Flächen- Nummer:	14	Bezeichnung:	Halde Türkschacht (Schacht 83)	
Reg.-Nr.:	1401224000	Objektart:	HLDABGWGF BHO	
		Verifiziert am:	21-OCT-92	GRS-Nr. 4047

Ortsdosisleistung Gammastrahlung				
Meßgerät:	Szintomat 6134	Eichung auf Verdf. Reust.	J	
Geräte-Nr.:	73403	Datum der Eichung:	06-OCT-92	
Anzahl Messungen:	36			
Minimaler Einzelwert:	125	(nGy/h)		
Maximaler Einzelwert:	830	(nGy/h)		
Durchschnittswert:	359	(nGy/h)		
Repr. Meßwert des gezogenen Umfeldes:	120	(nGy/h)		

Neu
Zurück
Anfang
↶
↷






Bild 4.6: Routinemäßige Fragestellungen

Das Altlasten-Datenbank-Programm ist ein wertvolles Instrument geworden, um den Bundes- und Länderbehörden eine Einschätzung der regionalen und lokalen bergbaubedingten Strahlensituation zu ermöglichen, damit kommunale und betriebliche Planungen vorbereitet werden können, die für die wirtschaftliche Entwicklung in den betroffenen Gebieten Bedeutung haben, aber auch aus gesundheitlichen Vorsorgegründen dringend geboten sind.

*K. Gewehr
Abt. Brennstoffkreislauf*



Bild 4.7: Verwendung radioaktiv-kontaminierter Schlacke beim Haus- und Straßenbau

4.3 Arbeitsschutz beim An- und Abfahren einer Chemieranlage

Bei der Herstellung des Sprengstoffs Nitroglykol ergeben sich aufgrund seiner Empfindlichkeit gegen mechanische Einflüsse und seiner Detonationsfähigkeit besondere Anforderungen bei Produktion und Handhabung. Im Auftrag der Bundesanstalt für Arbeitsschutz wird von der GRS mit Hilfe der Fehlerbaumanalyse untersucht, wo Verbesserungsmöglichkeiten beim An- und Abfahren einer solchen Anlage aufgezeigt werden können.

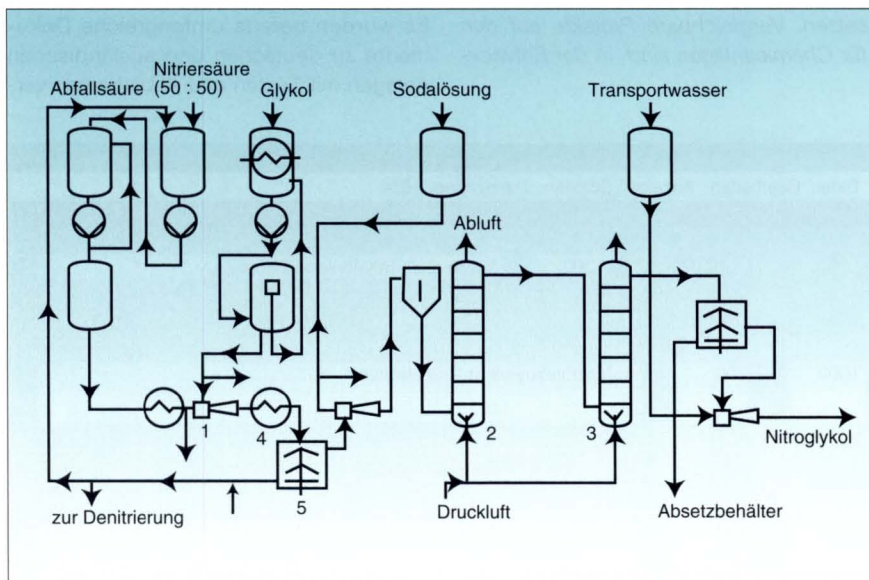


Bild 4.8: Wesentliche Verfahrensschritte zur Herstellung von Nitroglykol nach dem Injektorverfahren

„Untersuchungen zum Arbeitsschutz beim An- und Abfahren einer Anlage zur Herstellung von Nitroglykol“ ist der Titel der Studie, die von der GRS im Auftrag der Bundesanstalt für Arbeitsschutz durchgeführt wird. Dabei handelt es sich um eine Anlage zur Herstellung des Sprengstoffs Nitroglykol nach dem Injektorverfahren, das schematisch in Bild 4.8 gezeigt und nachfolgend kurz erläutert wird.

Eine Mischung aus Schwefel- und Salpetersäure reagiert im Injektor „1“ mit Glykol zu Nitroglykol, das anschließend in den Waschkolonnen „2“ und „3“ neutralisiert und von dort ins Lager gefördert wird. Bedingt durch die Stoß-, Reib- und Schlagempfindlichkeit von Nitroglykol und seine Detonationsfähigkeit ergeben sich

besondere Anforderungen bei der Herstellung und Handhabung. Insbesondere ist bei der Produktion ein Säureüberschuß sicherzustellen und eine Obergrenze der Reaktionstemperatur einzuhalten, damit es nicht zur Explosion kommt.

Die Anlage wird mehrfach am Tag an- und abgefahren, wobei jeweils eine Reihe von Operateureingriffen erforderlich ist, bei denen gleichzeitig einige der Sicherheitssysteme außer Funktion gesetzt werden.

Aufbauend auf einer umfassenden qualitativen Sicherheitsuntersuchung, bei der vorwiegend das PAAG Verfahren (Prognose, Auffinden der Ursachen, Abschätzen der Auswirkungen, Gegenmaßnahmen) verwendet und Störfallberichte aus der Sprengstoffindustrie ausgewertet wurden,

wird eine Fehlerbaumanalyse durchgeführt. Bei der Quantifizierung der Fehlerbäume wird auf Zuverlässigkeitskenngrößen zurückgegriffen, die einige Jahre zuvor in derselben Anlage erhoben wurden.

Es stellte sich heraus, daß Fehler beim An- und Abfahren nur in wenigen Fällen zum Störfall während des An- und Abfahrens selbst führen; vielmehr bereiten sie im allgemeinen das Terrain für einen Störfall bei der nachfolgenden Produktion. Dies liegt daran, daß beim Injektorverfahren praktisch nur diejenigen Mengen an Nitriersäure und Glykol im Reaktionsraum vorhanden sind, die miteinander reagieren, und deshalb die Reaktion sofort beendet ist, wenn die Glykolfuhr abgeschaltet wird.

Im Rahmen der Arbeiten, die zu Beginn des Jahres 1994 abgeschlossen werden, ist bislang schon eine Reihe von Verbesserungsvorschlägen für die Meldung von Störungen auf der Warte vorgelegt worden, die der Betreiber bereits verwirklicht hat. Darüber hinaus wurde eine experimentelle Untersuchung angeregt. Durch sie soll geklärt werden, ob nach Ausfall des Produktkühlers „4“ das Nitroglykol als Folge erhöhter Temperatur im Separator „5“ bei den dort auftretenden mechanischen Belastungen explodieren kann.

U. Hauptmanns, J. Rodriguez
Abt. Industrieanlagen

4.4 Technische Anlagen-Dokumentation

Das Projekt "Technische Dokumentation anlagenbezogener Informationen" (TECDO-online) hat die Aufgabe, Informationen zur Bewertung und Beantwortung sicherheitstechnischer Fragestellungen schnell und umfassend an die Arbeitsplätze der Experten zu transportieren. Mit TECDO-online wurde ein Informations-Management-System aufgebaut, das die Anforderungen an eine zeitgemäße Anlagen-Dokumentation, einschließlich Hintergrundinformationen und Know-how-Sicherung, erfüllt. Eine moderne Text-Image-Verarbeitung erlaubt die Massenverarbeitung sehr umfangreicher Texte mit Abbildungen und die anwenderfreundliche Benutzung des Systems. TECDO-online wurde als offenes System konzipiert und umgesetzt. Die zugrundeliegende Philosophie läßt sich auch für andere Anwendungen einsetzen. Vergleichbare Projekte auf den Gebieten Brennstoffkreislauf, Entsorgung und für Chemieanlagen sind in der Entwicklung bzw. Planung.

Schwerpunkte von TECDO-online sind

- zentrale Sammlung, dv-technische Aufbereitung und sachliche Auswertung von anlagenspezifischen und sonstigen technischen Informationen aller Art im Volltext mit Abbildungen,
- dezentrale und anwenderfreundliche Bereitstellung der Informationen am Arbeitsplatz der Experten.

Systemmanagement

In Zusammenarbeit mit dem Bereich Datenverarbeitung wurden im Berichtszeitraum wichtige Neuerungen und Systemverbesserungen umgesetzt:

- Das Relationale Datenbank-Management-System (RDBMS) ORACLE mit der Volltextverarbeitung SQL-TextRetrieval und das Image-Management-System FastFind zur zusätzlichen Bildverarbeitung bis zum Format DIN A0 wurden implementiert und in Betrieb genommen.
- TECDO-online wurde hard- und softwareseitig in eine moderne Client/Server-Architektur integriert.
- Das System wurde in die für die Anwender gewohnte MS-Windows-Oberfläche am PC eingebunden.

Das RDBMS ORACLE arbeitet mit dem SQL-Standard (Structured Query Language). Als sogenanntes „offenes System“ ermöglicht es mit entsprechenden Werkzeugen (z.B. SQL-Forms) die Programmierung von speziellen Benutzerführungen und -oberflächen (Menüs) als Eigenentwicklungen, beispielsweise

4.10), wie

- schnelles Blättern in umfangreichen Dokumenten, die seitenweise als Images gespeichert sind,
- Zoomfunktionen, d.h. Bildausschnittsvergrößerungen,
- Navigieren in großformatigen Zeichnungen bis DIN A0.

Datenmanagement

Es wurden bereits umfangreiche Dokumente zu deutschen und ausländischen Anlagen mit Texten und Abbildungen ver-

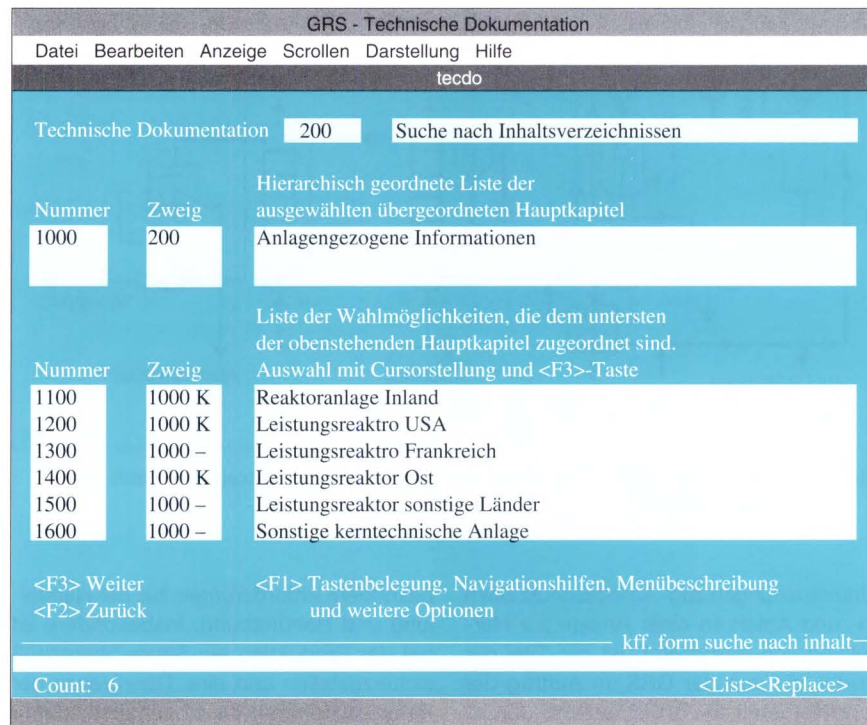


Bild 4.9: Strukturierter Suchpfad über Inhaltsverzeichnis

- vereinfachte Suchabläufe für gelegentliche Anwender über Funktionstasten,
- strukturierte Suchansätze über Inhaltsverzeichnisse (Bild 4.9),
- menügesteuerte Volltextsuche.

Als Image-Management-System wurde FastFind eingeführt, das in der GRS erstmals in die ORACLE-Umgebung eingebunden werden konnte. Damit sind in TECDO-online moderne Anwendungen der Bildverarbeitung umgesetzt (Bild

arbeitet. Dazu gehören unter anderem

- Sicherheitsberichte, Systembeschreibungen, Betriebsgutachten, Quicklook Reports, Betriebshandbücher, Krisen- und Notfallunterlagen, Genehmigungsbescheide, Schulungsunterlagen, Technische Berichte, GRS-Arbeitsergebnisse (GRS-Berichte, GRS-A-Berichte, Weiterleitungsnachrichten), NRC Information Notices, nationale und internationale Regeln und Richtlinien (10CFR, KTA-Regeln),

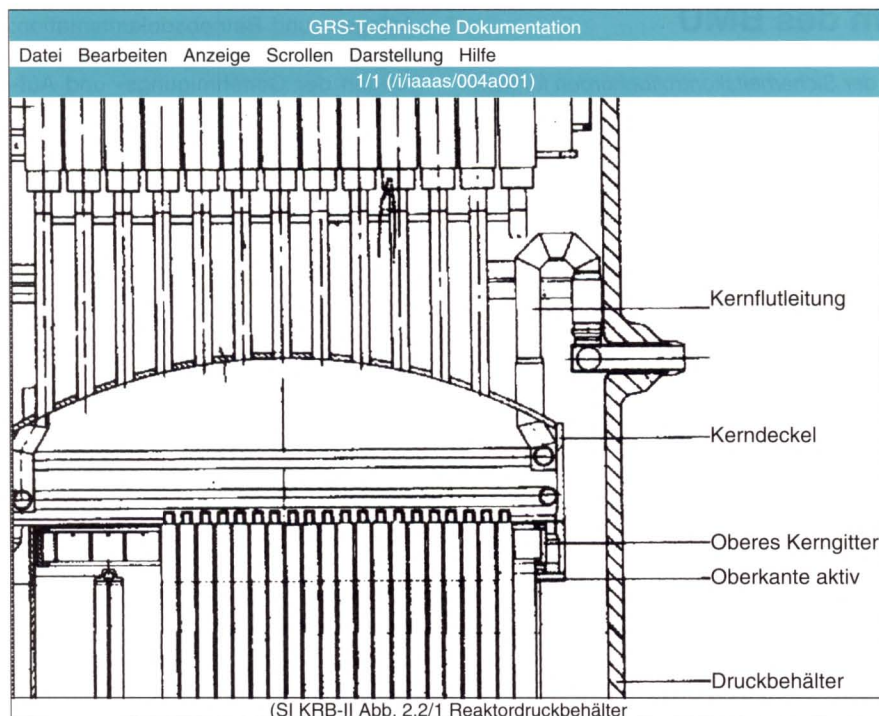


Bild 4.10: Navigieren durch eine Zeichnung, gezoomter Bildausschnitt eines Reaktordruckbehälters

– ein zentrales Zeichnungsarchiv, das inzwischen über 25 000 mikroverfilmte großformatige technische Zeichnungen enthält. Die Textfelder der Zeichnungen sind in TECDO-online recherchierbar und geben den Anwendern zusätzlich einen Verweis auf die Fundstelle der Originalzeichnung oder der Mikrofilm-Karten. Die Originalzeichnungen werden zentral in der GRS-Köln verwaltet. An den Standorten Berlin und Garching wurden jeweils ein Satz mikroverfilmter Zeichnungen und entsprechende Lesegeräte bereitgestellt. Aus Wirtschaftlichkeitsüberlegungen wird nur ein Teil (ca. 200 Zeichnungen pro Anlage) der großformatigen Zeichnungen einer elektronischen Verarbeitung zugeführt.

Anlagenübergreifende Hintergrund- und Peripherieinformationen wurden in TECDO-online integriert, z.B. DDR-Dokumentation, Kraftwerk-Kennzeichnungs-System, Verzeichnis der Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren, Terminologiehilfen. Ferner wurde damit begonnen, sachverwandte interne und externe Datenbanken einzubinden. Die Know-how-Sicherung ist ein weiterer Schwerpunkt von TECDO-online. Hierzu gehören

- ein Altaktenarchiv, das dv-gestützt die Recherche nach mikroverfilmten Unterlagen des Kölner Betriebsteils ermöglicht und über entsprechende Lesegeräte einen schnellen Zugriff auf die 1,5 Millionen Blatt mikroverfilmter Originalunterlagen realisiert,
- GRS-Berichte und GRS-A-Berichte, die seit Januar 1992 im Volltext mit Images in TECDO-online übernommen werden.

*K.-A. Höpfner
Abt. Technische Dokumentation*

5.1 Das Osthilfeprogramm des BMU

Die Unterstützung beim Aufbau und Festigen der Sicherheitskontrollbehörden für kerntechnische Einrichtungen in der Gemeinschaft Unabhängiger Staaten (GUS) und den Mittel- und Osteuropäischen (MOE) Staaten stehen beim Osthilfeprogramm des BMU im Vordergrund. Durch Vergleich mit deutschen Anforderungen sollen die Grundlagen für behördliche Sicherheitsbewertungen nach westlichen Maßstäben geschaffen werden.

Der Zentralbereich Forschungsbetreuung (FB) der GRS unterstützt den Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) und den Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) bei der Durchführung der Untersuchungen und Forschungsarbeiten zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen. Neben der

- Durchführung der Projektträgerschaft für das Reaktorsicherheitsforschungsprogramm des BMFT,
- Projektleitung der Untersuchungen des BMFT zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen
- Unterstützung des BMFT bei der Planung, Durchführung und Auswertung seiner internationalen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung
- Betreuung ausgewählter Untersuchungen zu Fragestellungen im Rahmen der Bundesaufsicht über den Vollzug des Atomgesetzes des BMU

obliegt dem Zentralbereich FB die

- Durchführung der Projektträgerschaft für das Hilfsprogramm des BMU „Kerntechnische Sicherheit in den MOE-Staaten und der GUS“.

Das Osthilfeprogramm des BMU legt den Schwerpunkt in die Unterstützung beim Aufbau und der Festigung der Sicherheitskontrollbehörden in den GUS und den MOE-Staaten. Gerade in diesem Aufbaustadium sollen die im Westen vorhan-

denen Erfahrungen und Anforderungen an sicherheitsbewußte Überwachungs- und Kontrollbehörden vermittelt werden. Hierzu dienen sowohl Ausbildungsmaßnahmen in der Bundesrepublik Deutschland als auch gezielte Unterstützungsmaßnahmen vor Ort.

Durch Aufnahme des Ist-Zustandes und Vergleich mit deutschen Anforderungen bzw. der deutschen Praxis im Bereich der Betriebssicherheit werden die Grundlagen für behördliche Sicherheitsbewertungen nach westlichen Maßstäben geschaffen.

Die Untersuchungen konzentrieren sich im wesentlichen auf den Reaktortyp WWER-1000. In Abstimmung mit den zuständigen Behörden wurden als Pilotprojekt die Reaktoren an den Standorten Rovno/Saporoschje (Ukraine) und Balakovo (Rußland) ausgewählt.

Bisher wurden neben Ausbildungsmaßnahmen Analysen zur Organisation des Kraftwerkbetriebes, zum Brandschutz, zur Erstellung eines Konzeptes für Wiederkehrende Prüfungen und für Überwachungsverfahren sowie zum Aufbau eines Kommunikationsnetzes und eines betrieblichen Überwachungssystems für Kernkraftwerke durchgeführt.

Zusätzlich zu diesen Arbeiten werden von der GRS die Aufsichtsbehörde und deren wissenschaftlich-technisches Zentrum fachlich unterstützt. Schwerpunkte dieser Arbeiten sind

- Anlagen- und Betriebsdokumentation: Analyse und Erarbeitung von Anforderungen der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde
- Auswertung von Betriebserfahrungen: Einschätzung des aktuellen Sicherheitsniveaus
- Störfall- und Systemanalyse: Ausarbeitung von Empfehlungen zur Erhöhung der Sicherheit
- Sicherheitsrelevante Einzelkomponenten: Beurteilung der druckführenden Umschließung.

An diesen Untersuchungen mit Ist-Aufnahmen vor Ort schließen sich gezielte Investitionsmaßnahmen für die genannten Referenzanlagen in Rußland (Balakovo) und der Ukraine (Rovno/Saporoschje) zum Abbau erkannter Schwachstellen an. Der Beitrag aus dem deutschen Investitionsprogramm umfaßt für die Jahre 1994 und 1995 jeweils 21 Mio. DM und wird ein integraler Bestandteil für die Rekonstruktionsmaßnahmen der Betreiberländer.

Zur Festlegung der einzelnen Arbeitsschritte im Investitionsprogramm sind unter Leitung des BMU Gespräche mit den russischen und ukrainischen Behörden und Betreibern geführt worden. Schwerpunkte des Investitionsprogrammes sind die Themenbereiche

- Diagnose- und Überwachungsverfahren
- Wiederkehrende Prüfsysteme
- Brandschutzmaßnahmen
- Kommunikationstechnik.

Diese Prioritäten ergeben sich einerseits aus den Ergebnissen der bisher durchgeführten bzw. noch andauernden Analysen und Vorläuferuntersuchungen und andererseits aus den Gesprächen mit den Betreibern und der Industrie Deutschlands und der Partnerländer.

W. Schmülling
Abt. Störfälle und Komponenten

5.2 Ertüchtigungsprogramm für Kozloduy

Im Rahmen des CEC-PHARE-Sofortprogramms der EG für Bulgarien war 1991 ein internationales Konsortium unabhängiger technischer Experten-Institutionen mit Arbeiten zur Unterstützung der bulgarischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (BNSA) beauftragt worden. Die Arbeiten des Konsortiums stehen unter der Leitung von GRS und IPSN, weitere an den Arbeiten beteiligte Institutionen sind AEA-Technology, England, und AVN, Belgien. Die Untersuchungen im bulgarischen Kernkraftwerk Kozloduy befaßten sich zunächst mit den beiden ältesten Blöcken 1 und 2, zwei der derzeit zehn noch in Betrieb befindlichen W-230-Reaktoren, wie sie auch im Kernkraftwerk Greifswald (Blöcke 1 - 4) installiert waren.

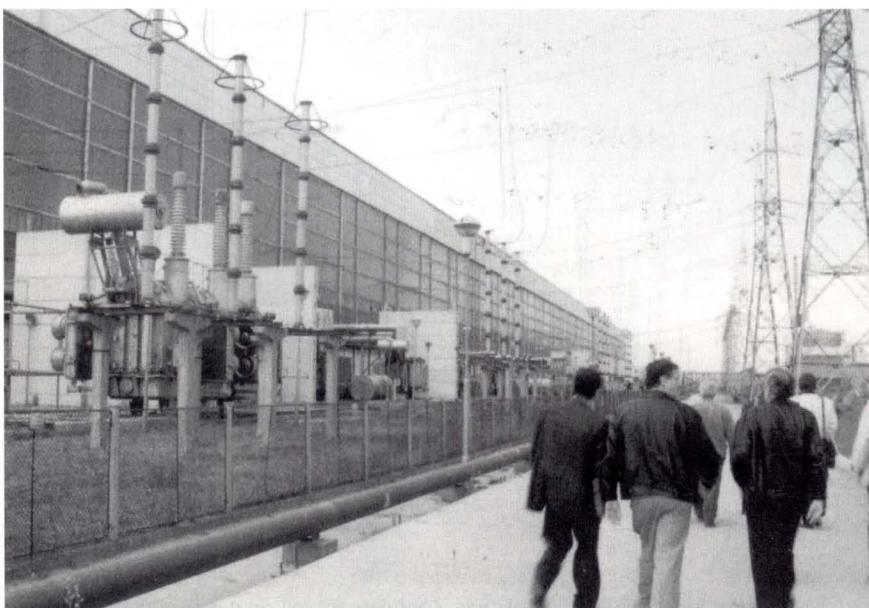


Bild 5.1: Das Maschinenhaus der Blöcke 1 - 4 im bulgarischen Kernkraftwerk Kozloduy

Auf Basis der vorangegangenen GRS-Untersuchungen für das Kernkraftwerk Greifswald wurde für die Anlage Kozloduy (Bild 5.1) eine Sicherheitsüberprüfung vorgenommen. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen und daraus abgeleitete Empfehlungen sind im Sommer 1992 in einem Bericht an die BNSA und die Kommission der Europäischen Gemeinschaften (CEC) zusammengestellt worden. Dabei ging das Konsortium von der Voraussetzung aus, daß die Blöcke 1 und 2 nur noch wenige Jahre betrieben werden. Insgesamt hat das Konsortium etwa 100 Maßnahmen zur Betriebsführung und Verbesserung der anlagentechnischen Sicherheit zusammengestellt und der Aufsichtsbehörde empfohlen, diese Maßnahmen vor der Wiederinbetriebnahme durchführen zu lassen.

Die Maßnahmen wurden in technischen Diskussionen mit der Aufsichtsbehörde, dem Betreiber und Vertretern der WANO (World Association of Nuclear Operators) intensiv beraten. Sie wurden in die erste Stufe des Ertüchtigungsprogramms übernommen.

Vor der Wiederinbetriebnahme von Block 2 im Dezember 1992 hat das Konsortium in Zusammenarbeit mit der Aufsichtsbehörde den Stand der in Block 2 durchgeführten Maßnahmen und die dazugehörige Dokumentation überprüft. Ein großer Teil der vorgeschlagenen Maßnahmen sind in der Zwischenzeit in der Anlage realisiert worden. Zu verschiedenen Punkten waren ursprünglich anlagentechnische Verbesserungen vorgesehen. Da diese während der ersten Revision noch

nicht durchgeführt werden konnten, sollen für die Betriebsperiode bis zur nächsten Revision kompensatorische Maßnahmen (Betriebsführung, Inspektion u. a.) ergriffen werden. Insgesamt hat sich der Zustand von Block 2 erheblich verbessert. Dies betrifft sowohl systemtechnische Verbesserungen als auch betriebliche Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit. Das Sicherheitsniveau des Blockes ist maßgeblich angehoben worden, ohne allerdings das Niveau westlicher Anlagen zu erreichen.

Die Stellungnahme des Konsortiums zu dem Ertüchtigungsprogramm, die hierzu ausgearbeiteten Empfehlungen und die Ergebnisse der vor Inbetriebnahme von Block 2 vorgenommenen Überprüfung sind in einem Statusbericht an die Behörde im einzelnen dokumentiert. Ein zusammenfassender Bericht zu diesen Arbeiten liegt ebenfalls vor.

Die bulgarische Aufsichtsbehörde hat am 22. Dezember 1992 für Block 2 die Erlaubnis für einen bis zum nächsten Brennelementwechsel befristeten Betrieb erteilt. Der Block wurde am 26. Dezember 1992 wieder in Betrieb genommen und läuft seitdem, abgesehen von einem Dichtungswechsel, ohne Zwischenfälle.

Gegenwärtig liegt der Schwerpunkt der Arbeit des Konsortiums bei Block 1; das Ertüchtigungsprogramm ist analog zu dem für Block 2 abgestimmt. Allerdings sind hier die Anforderungen höher. In Punkten, bei denen bei Block 2 kompensatorischen Maßnahmen zugestimmt wurde, sollen nun die Modifikationen umgesetzt werden. Darüber hinaus sind die Ergebnisse von Studien und Analysen, die in der Zwischenzeit beendet wurden, zu berücksichtigen. Ein weiteres wichtiges Problem ist die Komponentenintegrität, insbesondere die der Ausrüstungen im Primärkreislauf.

Durch die Konsortiumarbeit in Kozloduy wurde die Stellung der Aufsichtsbehörde (BNSA) gegenüber dem Betreiber gestärkt und die Mitarbeiter durch die Zusammenarbeit mit westlichen Institutionen mit deren Herangehensweise bei der

Sicherheitsbewertung eines Kernkraftwerks vertraut gemacht.

Die Behörde hält es für erforderlich, daß sie auch zukünftig in ihren technisch-wissenschaftlichen Aufgaben nachhaltig durch das Konsortium unterstützt wird. Entsprechende Aufgaben und Arbeiten sind zwischen Aufsichtsbehörde und Konsortium bereits im einzelnen abgestimmt und festgelegt worden. Sie betreffen

- weitere Arbeiten zum Ertüchtigungsprogramm für die Blöcke 1 und 2. Nach Planung des Betreibers soll Block 1 noch in diesem Jahr wieder in Betrieb genommen werden.
- Stellungnahme und Bewertung der vom Betreiber beabsichtigten Nachrüstungen für die Blöcke 3 und 4.
- Sicherheitsbewertung der Blöcke 5 und 6 (Reaktoren vom Typ WWER-1000/W-320).
- Review, Stellungnahme und Ergänzungen zu den industrieseitig im Rahmen des WANO-Unterstützungsprogramms durchgeführten Untersuchungen zu generischen Sicherheitsfragen (Strahlenversprödung, Leck vor Bruch, Störfallanalysen u. a.).

Für die weiterführenden Arbeiten ist ein etwa dreijähriges Unterstützungsprogramm erforderlich, für das erheblich höhere finanzielle Mittel notwendig sind, als bisher im Rahmen des CEC-PHARE-Unterstützungsprogramms zur Verfügung gestellt worden sind. Die vorgesehenen Arbeiten sind zur Zeit vertraglich nur zum Teil abgesichert.

Die Aufsichtsbehörde ist derzeit jedoch noch nicht in der Lage, ihre Aufgaben in vollem Umfang selbstständig auszuführen. Um ihre gewachsene Autorität und fachliche Kompetenz gegenüber dem Betreiber zu erhalten, ist die Präsenz des Konsortiums in Bulgarien weiterhin erforderlich.

*F.-W. Heuser, P. Kelm
Bereich Systemanalyse*

5.3 Sicherheitstechnische Bewertung der Reaktoren WWER-1000 am Beispiel Stendal

Im Auftrag des BMU hat die GRS eine sicherheitstechnische Bewertung der sowjetischen Kernkraftwerke vom Typ WWER-1000/W-320 am Beispiel Stendal, Block A, durchgeführt. Hierzu lagen umfangreiche Planungsunterlagen sowie Bewertungen der für die Sicherheit zuständigen Stellen der ehemaligen DDR vor. Parallel dazu hat die französische Partnerorganisation der GRS, das IPSN, ebenfalls entsprechende Untersuchungen vorgenommen. Die Arbeitsergebnisse bilden eine gute Grundlage, um kurzfristig auch andere Kernkraftwerke mit diesem Reaktortyp bewerten zu können.



Bild 5.2: Fast fertiggestelltes zylindrisches Containment mit dem umgebenden Reaktorgebäude des Kernkraftwerks Stendal Anfang 1991

Prüfmaßstab waren die in der Bundesrepublik Deutschland geltenden Forderungen und technischen Regeln für Kernkraftwerke. Gleichzeitig führte das Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) Prüfungen anhand des französischen kerntechnischen Regelwerkes durch. Die Untersuchungen des IPSN wurden in einem eigenen Bericht veröffentlicht. Die wichtigsten Ergebnisse sind in einem Bericht der gemeinsamen GRS-IPSN-Tochter RISKAUDIT enthalten.

Die Untersuchungsergebnisse wurden eingehend mit russischen und ukrainischen Expertenorganisationen durchgesprochen. Beteiligt waren das Kurtschatow-Institut für Atomenergie, Atomenergoprojekt (Anlagenplaner), OKB Hidropress (Hauptkonstrukteur), das Allunions-

institut für Kernkraftwerke sowie das Staatliche Komitee der Ukraine für Reaktorsicherheit und Strahlenschutz.

Der Bau des Kernkraftwerks in Stendal wurde Anfang des Jahres 1991 eingestellt, nachdem kein privatwirtschaftlicher Betreiber bereit war, das Genehmigungsverfahren fortzuführen. In Bild 5.2 ist das fast fertiggestellte zylindrische Containment mit dem umgebenden Reaktorgebäude Anfang 1991 zu sehen. Bild 5.3 zeigt einen Querschnitt des Containments und des Reaktorgebäudes mit den wichtigsten Komponenten des Primärkreislaufs.

Die Untersuchungen der GRS wurden nach Einstellung des Projektes jedoch fortgesetzt, um auch für diesen Reaktor-

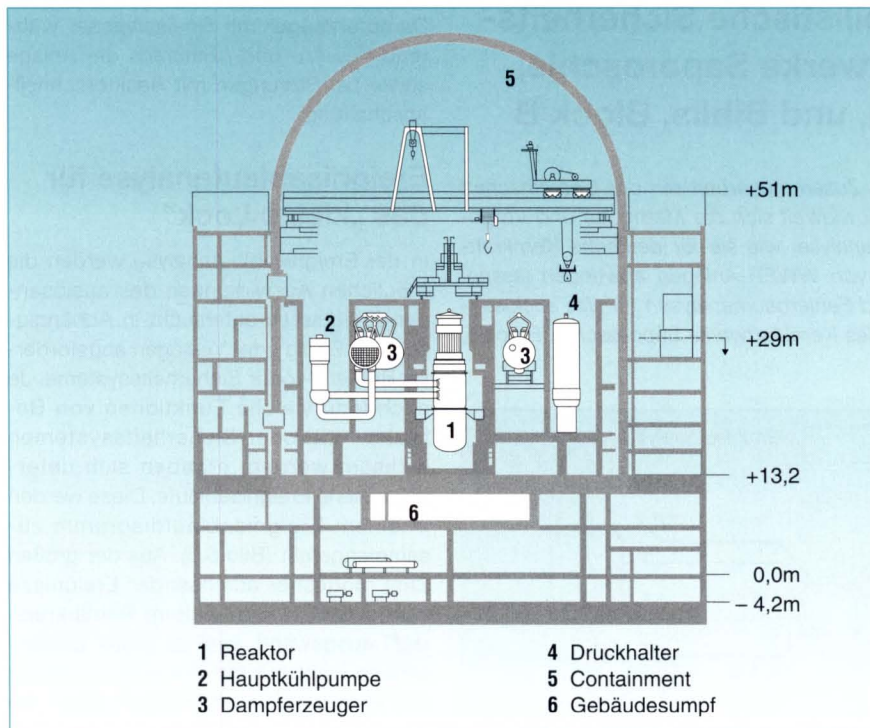


Bild 5.3: Querschnitt durch Containment und Reaktorgebäude mit den wichtigsten Komponenten des Primärkreislaufs

typ eine eigenständige Sicherheitsbewertung nach westlichen Anforderungen verfügbar zu haben. Von diesem Reaktortyp werden in Osteuropa derzeit 18 Anlagen betrieben und sieben weitere gebaut. In gleicher Weise waren bereits vorher Sicherheitsuntersuchungen für die Reaktoren der Baulinie WWER-440 anhand der Referenzanlagen in Greifswald durchgeführt worden.

Trotz des sehr umfangreichen Dokumentationsstandes fehlten wegen des Baustops noch wichtige Unterlagen. Dennoch war eine Bewertung des Sicherheitskonzepts möglich, wobei Betriebserfahrungen anderer WWER-1000-Anlagen miteinbezogen wurden. So wurden beispielsweise bei den Störfallanalysen für Kühlmittelverluststörfälle unzureichende Unterlagen in einigen Fällen durch eigene Rechnungen ergänzt.

Die Untersuchung kommt zu dem Ergebnis, daß die Anlage zwar den Anforderungen des bundesdeutschen Regelwerkes in wichtigen Grundzügen entspricht, an-

dererseits jedoch konzeptionelle Schwachstellen vorhanden sind. In Fällen, in denen Anforderungen des bundesdeutschen Regelwerkes nicht erfüllt werden, wurde ingenieurtechnisch geprüft, inwieweit sich hieraus sicherheitstechnische Defizite ergeben und ob Abhilfemaßnahmen möglich sind.

Die sicherheitstechnisch vorteilhaften Eigenschaften der Baulinie WWER-440 – wie z. B. geringe Leistungsdichte des Reaktorkerns, großes Wasservolumen des Primärkreislaufes, großes Wasserinventar der Sekundärseite der Dampferzeuger und Absperrbarkeit der Hauptumwälzleitungen – sind beim WWER-1000 nicht gegeben. Hieraus resultieren höhere sicherheitstechnische Anforderungen an Komponenten, Systeme und Betriebsführung.

Obwohl die Untersuchungen von GRS und IPSN aufgrund der unterschiedlichen deutschen und französischen Regelwerke durchgeführt worden sind, ergaben sich große Übereinstimmungen bei den Em-

pfehlungen zu Nachrüstmaßnahmen. So wird zum Beispiel gemeinsam empfohlen:

- einen Zwischenkühlkreislauf für das nukleare Nebenkühlwasser nachzurüsten,
- eine Störfallinstrumentierung für den Kern zu installieren,
- die Kerninneninstrumentierung zu verbessern,
- die Analysen der Störfälle mit modernen und verifizierten Rechenprogrammen durchzuführen und zu ergänzen,
- die Entlastungsventile am Druckhalter und die Frischdampfabblassstationen so auszurüsten, daß sie auch mit Zweiphasen- und Wasserströmung beaufschlagt werden können,
- große Teile der Leittechnik zu qualifizieren oder gegen eine geeignetere Leittechnik auszutauschen.

Abweichend vom IPSN fordert die GRS die Installation eines unabhängigen Notstandssystems mit eigenen Wasservorräten, eigener Stromversorgung und Notwarte. Dagegen fordert das IPSN, abweichend von der GRS, eine zusätzliche Notstromversorgung der Zuspaisepumpen, der Luftkompressoren für den Gebäudeabschluß und der Pumpen für die Brennelementbeckenkühlung.

Die Arbeitsergebnisse schaffen eine gute Grundlage, um kurzfristig auch Kernkraftwerke mit WWER-1000-Reaktoren an anderen Standorten bewerten zu können. Die bisherige Zusammenarbeit hat gezeigt, daß zwischen den verschiedenen Anlagen mit WWER-1000-Reaktoren sicherheitstechnisch teilweise erhebliche Unterschiede bestehen, so daß in jedem Einzelfall eine ergänzende Detailprüfung erforderlich ist. Bei solchen Untersuchungen sollte insbesondere auch die Qualitätssicherung bei Planung, Fertigung, Errichtung, Inbetriebsetzung sowie beim Betrieb der Anlage bewertet werden. Außerdem wird eine vertiefte Auswertung der Betriebserfahrungen empfohlen. Zur Optimierung der sicherheitstechnischen Auslegung und des Betriebs sollten verstärkt Zuverlässigkeitsanalysen durchgeführt werden.

S. Meier
Abt. Neue Reaktorsysteme

5.4 Vergleichende probabilistische Sicherheitsanalyse der Kernkraftwerke Saporoschje, Block 5 (WWER-1000), und Biblis, Block B

Im Rahmen der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit der Gemeinschaft Unabhängiger Staaten (GUS) wird überprüft, inwieweit sich die Methoden und Vorgehensweisen der probabilistischen Sicherheitsanalyse, wie sie für deutsche Kernkraftwerke praktiziert wurde, für die Beurteilung von WWER-Anlagen anwenden lassen. Hierzu wurden beispielhaft Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen für das auslösende Ereignis "kleines Leck" im Primärkreislauf des Kernkraftwerks Saporoschje, Block 5, vom Typ WWER-1000/W-320 durchgeführt.

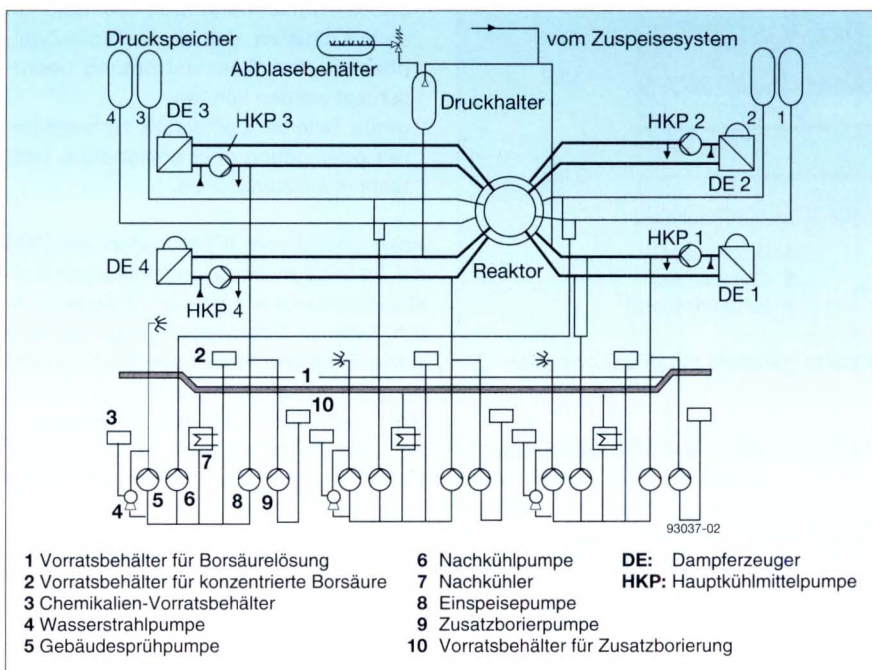


Bild 5.4: Primärkreis und angeschlossene Sicherheitssysteme des Kernkraftwerks Saporoschje

Bei den Kernkraftwerken vom Typ WWER-1000/W-320 handelt es sich um leichtwassermoderierte Druckwasserreaktoren mit einer nominalen Wärmeleistung von 3000 MW und einer elektrischen Leistung von 1000 MW. Die Anlagen haben einen Primärkreis mit vier Hauptkühlmittelleitungen, jeweils mit einer Hauptkühlmittelpumpe und einem Dampferzeuger. Bild 5.4 zeigt schematisch den Primärkreis und die angeschlossenen dreisträngigen Sicherheitssysteme. Diese sind im wesentlichen

- das Hochdruck-Sicherheitseinspeisensystem,
- die Druckspeicher,

- das Niederdruck-Einspeise- und Nachkühlensystem und
- das Sicherheitsbehältersprühsystem.

Das Zusatzboriersystem dient der redundanten Abschaltung des Reaktors. Die Nachkühler werden direkt durch das Nebenkühlwassersystem gekühlt.

Der Sekundärkreislauf ist in Bild 5.5 dargestellt. Er besteht aus Frischdampfsystem, Speisewassersystem und Turbosatz mit den entsprechenden Sicherheitseinrichtungen zur Frischdampfabgabe und der Notspeisewasserversorgung. Die Hauptfunktion der Hilfsspeisewasserpumpen besteht in der Versorgung der

Dampferzeuger mit Speisewasser während des An- und Abfahrens der Anlage sowie bei Störungen mit Reaktorschnellabschaltung.

Ereignisablaufanalyse für das „kleine Leck“

In der Ereignisablaufanalyse werden die möglichen Auswirkungen des auslösenden Ereignisses untersucht in Abhängigkeit von Erfolg oder Versagen angeforderter Betriebs- oder Sicherheitssysteme. Je nachdem, welche Funktionen von Betriebs- und/oder Sicherheitssystemen wirksam werden, ergeben sich unterschiedliche Ereignisabläufe. Diese werden in einem Ereignisablaufdiagramm zusammengefaßt (Bild 5.6). Aus der großen Zahl möglicher auslösender Ereignisse wurde das „kleine Leck im Primärkreislauf“ ausgewählt, weil zu seiner Beherrschung nicht nur die Sicherheitssysteme des Primärkreislaufs, sondern auch die Wärmeabfuhr mit Hilfe des Sekundärkreislaufs erforderlich ist. Außerdem ist die erwartete Eintrittshäufigkeit eines „kleinen Lecks“ größer als die eines „großen Lecks“.

Die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen wurden aufgrund von Berechnungen des russischen Kurtschatow-Instituts sowie der GRS festgelegt. Folgende Systemfunktionen wurden berücksichtigt:

Reaktorschnellabschaltung (K)

Die Abläufe mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung werden pessimistisch als „nicht beherrscht“ betrachtet.

Speisewasserversorgung und Frischdampfabgabe (I)

Die Dampferzeuger können durch die Hilfs- oder die Notspeisewasserversorgung bespeist werden. Bei Ausfall beider Systeme zur sekundärseitigen Wärmeabfuhr wird der Störfall durch die Sicherheitssysteme nicht beherrscht.

Hochdruck-Sicherheitseinspeisung (C)

Der Ausfall der drei Stränge der Hochdruck-(HD-)Sicherheitseinspeisung wird beherrscht, wenn die Druckspeicher-

Sicherheitseinspeisung und die Niederdruck-(ND-)Einspeisung funktionieren.

Druckspeicher-Einspeisung (D)

Diese Systemfunktion wird nur bei Ausfall der Hochdruck-Sicherheitseinspeisung benötigt.

Not-Gasabführung (L)

Bei Ausfall der Not-Gasabführung kann der Primärkreisdruck nur unzureichend reduziert werden. Die Niederdruckpumpen können nicht einspeisen.

Niederdruck-Nachkühlung (H)

Bei Ausfall der primärseitigen Nachwärmeabfuhr kann der sichere Endzustand „a“ nicht erreicht werden. Der Primärkreis kann durch sekundärseitige Wärmeabfuhr nur bis auf ca. 130 °C abgekühlt werden (Zustand „a1“).

Niederdruck-Einspeisung (W)

Der Ausfall der Einspeisung im Niederdruckbereich ist nicht beherrscht. Da die HD-Sicherheitssysteme auch im Niederdruck-Bereich einspeisen können, kann der Ausfall des Niederdruck-Einspeisesystems durch das Hochdruck-Einspeisesystem ausgeglichen werden.

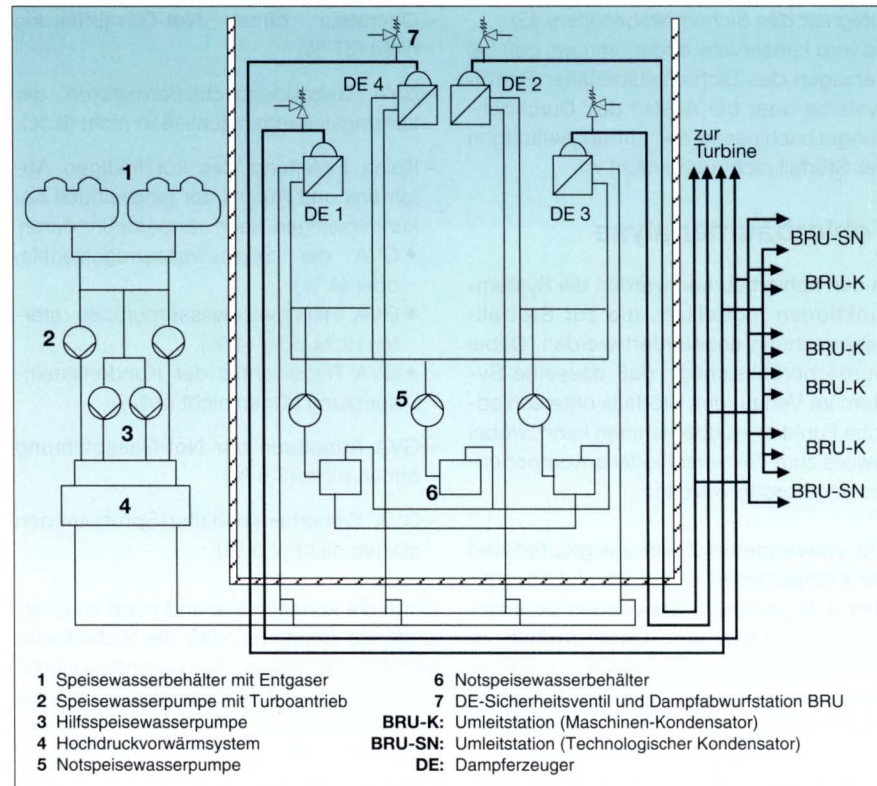


Bild 5.5: Sekundärkreislauf mit Sicherheitseinrichtungen

Leck	RESA	Speiswasser- versorgung u. FD-Abgabe	HD- Sicherheits- einspeisung	Druck- speicher- einspeisung	Not-Gas- abführung	ND- Nachkühlung	ND- Einspeisung 1)	Sicherheits- behälter- Integrität	Nr.	Ablauf	End- zustand
S	K	I	C	D	L	H	W	G			
									1	S	a
									2	SG	b
									3	SH	a1
									4	SHG	b
									5	SL	b
									6	SC	a
									7	SCG	b
									8	SCW	b
									9	SCH	a1
									10	SCHG	b
									11	SCHW	b
									12	SCL	b
									13	SCD	b
									14	SI	b
									15	SK	b

- a durch Sicherheitssysteme beherrscht
- a1 sicherer Endzustand noch nicht erreicht
- b durch Sicherheitssysteme nicht beherrscht (Anlagengefährdungszustand)
- 1) ND-Einspeisung ist auch mit HD-Sicherheitseinspeisesystem möglich

Bild 5.6: Ereignisablaufdiagramm für das „kleine Leck“

Integrität des Sicherheitsbehälters (G)

Es wird konservativ angenommen, daß bei Versagen des Sicherheitsbehälter-Sprühsystems oder bei Ausfall des Durchdringungsabschlusses der Lüftungsleitungen der Störfall nicht beherrscht ist.

Fehlerbaumanalyse

In den Fehlerbäumen wurden die Systemfunktionen modelliert, die zur Störfallbeherrschung angefordert werden. Dabei wurde berücksichtigt, daß dasselbe System im Verlauf des Störfalls unterschiedliche Funktionen übernehmen kann, wobei jeweils zum Teil verschiedene Komponenten angefordert werden.

Die verwendeten Zuverlässigkeitsdaten der Komponenten sind noch nicht ausreichend abgesichert. Sie wurden überwiegend internationalen Datenquellen zu WWER-Anlagen entnommen. Darüber hinaus wurde auf deutsche Betriebserfahrung zurückgegriffen; zum Teil wurden die Daten geschätzt. Dies trifft insbesondere für gemeinsam verursachte Ausfälle (GVA Common-Cause-Failures) zu. Für Vergleichsrechnungen wurde darüber hinaus ein Datensatz mit Zuverlässigkeitskenngrößen der Deutschen Risikostudie, Phase B, erstellt.

Folgeausfälle (z.B. Verstopfung der Sumpfsiebe) und passive Fehler (z.B. innere Leckage der Nachkühler) wurden nicht bewertet.

Die Fehlerbäume umfassen ca. 1800 Gatter und 2300 Primäreignisse. Ihre Auswertung führt auf etwa 500 wesentliche Minimalschnitte, aus denen eine zeitlich gemittelte Nichtverfügbarkeit der erforderlichen Systemfunktionen von $1,6 \times 10^{-2}$ folgt. Wichtige Beiträge zur mittleren Nichtverfügbarkeit stammen von folgenden Ausfällen:

- Operateur öffnet Not-Gasabführung nicht (37 %)
- GVA Gebäudeabschlußarmaturen der Lüftungsleitungen schließen nicht (9 %)
- Keine Einleitung des kurzfristigen Abfahrens und Ausfall der langzeitigen sekundärseitigen Nachwärmeabfuhr durch
 - GVA der Speisewasserregelventile, oder (4 %)
 - GVA Hilfsspeisewasserpumpen starten nicht oder (4 %)
 - GVA Regelventile der Kondensateinspritzung öffnen nicht (2 %)
- GVA Armaturen der Not-Gasabführung öffnen nicht (3,5 %)
- GVA Sicherheitsbehälter-Sprühpumpen starten nicht (2,5 %)

Ohne die konservative und noch zu überprüfende Annahme, daß die Sicherheitsbehälter-Sprühung, der Durchdringungsabschluß der Lüftungsleitungen und die Not-Gasabführung funktionieren müssen, verringert sich die mittlere Nichtverfügbarkeit auf $6,4 \times 10^{-3}$.

Bei Verwendung der Zuverlässigkeitsdaten aus der Deutschen Risikostudie, Phase B, ergibt sich für die mittlere Nichtverfügbarkeit der erforderlichen Systemfunktionen ein Wert von $1,3 \times 10^{-2}$.

Die Betrachtung der Detailergebnisse zeigt dominierende Beiträge durch Versagen der Operateurmaßnahmen zum Öffnen der Not-Gasabführung und zum Einleiten des kurzfristigen Abfahrens sowie durch GVA der Gebäudeabschlußarmaturen der Lüftungsleitungen. Abgesehen davon ist eine relativ ausgewogene Auslegung erkennbar. Eine Verbesserung der Systeme zur Beherrschung des „kleinen Lecks“ wäre in erster Linie durch eine Verringerung der dominierenden Beiträge der Operateurmaßnahmen zu erreichen.

Vergleich mit Analysen westlicher Anlagen

Ein Vergleich der Ergebnisse für das „kleine Leck“ zwischen der hier zugrunde gelegten Referenzanlage Saporoschje, Block 5, mit WWER-1000-Reaktor und der Referenzanlage der Deutschen Risikostudie sowie anderen westlichen Druckwasserreaktoren zeigt mehrere anlagentechnische Besonderheiten der WWER-Anlage auf, die sich günstig auf die Zuverlässigkeit der Systeme zur Störfallbeherrschung auswirken. Dies sind insbesondere

- die Anordnung des Borwasser-Vorratsbehälters über dem Sumpf des Sicherheitsbehälters, so daß eine Umschaltung der Wasseransaugung zwischen Flut- und Sumpf-Umwälzbetrieb nicht erforderlich ist
- die Möglichkeit, die Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen auch für die Niederdruck-Einspeisung mit ausreichender Wirksamkeit einzusetzen, ohne Verwendung von Niederdruck-Vorpumpen.

Andererseits sind Handmaßnahmen erforderlich, die wichtige Beiträge zur mittleren Nichtverfügbarkeit der Systeme zur Beherrschung des „kleinen Lecks“ liefern.

Die Deutsche Risikostudie, Phase B, hat für die Nichtverfügbarkeit aller zur Beherrschung eines „kleinen Lecks“ erforderlichen Maßnahmen in Biblis, Block B, zwischen $1,1 \times 10^{-3}$ für Lecks $< 12 \text{ cm}^2$ und $3,5 \times 10^{-3}$ für Lecks $> 80 \text{ cm}^2$ ermittelt. Bei „kleinen Lecks“ $< 12 \text{ cm}^2$ ist das Ergebnis durch die Nichtverfügbarkeit der für das Abfahren der Anlage erforderlichen Armaturen des Frischdampfsystems bestimmt. Bei „kleinen Lecks“ größeren Querschnitts liefern die Umschaltung von Hochdruck- auf Niederdruck-Einspeisung und von Flut- auf Sumpf-Umwälzbetrieb weitere wichtige Beiträge. Die beiden zuletzt genannten Beiträge entfallen bei der WWER-1000-Anlage aufgrund des anderen Systemkonzepts.

R. Stück
Abt. Industrieanlagen

5.5 ATHLET-Verifikation für WWER-Anlagen

Nachdem die von der OECD-NEA unterstützte Erstellung der "CSNI Code Validation Matrix of Thermo-Hydraulic Codes for LWR LOCA and Transients" [1] abgeschlossen war, wurden die Arbeiten zur systematischen Verifizierung des GRS-Rechenprogramms ATHLET auf dieser Basis begonnen. Hierzu wurden Voraus- und/oder Nachrechnungen von sicherheitsorientierten Experimenten, zu Inbetriebsetzungsversuchen und von internationalen Standardproblemen durchgeführt, die typisch für westliche Anlagen mit Druck- und Siedewasserreaktoren sind. Auf eine Initiative des BMFT hin und in enger Zusammenarbeit mit dem IPSN fand im Juli 1992 bei der GRS in Köln ein "Multilateral Symposium on Safety Research for WWER" statt, auf dem u. a. die Erstellung einer international abgestimmten WWER-spezifischen Verifikationsmatrix als eine Ergänzung zur CSNI-Matrix für Druckwasserreaktoren mit U-Rohr-Dampferzeugern vorgeschlagen wurde. Die Zielvorstellung ist, in Kürze eine erweiterte Validationsmatrix zur Verfügung zu haben, die sowohl die Phänomene und Abläufe in den westlichen Reaktoranlagen als auch die Besonderheiten von WWER-Anlagen berücksichtigt. Im folgenden wird der Stand der WWER-spezifischen Verifikation dargestellt. Anschließend wird das Ergebnis der neuesten Aktivität auf dem Gebiet der ATHLET-Verifikation für WWER-Anlagen näher beschrieben. Es handelt sich um die blinde Vorausrechnung des ersten WWER-spezifischen internationalen Standardproblems der OECD, eines Experiments, das 1992 an der finnischen Versuchsanlage PACTEL durchgeführt wurde.

Stand der Verifikation

Erstellung einer WWER-spezifischen Verifikationsmatrix

Im Rahmen gemeinsamer, während des genannten Multilateralen Symposiums zur Sicherheitsforschung für WWER-Reaktoren vereinbarter Aktionen, wurde damit begonnen, eine Verifikationsmatrix für thermohydraulische Systemcodes zur Analyse von Störfällen in WWER-Reaktoren zu erstellen.

Während der ersten Sitzung im Berliner GRS-Büro wurde unter der Leitung der GRS in enger Zusammenarbeit mit dem IPSN eine internationale Arbeitsgruppe eingerichtet, in der auch die Tschechische Republik, die Slowakische Republik, Finnland, Polen, Ungarn, Rußland und die Ukraine mitarbeiten. In Anlehnung an die CSNI-Matrix für westliche Druckwasserreaktoren wurden die WWER-spezifischen Phänomene ausführlich diskutiert und in vorläufige Matrizen für Störfälle mit großen bzw. mit mittleren und kleinen Bruchquerschnitten und für Transienten zusammengestellt und dahingehend überprüft, inwieweit diese Phänomene durch Versuche der CSNI-Matrix bereits erfaßt sind. Es zeigte sich, daß dies für eine Vielzahl von Phänomenen (über 60 %) zumindest

teilweise zutrifft. Spezielle Komponenten des WWER-Systems, z. B. der horizontale Dampferzeuger, müssen in ihrem Verhalten mit spezifischen Experimenten untersucht werden. Für derartige WWER-spezifische Phänomene sind derzeit nur wenige qualifizierte experimentelle Daten zugänglich. Weitere Angaben über in Osteuropa durchgeführte Experimente und vorhandene Daten werden in der Sitzung im September erwartet.

Arbeiten zur WWER-spezifischen Verifikation von ATHLET

Seit 1984 wurden die ATHLET-Vorgängerprogramme DRUFAN und ALMOD und später der thermohydraulische Systemcode ATHLET [2] für Analysen von Störfällen in DWR-Anlagen vom Typ WWER eingesetzt und dabei zunehmend durch Nachrechnungen von WWER-spezifischen Sicherheitsexperimenten und Inbetriebsetzungsversuchen qualifiziert.

Erstmals wurde 1992 von der OECD ein internationales Standardproblem (ISP) zum thermohydraulischen Verhalten einer WWER-Anlage an der finnischen Integral-Versuchsanlage PACTEL [3] ausgeschrieben. Am OECD-Standardproblem ISP-33 [4] beteiligten sich zwölf Organisationen aus zehn Ländern mit neun verschiedenen

Rechenprogrammen. Die GRS nahm gemeinsam mit dem Kurtschatow-Institut Moskau im Rahmen ihrer wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit Rußland erfolgreich mit ATHLET [5] daran teil. Bei der Vorausrechnung am ISP-33 waren nur die Anfangs- und Randbedingungen des Versuches bekannt. Die Meßergebnisse wurden erst nach Einsendeschluß der Analyseergebnisse veröffentlicht.

Teilnahme der GRS am internationalen Standardproblem ISP-33 mit ATHLET

Der PACTEL-Versuch (ISP-33) simuliert alle Bereiche des Naturumlaufs bei stationären einphasigen und zweiphasigen Bedingungen durch eine schrittweise Entnahme von Kühlmittelinventar und umfaßt so die für WWER-Anlagen typischen physikalischen Phänomene bei transienten Vorgängen während eines Störfalles mit Kühlmittelverlust.

Versuchsablauf

Nach einer stationären Anfangsphase, die für die Analyse zur Darstellung der Wärmeverluste, besonders im Druckhalter, große Bedeutung hatte, wurde der transiente Teil durch schrittweise Entnahme von jeweils 60 kg Inventar aus dem Primärkreis mit jeweils darauf folgenden stationären Beruhigungsphasen durchgeführt, bis durch teilweise Freilegung des Kerns die Hüllrohrtemperaturen anstiegen. Beim Erreichen eines Maximalwertes von 350°C wurde der Versuch beendet. Die Rechnung war bis zum Erreichen von 900°C fortzusetzen.

Vorausrechnung mit ATHLET

Die Analyse des PACTEL-Versuches wurde auf der Basis der vorgegebenen Anfangs- und Randbedingungen mit ATHLET Mod1.0 durchgeführt. Der Stabbündelhalter und die drei Umwälzschleifen wurden primär- und sekundärseitig einschließlich des Frischdampfsystems simuliert. Hilfssysteme wurden berücksichtigt, soweit sie im Versuch benötigt wurden. Für die Inventarentnahme aus

dem Primärkreislauf wurde eine Zeittabelle mit den entsprechenden Massenströmen vorgegeben. Die vorgegebenen Anfangsbedingungen des Versuches konnten in der stationären Rechnung mit minimalen Abweichungen erreicht werden. Die Bilder 5.7 bis 5.10 zeigen den Vergleich zwischen Rechnung und Messung für den Druck im Druckhalter, die Temperatur im Druckhalter, den Massenstrom im Ringraum und den Höhenstand im Druckhalter.

Nachrechnung mit ATHLET

Mit der Veröffentlichung der Versuchsergebnisse wurden auch Abweichungen in den Anfangs- und Randbedingungen bekanntgegeben, die bei der Versuchsdurchführung entgegen den ursprünglich spezifizierten Werten aufgetreten waren. Insbesondere betraf das die Kernleistung, die mit 155 kW anstelle von 165 kW zu niedrig vorgegeben wurde, und ein im Experiment aufgetretenes Leck bei Systemdrücken über 7,9 MPa. Die Nachrechnung mit ATHLET wurde mit diesen Änderungen am Datensatz durchgeführt. Zusätzlich wurden die Wärmeverluste im Druckhalter verringert, da sich beim Ver-

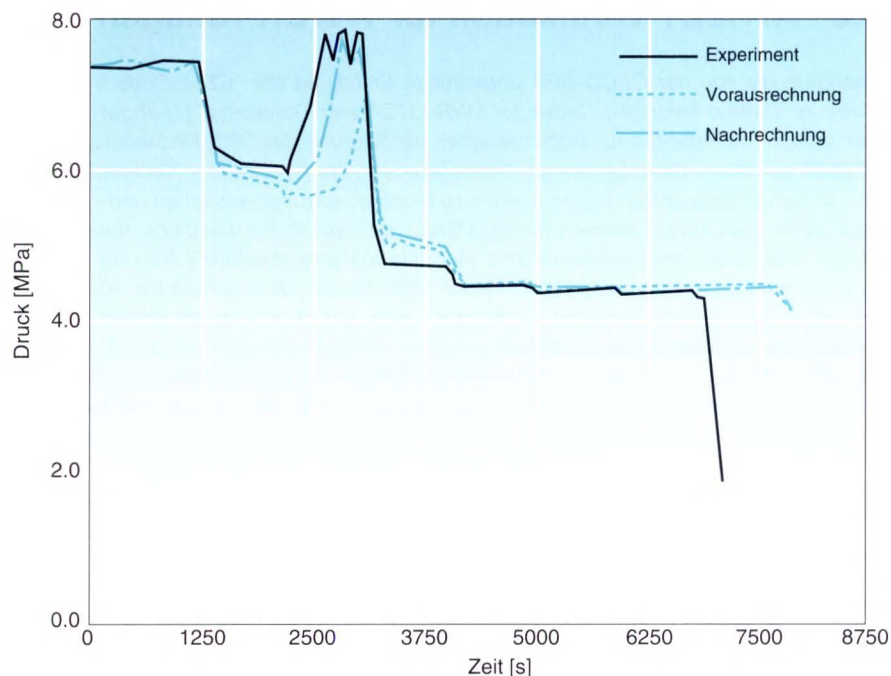


Bild 5.7: Druck im Druckhalter

gleich mit den Meßergebnissen an dieser Stelle Abweichungen gezeigt hatten. Die Rechenergebnisse sind ebenfalls in die Bilder 5.7 bis 5.10 eingetragen.

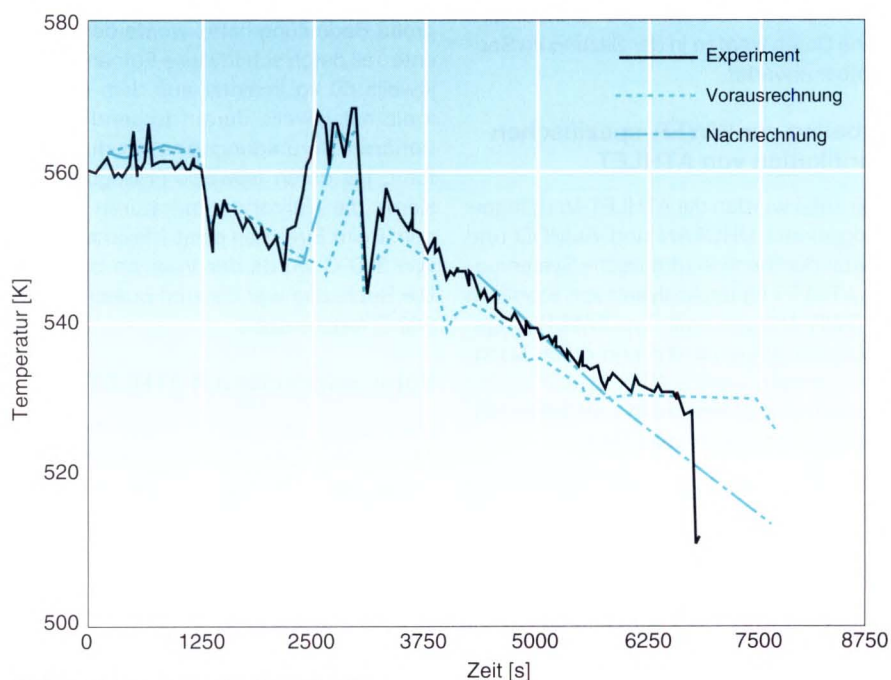


Bild 5.8: Temperatur im Druckhalter

Diskussion der Ergebnisse

Der Vergleich zwischen den Meßergebnissen und Ergebnissen der Voraussrechnung mit ATHLET zeigt eine gute Übereinstimmung. Alle wesentlichen Phänomene wurden erfaßt. Abweichungen gegenüber dem Versuch wurden in der Inventarverteilung im Primärsystem und bei der Nachbildung der Druckspitze nach der 2. Entnahmephase festgestellt. Die Rechnungen ergaben einen höheren Massenanteil im Reaktorgefäß. Dies führt dazu, daß der Zweiphasen-Naturumlauf in den Schleifen länger erhalten blieb und eine zusätzliche Entnahmephase bis zum Erreichen der maximalen Hüllrohrtemperatur notwendig war. Die Druckspitze nach der 2. Entnahmephase resultiert aus dem heißseitigen Schleifenverschluß, nachdem der entstehende Dampf die heißen Stränge erreicht hatte. Dieser Prozeß ist stark abhängig von der Temperatur im oberen Plenum und damit von der Reaktorleistung. Die Nachrechnung zeigt daher wesentlich bessere Ergebnisse.

Insgesamt zeigen die Rechnungen mit ATHLET, daß auch für WWER-Anlagen

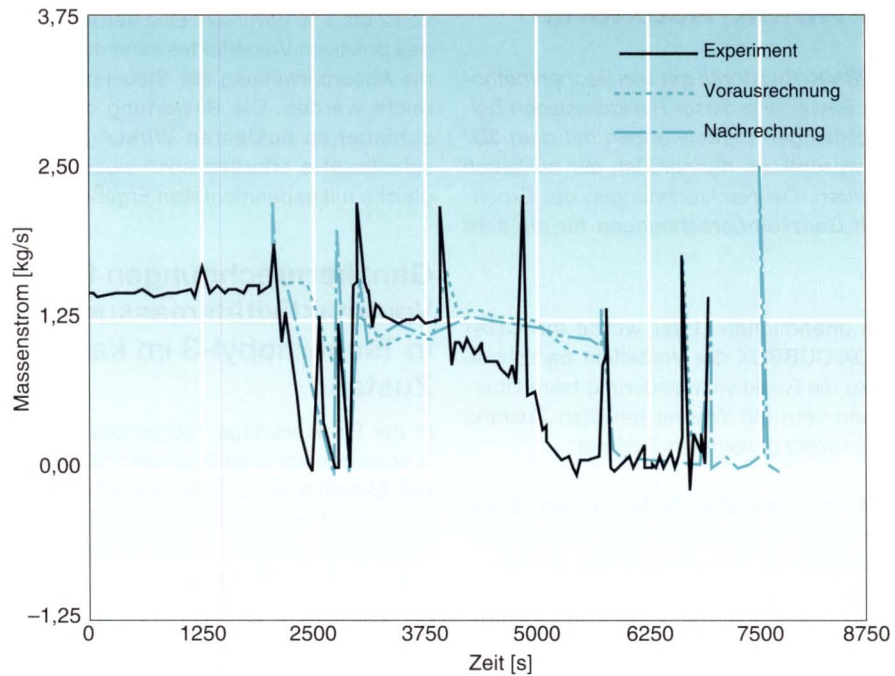


Bild 5.9: Massenstrom im Ringraum

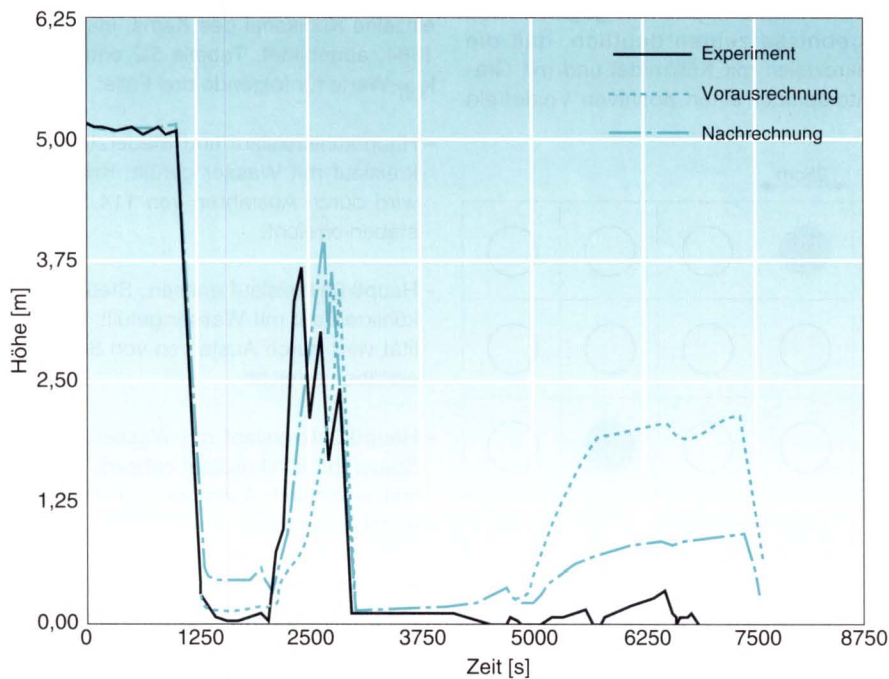


Bild 5.10: Höhenstand im Druckhalter

mit ihren konstruktiven Besonderheiten gute Übereinstimmung zum Versuch erzielt werden kann. Die ausreichende realistische Erfassung der thermohydraulischen Vorgänge in einem horizontalen Dampferzeuger, insbesondere auf seiner Sekundärseite, erfordert jedoch noch Modellerweiterungen und deren Verifikation anhand von qualifizierten Einzeleffektversuchen.

*R. Kirmse, K. Liesch, J. Steinborn
Abt. Programmentwicklung Kühlkreislauf*

[1] CSNI Code Validation Matrix of Thermo-Hydraulic Codes for LWR LOCA and Transients
CSNI Report 132 (restricted), March 1987

[2] M.J. Burwell, G. Lerchl, J. Miró, V. Teschendorff, K. Wolfert: The Thermalhydraulic Code ATHLET for Analysis of PWR and BWR Systems
4th International Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics (NURETH-4), Karlsruhe, 10.-13. Oktober 1989

[3] J. Miettinen, H. Purhonen:
PACTEL- Parallel Channel Test Loop, General Description for ISP
ISP 33 Meeting, 18./19. Februar 1992, Technical Research Centre of Finland, Nuclear Engineering Laboratory

[4] J. Miettinen, H. Purhonen:
Experimental Procedure for PACTEL ISP 33
ISP 33 Meeting, 18./19. Februar 1992, Technical Research Centre of Finland, Nuclear Engineering Laboratory

[5] S. Nikonov, J. Steinborn:
International Standard Problem 33
Results of Blind Pre-Test Calculation for PACTEL Test Facility with ATHLET Code
GRS, TN-STG01/93, 18. Februar 1993

5.6 Kernberechnungen für RBMK-Reaktoren

Die reaktorphysikalischen Untersuchungen für RBMK-Reaktoren mit den Rechenmethoden der GRS sollen zur sicherheitstechnischen Bewertung dieser Reaktoranlagen beitragen. Als erste Ergebnisse konnten in den bisherigen Berechnungen mit dem 3D-Kernmodell QUABOX/CUBBOX bereits einige wesentliche Kenngrößen der nuklearen Auslegung von RBMK-Reaktoren bestimmt werden. Die Nachrechnungen der Experimente in Tschernobyl-3 bestätigen, daß auch Ganzkernberechnungen für die sehr großen RBMK-Reaktorkerne möglich sind.

Die Untersuchungen zum nuklearen Kernverhalten von RBMK-Reaktoren werden in Zusammenarbeit mit dem RDIPE und dem Kurtschatow-Institut in Moskau durchgeführt. Es sind folgende Teilschritte geplant:

- Anpassung des 3D-Kernmodells QUABOX/CUBBOX-HYCA an RBMK-Bedingungen
- Überprüfung des Rechenmodells durch Vergleich mit Experimenten und betrieblichen Messungen
- Berechnung der nuklearen Auslegungskenngrößen, wie Voidreaktivitätseffekt, Steuerstabwirksamkeit und Leistungsdichteverteilung
- Berechnung von ausgewählten Störfällen, wie Steuerstabfehlfahren, Kühlkanalblockade oder Bruch von Druckrohren.

Berechnung des Voidreaktivitätseffektes für Makrozellen

Der RBMK-Reaktorkern besteht aus einer regelmäßigen Anordnung von Druckrohren, die entweder Brennelemente oder Steuerstäbe enthalten. Die Kernbeladung zeigt im inneren Kernbereich eine regelmäßige Struktur in Form der Makrozellen. Diese Makrozelle besteht aus einer 4 x 4 Anordnung von Druckrohren im Graphit, in der 14 Kanäle mit Brennstoff (FC) und 2 Kanäle mit Steuerstäben enthalten sind. Die Anordnung ist in Bild 5.11 dargestellt. Durch die Konstruktion der Steuerstäbe, die axial aus den Bauteilen Graphitdisplacer (D), Kupplungsstange im Kühlmittel (W) und Absorberelement (CR) bestehen, ergeben sich drei repräsentative Zustände für die Makrozelle: 14 FC + 2 D, 14 FC + 2 CR und 14 FC + 2 W. Für diese Zustände

im unendlichen Gitter wurde mit QUABOX/CUBBOX der Voideffekt berechnet, also die Reaktivitätsänderung beim Übergang vom mit Wasser gefüllten Zustand zum völlig gevoideten Zustand.

Da von russischer Seite mehrere Zweigruppen-Wirkungsquerschnittssätze bereitgestellt und eingesetzt werden – Makrozellendaten (mc) für die homogenisierte Makrozelle, Einzelzellendaten in einer korrigierten Form (scc) und unkorrigierten Form (scu) –, wurden die Berechnungen mit allen Datensätzen durchgeführt, um deren Einfluß auf den berechneten Voideffekt zu bestimmen. Die Voidreaktivitäten sind in Tabelle 5.1 zusammengestellt. Zum Vergleich sind auch Werte von unabhängigen Berechnungen mit dem russischen Monte-Carlo-Programm MCU und dem WIMS-D4-System angegeben. Die Ergebnisse zeigen deutlich, daß die Makrozellen mit Kühlmittel und mit Graphitdisplacer einen positiven Voideffekt

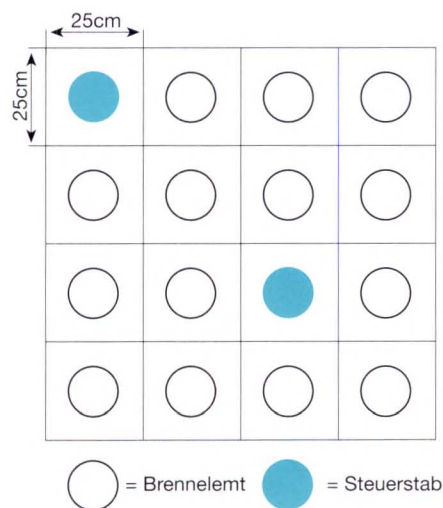


Bild 5.11: Makrozellen

von 2 bis 3 % bewirken. Eine Verringerung des positiven Voideffektes kann nur durch die Absorberwirkung der Steuerstäbe erreicht werden. Die Bewertung der verschiedenen nuklearen Wirkungsquerschnittssätze erfordert noch weitere Vergleiche mit experimentellen Ergebnissen.

Ganzkernrechnungen für Voidreaktivitätsmessungen in Tschernobyl-3 im kalten Zustand

In der Reaktoranlage Tschernobyl, Block 3, wurden nach einer längeren Stillstandszeit Experimente zum Voidreaktivitätseffekt im kalten Zustand durchgeführt. In RBMK-Anlagen gibt es für die Brennelementkanäle und die Steuerstabkanäle jeweils getrennte Kühlkreisläufe, den Hauptkühlkreislauf (MCC = main coolant circuit) und den Steuerstabkühlkreislauf (CRC = control rod circuit). Für unterschiedliche Zustände dieser Kühlkreisläufe, mit Kühlmittel gefüllt (+) oder entleert (-), wurde der Reaktor durch Ausfahren der Steuerstäbe in einer vorgegebenen Reihenfolge kritisch gefahren. Diese Experimente wurden mit QUABOX/CUBBOX nachgerechnet. Dabei wurde jeder einzelne Kühlkanal des Kerns, insgesamt 1884, abgebildet. Tabelle 5.2 enthält die k_{eff} -Werte für folgende drei Fälle:

- Hauptkühlkreislauf und Steuerstabkühlkreislauf mit Wasser gefüllt. Kritikalität wird durch Ausfahren von 114 Steuerstäben erreicht.
- Hauptkühlkreislauf entleert, Steuerstabkühlkreislauf mit Wasser gefüllt. Kritikalität wird durch Ausfahren von 84 Steuerstäben erreicht.
- Hauptkühlkreislauf mit Wasser gefüllt, Steuerstabkühlkreislauf entleert. Kritikalität wird durch Ausfahren von 62 Steuerstäben erreicht.

Die Abbrandverteilung wurde von russischen Auswertungen der Anlagendaten übernommen, wobei sich die Verteilungen ST und P1 in der axialen Abbrandverteilung etwas unterscheiden. Die Berech-

Makrozone	Kühlmitteldichte [g/cm ²]		Voidreaktivität
	14 FC + 2 D	0,78 0,0	
	k_{eff}-Werte		
MCU	1,0601	1,0879	+ 2,78 %
WIMS	1,05096	1,08038*	+ 2,94 %
Q/C (mc)	1,05106	1,07985	+ 2,88 %
Q/C (scc)	1,06003	1,09882	+ 3,88 %
Q/C (scu)	1,06357	1,09263	+ 2,91 %

Makrozone	Kühlmitteldichte [g/cm ²]		Voidreaktivität
	14 FC + 2 CR	0,78 0,0	
	k_{eff}-Werte		
MCU	0,9185	0,9017	- 1,68 %
WIMS	0,93072	0,91427*	- 1,65 %
Q/C (mc)	0,90926	0,89137	- 1,79 %
Q/C (scc)	0,93342	0,92613	- 0,73 %
Q/C (scu)	0,95159	0,94354	- 0,81 %

Makrozone	Kühlmitteldichte [g/cm ²]		Voidreaktivität
	14 FC + 2 W	0,78 0,0	
	k_{eff}-Werte		
MCU	1,0223	1,0395	+ 1,72 %
WIMS	1,01794	1,03683*	+ 1,89 %
Q/C (mc)	1,01310	1,03000	+ 1,69 %
Q/C (scc)	1,02337	1,04675	+ 2,34 %
Q/C (scu)	1,02695	1,04404	+ 1,71 %

* Die WIMS-Rechnung wurde für eine Kühlmitteldichte von 0,01 g/cm³ durchgeführt.

Tabelle 5.1: Ergebnisse zum Voidreaktivitätseffekt in der Makrozone von RBMK

N	Zustand		kritische Steuerabstellung	k _{eff}		
	MCC	CRC		ST scc FD	P1 scu nodal	P1 rdi nodal
1	+	+	114 CR-UB	0,99194	1,00820	1,00700
2	-	+	84 CR-UB	0,99210	1,00555	1,00318
3	+	-	62 CR-UB	0,99310	1,00620	

Tabelle 5.2: Ergebnisse von Rechnungen mit QUABOX/CUBBOX für kritische Experimente in Tschernobyl-3 im kalten Zustand

nungen mit QUABOX/CUBBOX wurden in der Finite-Differenzen-Approximation (FD) bzw. mit lokaler Polynomapproximation durchgeführt. Neben den bereits genannten Einzelzellendaten (scc und scu) wurde auch ein weiterer Wirkungsquerschnittsatz (rdi) verwendet. Die nodalen Berechnungen ergeben für den k_{eff}-Wert systematisch Werte größer als 1,0, die FD-Approximation zusammen mit den scc-Daten systematisch Werte kleiner als 1,0. Dies kann ebenfalls als Hinweis angesehen werden, daß die nuklearen Daten noch nicht konsistent bestimmt sind. Die Abweichungen vom kritischen Zustand sind jedoch akzeptabel.

M. Clemente, S. Langenbuch
Abt. Störfallverhalten

6

GRS/IPSN-RISKAUDIT- Büro Moskau



Nach umfangreichen Renovierungsarbeiten konnte das jetzt technisch moderne Büro in Moskau bezogen werden.

Die GRS und ihre französische Partnerorganisation IPSN arbeiten zusammen mit Behörden und Institutionen der russischen Föderation an der Erhöhung der Reaktorsicherheit. Die bereits seit mehreren Jahren bestehenden bi- und multilateralen Beziehungen wurden mit der Eröffnung eines gemeinsamen deutsch-französischen Büros in Moskau zu Beginn des Jahres 1993 weiter intensiviert.

Seit 1991 war von russischer und deutsch-französischer Seite mehrfach angeregt worden, ein Büro einzurichten, um die russische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde fachlich und organisatorisch zu unterstützen und die wissenschaftlich-technische Kooperation mit russischen Forschungseinrichtungen, die Sicherheitsbewertungen und Methodenentwicklung betreiben, zu vertiefen. Zu dieser Zeit wurde zunehmend klar, daß Unterstützung und Zusammenarbeit nur möglich sein werden, wenn eine eigene, effektive Infrastruktur vor Ort in Moskau geschaffen wird.

Vorrangige Aufgabe dieses Büros mit dazugehöriger Infrastruktur ist es, Informations- Anlauf- und Koordinationsstelle zu sein für

- russische Behörden und Institutionen bei der Zusammenarbeit zu Fragen der Sicherheit kerntechnischer Anlagen,
- Behörden und Organisationen aus Frankreich, Deutschland und der EG zur Unterstützung beim Aufbau kompetenter und unabhängiger Sicherheitsstrukturen sowie Transfer, Weiterentwicklung und Verifikation von Sicherheitsanalysemethoden,
- GRS, IPSN, RISKAUDIT und IST bei der Bearbeitung von Aufgaben und Projekten mit russischen Partnern.

Darüber hinaus ist das Büro in Moskau eine Stätte der Begegnung und Pflege der nicht unbedeutenden zwischenmenschlichen Beziehungen westeuropäischer und russischer Kollegen.

Im Jahr 1992 begann die Umsetzung der vom Bundesumweltminister und vom französischen Industrieminister geförderten Aktivitäten. Anfang Juli konnte dann zwischen GRS/IPSN und dem russischen Kurtschatow-Institut die Nutzung eines ehemaligen Wohnhauses als Bürogebäude und von drei Wohnungen als Apartments für die Dauer von zehn Jahren vereinbart werden. Die russische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Gosatomnadsor unterstützte die Partner bei der offiziellen Akkreditierung als ausländische Repräsentanz in Moskau.

Mit der notwendigen Renovierung des Gebäudes und der Wohnungen wurde die von der Hochtief AG mitgegründete russisch-deutsche Firma Strojsservice beauftragt. Nach vier Monaten konnte das Büro provisorisch bezogen werden. Im Februar 1993 wurde es im Beisein dreier Minister und russischer Institutionen, zu denen Arbeitsbeziehungen bestehen und ausgebaut werden sollen, offiziell eröffnet. Seit Mai werden auch die Apartments von Dienstreisenden gern benutzt.

Zunächst mußte eine zuverlässige in- und ausländische Telefon- Fax- und DV-Verbindung geschaffen werden. Wie bei Sicherheitstechnikern üblich, wurde diese Aufgabe in einer ersten Stufe redundant und diversitär erfüllt. In Kürze werden mehrere russische Institutionen mit dem Büro und damit mit GRS und IPSN über ein DV-technisches Netzwerk verbunden sein.

Seit der offiziellen Eröffnung hat sich das Büro, wie vorgesehen, als wichtiger Punkt der Kooperation mit Rußland und teilweise auch mit der Ukraine, bereits bewährt. Seit Februar löst eine Veranstaltung die andere ab. Mehr als 15 Schulungen, Meetings und Arbeitsberatungen wurden abgehalten. In unregelmäßigen Abständen finden Gespräche und kleinere Diskussionen mit russischen Partnern statt. Dabei kommen viele Fragen zur Sprache, die anschließend schneller bearbeitet werden können. Mit Hilfe des Büros wurden eine Vielzahl von Seminaren, Arbeitstreffen, Beratungen und Lehrgängen vorbereitet und organisiert. Dazu gehören auch die

Vor- und Nachbereitung dieser Veranstaltungen sowie die Betreuung der deutschen und französischen Teilnehmer.

Die Angehörigen des Büros arbeiten mit an Projekten - bzw. betreuen sie -, die in der GRS oder von der gemeinsamen GRS/IPSN-Tochtergesellschaft RISKAUDIT koordiniert oder bearbeitet werden. Außerdem erfolgt über das Büro eine zusätzliche Information bei Störungen und Störfällen in kerntechnischen Anlagen. Zunehmend werden auch Übersetzungs- und Dolmetscherarbeiten wahrgenommen. Neben dem Leiter sind derzeit zwei wissenschaftliche Mitarbeiter, eine Übersetzerin/Sekretärin, eine Sekretärin sowie zwei technische Kräfte, die vom Kurtschatow-Institut abgestellt sind, im Moskauer Büro beschäftigt.

7 Geschäftsstellen

7.1 Geschäftsstelle SFK/TAA

Vertragliche Basis und Aufgaben der Geschäftsstelle

Seit dem 1. Februar 1992 nimmt die Geschäftsstelle im Rahmen eines zwischen dem Umweltbundesamt und der GRS geschlossenen Vertrages die Führung der Geschäfte der Störfall-Kommission (SFK) und des Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit (TAA) wahr. Die Geschäftsstelle, als gemeinsame Einrichtung von SFK und TAA, hat diese beiden Gremien sowie deren Unterausschüsse und Arbeitskreise im Rahmen der festgelegten Beratungsaufgaben administrativ und fachlich zu unterstützen.

Neben dem Leiter gehören zwei wissenschaftlich-technische Mitarbeiter und eine Sekretärin zum Mitarbeiterstab der Geschäftsstelle. Die im Vertrag vorgesehene Position eines weiteren wissenschaftlich-technischen Mitarbeiters soll im 2. Halbjahr 1993 besetzt werden.

Grundlage und Aufgaben von SFK und TAA

Mit dem 3. Gesetz zur Änderung des Bundes-Immissionsschutzgesetzes (BImSchG) vom 11. Mai 1990 wurden die gesetzlichen Grundlagen für die Tätigkeit der Störfall-Kommission und des Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit geschaffen (§§ 31a und 51a BImSchG). Am 15. Januar 1992 traten die Mitglieder von SFK und TAA erstmalig nach Erhalt ihrer Ernennungsschreiben durch den BMU zu ihrer Gründungssitzung in Bonn zusammen.

In den §§ 31a und 51a BImSchG sind die Aufgaben von SFK und TAA wie folgt beschrieben:

SFK

„Die Störfall-Kommission soll gutachtlich in regelmäßigen Zeitabständen sowie aus besonderem Anlaß Möglichkeiten zur Verbesserung der Anlagensicherheit aufzeigen.“

Der SFK gehören nach § 51a BImSchG an:

- Vertreter der Wissenschaft
- Vertreter der Umweltverbände
- Vertreter der Gewerkschaften
- Vertreter der beteiligten Wirtschaft
- Vertreter der für den Immissions- und Arbeitsschutz zuständigen obersten Landesbehörden
- der Vorsitzende des TAA

Die SFK hat zur Zeit 25 Mitglieder.

TAA

„Der Technische Ausschuß für Anlagensicherheit berät die Bundesregierung oder den zuständigen Bundesminister in sicherheitstechnischen Fragen, die die Verhinderung von Störfällen und die Begrenzung ihrer Auswirkungen betreffen. Er schlägt dem Stand der Sicherheitstechnik entsprechende Regeln (sicherheitstechnische Regeln) unter Berücksichtigung der für andere Schutzziele vorhandenen Regeln vor.“

Dem TAA gehören nach § 31a BImSchG an:

- Vertreter der beteiligten Bundesbehörden
- Vertreter der obersten Landesbehörden
- Vertreter der Wissenschaft
- Vertreter der Sachverständigen nach § 29a BImSchG
- Vertreter der Betreiber von Anlagen
- Vertreter der Berufsgenossenschaften
- die Vorsitzenden der nach §§ 2 und 11 GSG eingesetzten Ausschüsse
- der Vorsitzende des nach § 44 Abs. 1 GefStoffV eingesetzten Ausschusses
- der Vorsitzende der SFK

Der TAA hat zur Zeit 29 Mitglieder.

Zum Vorsitzenden der SFK wurde Prof. Dr.-Ing. Franz Mayinger vom Lehrstuhl für Thermodynamik, TU München, und zum Vorsitzenden des TAA Dr.-Ing. Volker Pilz von der Bayer AG, Leverkusen, beide am 15. Januar 1992, für die Dauer von drei Jahren gewählt.

Arbeitsschwerpunkte

SFK

Die Störfall-Kommission hat zunächst eine Geschäftsordnung verabschiedet. Für die Bearbeitung folgender Themen hat die SFK Arbeitskreise eingerichtet und mit der Beratung von Zwischenergebnissen im Plenum begonnen:

- Die Sammlung, Erfassung und Bewertung von Störfällen und Betriebsstörungen auf nationaler und internationaler Ebene

- Die Aufstellung von Grundsätzen und Kriterien für Sicherheitsabstände als Element der Anlagensicherheit

- Die Aufstellung von Kriterien zur Beurteilung akzeptabler Schadstoffkonzentrationen

TAA

Neben der Verabschiedung einer Geschäftsordnung und der Formulierung von Grundsätzen für seine Arbeit hat der TAA die folgenden Arbeitsschwerpunkte festgelegt und mit deren Bearbeitung und Beratung in Arbeitskreisen und im Plenum begonnen:

- Aufstellung von Vorschlägen zur ganzheitlichen Anlagenüberwachung nach § 7 (1) 4. BImSchG

- Aufstellung von Kriterien für Sachverständige nach § 29a BImSchG

- Ermittlung des Bedarfs an sicherheitstechnischen Regeln für Anlagen zum Lagern von brennbaren Gasen

- Ermittlung des Bedarfs an sicherheitstechnischen Regeln für Anlagen zum Lagern von Mineralöl

- Ermittlung des Bedarfs an sicherheitstechnischen Regeln für Anlagen zum Lagern von Stoffen gemäß 4. BImSchV, Nr. 9.34 und 9.35

- Aufstellung von grundsätzlichen Anforderungen an MSR-Systeme im Hinblick auf die Verhinderung von Störfällen

Sondersitzungen von SFK und TAA

Störfälle bei der Hoechst AG

Aus Anlaß gehäufter Ereignisse bei der Hoechst AG im Zeitraum Februar/März 1993 traten auf Wunsch des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit die Mitglieder von SFK und TAA jeweils zu einer Sondersitzung am 18. März 1993 bei der GRS in Köln zusammen. Die Sitzungen fanden große Beachtung in der Öffentlichkeit und bei den Medien. Die GRS hatte dazu in Abstimmung mit dem BMU einen Pressetermin nach der Sitzung arrangiert, bei dem die von den Gremien erarbeiteten Empfehlungen bekanntgegeben wurden.

Sonstige Störfälle

Aus Anlaß der Störfälle der letzten Zeit traten auf Wunsch des BMU die Mitglieder der SFK zu einer weiteren Sondersitzung am 17. Juni 1993 bei der GRS in Köln zusammen.

Ausblick

Während das Jahr 1992 wesentlich von dem insgesamt gut gelungenen Start von TAA und SFK mit Wahl der Vorsitzenden, Formulierung und Verabschiedung der Geschäftsordnung, Formulierung von Grundsätzen und/bzw. der Verabschiedung eines Themenkataloges sowie durch den Beginn der Arbeit an Einzelthemen geprägt war, ist 1993 mit ersten konkreten Ergebnissen in beiden Gremien zu rechnen.

Die SFK hat festgestellt, daß bezüglich der Sammlung von Ereignissen und deren Auswertung das Umweltbundesamt hierzu Aufgaben im Rahmen seiner gesetzlichen Verpflichtungen erfüllt. Die Sammlung, Dokumentation und Auswertung anderer, nicht amtlicher Daten kann auch durch andere qualifizierte Institutionen erfolgen. Hierbei ist die GRS ein besonders qualifizierter Anbieter. Die GRS bemüht sich zur Zeit im Rahmen eines Angebotes an das Umweltbundesamt um die Beauftragung zur Einrichtung einer solchen Sammel-, Erfassungs- und Aus-

wertungsstelle nicht amtlicher Daten auf nationaler und internationaler Ebene. 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.

VDI nachrichten

WOCHENZEITUNG FÜR TECHNIK UND WISSENSCHAFT · WIRTSCHAFT UND GESELLSCHAFT

Hoechst und die Folgen

Generalcheck bei der hessischen Chemieindustrie

Expertengremien sehen keinen Anlaß zur Änderung des deutschen Störfallrechts – Von R. O. Karis und R. Schulze

VDI-N, Düsseldorf, 26.3.93 – Die achte Betriebsstörung bei Hoechst innerhalb von drei Wochen führte zu Reaktionen der Politiker. Bundesumweltminister Klaus Töpfer rief die 55 Mitglieder des Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit (TAA) und der Störfallkommission (SFK) zu einer gemeinsamen Sondersitzung zusammen, Hessens Umweltminister Joschka Fischer veranlaßte Sicherheitschecks.

...Als konkretes Sitzungsergebnis kündigte TAA-Vorsitzender Volker Pilz an, daß eine Arbeitsgruppe möglichst schnell einen Leitfaden für die Beherrschung gefährlicher chemischer Reaktionen erstellen wird. Insbesondere soll dabei das rechtzeitige Erkennen abweichender Reaktionen berücksichtigt werden. Außerdem werde ein Katalog mit Kriterien für den Umgang, die Entsorgung und die gefahrlose Ableitung austretender Stoffe bei Druckentlastung verfaßt...

Eine umfassende Vorschlagsliste, die nach und nach abgearbeitet werden soll, legte auch Prof. Franz Mayinger, Vorsitzender der Störfallkommission, vor. Im wesentlichen beinhaltet sie die Forderungen, Vorschriften verständlicher zu machen, Sicherheitsanalysen nicht nur für den Betrieb der Anlagen, sondern auch für den Übergang zu Störfällen zu erstellen, sowie die Empfehlung, der Mensch-Maschinen-Kommunikation mehr Beachtung zu widmen und die elektronische Überwachung zu verbessern.

Empfehlungen der Störfallkommission

Die Störfallkommission erarbeite am 18. März u.a. diese Empfehlungen, die in weiteren Sitzungen vertiefend beraten werden sollen.

Die Sicherheitsanalyse einer Anlage soll stärker als bisher Wartung und Instandhaltung mit einbeziehen und mögliche Abweichungen vom Normalbetrieb berücksichtigen.

Die Sicherheitsanalyse soll regelmäßig durch interne und externe Kontrolleure überprüft werden, die Verantwortung für die Anlagen aber weiterhin beim Betreiber liegen.

Die Bedienungsmannschaft soll verstärkt motiviert werden und für Betriebszustände im Störfall trainieren.

Arbeits- und Bedienungsanleitungen sollen genauere Hinweise insbesondere für Abweichungen vom Normalbetrieb und für Übergangszustände zu einem möglichen Störfall enthalten.

Entsprechend der Paragraphen 4 bis 6 der Störfallverordnung soll mehr als bisher fehlertolerante Technik vorgesehen werden.

Die Schnittstelle Mensch-Maschine muß in ihrer Bedeutung verstärkt werden.

Auszüge aus VDI-Nachrichten vom 26.3.1993

7.2 Unabhängige Sachverständigenkommission zum Umweltgesetzbuch beim BMU

Das bundesdeutsche Umweltrecht hat sich – von manch frühen Vorläufern etwa im Gewerberecht einmal abgesehen – seit Anbeginn der siebziger Jahre kontinuierlich entwickelt. Dabei folgte der Gesetzgeber einem medienbezogenen Ansatz und schuf für die verschiedenen Umweltmedien Luft, Boden und Wasser zahlreiche Einzelgesetze. Im Bereich der Umweltgesetze des Bundes sind, um nur die wichtigsten zu nennen, das Bundes-Immissionsschutzgesetz, das Atomgesetz, das Wasserhaushaltsgesetz, das Abfallgesetz, das Bundesnaturschutzgesetz und das Chemikaliengesetz entstanden.

In Konsequenz dieser Entwicklung verfügt die Bundesrepublik Deutschland trotz einiger Defizite heute über ein durchaus anspruchsvolles und dichtes Netz von Umweltschutzgesetzen, das die Behörden und die betroffenen Bürger allerdings vor manche Schwierigkeiten stellt. So ist die Rechtslage in Anbetracht der Fülle von Gesetzen, Verordnungen und ausfüllenden Verwaltungsvorschriften auch für Experten schwer überschaubar geworden. Ein weiteres Problem liegt darin, daß die Vorschriften in den unterschiedlichen Gesetzen kaum aufeinander abgestimmt sind. So gelten beispielsweise für die Genehmigung eines Kernreaktors andere gesetzliche Grundlagen und damit auch andere Verfahrensbestimmungen als für große Chemieanlagen.

Dieser Befund hat schon seit Ende der siebziger Jahre die Forderung nach einer grundlegenden Überarbeitung und Vereinfachung des Umweltrechts laut werden lassen. So wird die Erarbeitung eines einheitlichen Umweltgesetzbuches von vielen als wichtigstes Mittel zur Schaffung eines einfacheren und leichter handhabbaren Umweltrechts angesehen. Auch die

Bundesregierung hat sich dieses Anliegen zu eigen gemacht. Im Auftrage des Umweltbundesamtes hat eine Gruppe von Professoren einen ersten Gesetzentwurf für ein Umweltgesetzbuch ausgearbeitet, der in Fachkreisen allgemeine Beachtung fand.

Am 2. Juli 1992 hat nun der Bundesumweltminister Prof. Dr. Töpfer die Unabhängige Sachverständigenkommission zum Umweltgesetzbuch ins Leben gerufen, die unter dem Vorsitz von Prof. Dr. Sandler, dem ehemaligen Präsidenten des Bundesverwaltungsgerichts, bis zum Jahre 1997 einen weiteren Entwurf für ein Umweltgesetzbuch erarbeiten soll. Aufgrund der Besetzung der Kommission mit hochrangigen Experten aus den unterschiedlichen mit umweltrechtlichen Fragestellungen befaßten Bereichen besteht ihre Aufgabe vor allem darin, die Erfahrungen aus der Praxis in den Entwurf einzubringen. Neben dem Vorsitzenden gehören der Kommission Prof. Dr. Kloepfer (Humboldt-Universität Berlin), Dr. Gaentzsch (Richter am Bundesverwaltungsgericht, Berlin), Dr. Sellner (Rechtsanwalt, Bonn), Prof. Dr. Winter (Universität Bremen), Prof. Dr. Johann (Umweltschutzbeauftragter des Mannesmann-Konzerns, Düsseldorf), Dr. Bulling (Rechtsanwalt, Stuttgart) sowie Dr. Schweikl (Rechtsanwalt, München) an.

Zur Unterstützung der Kommissionsarbeit hat die GRS die Einrichtung einer Geschäftsstelle in ihren Räumen in Berlin übernommen. Neben dem Leiter der Geschäftsstelle und einer Sekretärin sind dort fünf wissenschaftliche Assistenten zur Unterstützung der Kommissionsmitglieder tätig. Zwei wissenschaftliche Assistenten sind direkt im Bundesumweltministerium in Bonn angesiedelt sowie ein weiterer an der Universität Bremen.

8.1 Organisation und wirtschaftliche Grundlage

Die GRS ist eine wissenschaftliche, von der öffentlichen Hand getragene gemeinnützige Gesellschaft. Ihr Auftrag ist die Beurteilung und Weiterentwicklung der technischen Sicherheit, vorrangig auf dem Gebiet der Kerntechnik. Die Organisation der Gesellschaft zeigt Bild 8.2. Ihre Arbeitsgebiete sind Bewertungen der technischen und betrieblichen Sicherheit, Forschung und Entwicklung sowie wissenschaftliche Beratung in sicherheitstechnischen Fragen.

Rund 540 Mitarbeiter sind bei der GRS beschäftigt, davon über 360 Wissenschaftler der Fachrichtungen Physik, Maschinenbau, Verfahrenstechnik, Bautechnik, Elektrotechnik, Kerntechnik, Meteorologie, Chemie, Biologie, Mathematik und Informatik.

Die GRS hat ihren Sitz in Köln und weitere Betriebsteile in Garching bei München und Berlin sowie technische Büros in Paris, Moskau und Kiew.

Zur Durchführung ihrer Aufgaben stehen der GRS an allen Standorten leistungsfähige, in einem überregionalen Datennetz verbundene Rechner 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 Prof. Dr. Dr.-Ing. E. h. Adolf Birkhofer und Gerald Hennhöfer.

Ziele und Aufgaben

Die GRS löst ihre Aufgaben auf der Grundlage von Erkenntnissen und Erfahrungen aus

- Forschung und Entwicklung,
- Sicherheitsanalysen und
- Betriebsbewertungen.

Sie wird dadurch den Erfordernissen für kompetente und übergreifende Sicherheitsaussagen zu komplexen technischen Systemen, wie sie zum Beispiel kerntechnische Anlagen darstellen, gerecht.

Aktuelle Arbeitsschwerpunkte sind

- sicherheits- und sicherungstechnische Analysen und Bewertungen zu Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren (z. B. den russischen WWER-Reaktoren),
- Entwicklung und Validierung fortschrittlicher Simulationsprogramme und Bewertungsmethoden zur Beschreibung und Überwachung des Anlagenverhaltens bei Störfällen und schweren Unfällen (z. B. das Rechenprogramm ATHLET),
- Auswertung und Bewertung der nationalen und internationalen Betriebserfahrungen mit kerntechnischen Anlagen,
- Untersuchungen zur Wirksamkeit von Sicherheitsmaßnahmen im auslegungsüberschreitenden Bereich (z. B. durch Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes),
- Bereitstellung von Methoden und Daten für die Beurteilung der Zuverlässigkeit von Systemen und Komponenten,
- Strukturmechanische Analysen, radiologische Analysen sowie Bewertung radiologischer Auswirkungen zum Umweltschutz (z. B. Erfassung, Untersu-

- chung und Bewertung bergbaubedingter Altlasten),
- Sicherheitsanalysen zu Einrichtungen der nuklearen Entsorgung,
- Weiterentwicklung von Sicherheitsanforderungen,
- Entwicklung von Methoden zur Frühdiagnose von Anomalien im Reaktorbetrieb,
- Führung der Geschäfte der Störfallkommission (SFK), des Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit (TAA) und der Sachverständigenkommission zum Umweltgesetzbuch (UGB).

Tochtergesellschaften

Institut für Sicherheitstechnologie GmbH (IST)

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 durchgeführten anwenderorientierten Forschungs- und Entwicklungsaufgaben auf dem Gebiet Schadensfrühdiagnose, Leittechnik und Abfallentsorgung übernommen.

RISKAUDIT

Die Europäische Wirtschaftliche Interessen-Vereinigung RISKAUDIT ist eine gemeinsame Gründung der GRS und ihres



Bild 8.1: Tochtergesellschaften

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	Sicherheit 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 8.2: Organisation der GRS
(Stand: August 1993)

führung

G. Hennenhöfer

Zentralbereiche

Daten- verarbeitung

H. Hoermann

Mathematik

DV-
Anwendung

DV-Köln

DV-Systeme

Verwaltung

R. Antoni

Finanzen
und
Controlling

Personal und
Recht

Verwaltung
Garching

Verträge

Organisation/
Verwaltung
Köln

Forschung- betreuung

M. Banaschik

Programme
und
Anlagen

Störfälle und
Komponenten

Zentralaufgaben

Geschäfts- stellen

Störfall- Kommission

R. Feldmann

Technischer Ausschuß für Anlagensicherheit

R. Feldmann

Umwelt- gesetzbuch

E. Mast

französischen Partners IPSN mit Sitz in Paris. RISKAUDIT hat zum Ziel, ein Sachverständigenzentrum für kerntechnische Sicherheit zu schaffen. Die Aktivitäten konzentrieren sich zunächst auf die Kernkraftwerke in Mittel- und Osteuropa. RISKAUDIT koordiniert die gemeinsamen Projekte von IPSN und GRS im internationalen Bereich.

Partnerorganisationen

Durch einen Zusammenarbeitsvertrag ist die GRS mit ihrer französischen Partnerorganisation IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) verbunden. Ziel der Zusammenarbeit ist die Abwicklung gemeinsamer Projekte im europäischen Ausland. Darüber hinaus dient die Kooperation der Bündelung der wissenschaftlichen Ressourcen und der Erarbeitung gemeinsamer Sicherheitsziele.

Im Rahmen der TSOG (Technical Safety Organisation Group) arbeitet die GRS mit den anderen europäischen Partnerorganisationen eng zusammen. Ferner kooperiert sie mit der japanischen NUPEC (Nuclear Power Engineering Corporation).

Wirtschaftliche Grundlage

Die GRS als wissenschaftliche Gesellschaft finanziert sich ausschließlich über Aufträge. Am Auftragsvolumen der GRS in 1992 waren die Organisationen wie folgt beteiligt:

BMU/BfS	48%
BMFT	36%
Genehmigungsbehörden der Länder	5%
Ausländische Organisationen (primär EG)	3%
sonstige Organisationen	6%

Das Auftragsvolumen für das Jahr 1992 betrug rund 95 Mio. DM.

8.2 GRS/IPSN-Kooperation

Zusammenarbeit seit vielen Jahren

Das erste Abkommen zwischen französischen und deutschen öffentlichen Forschungsstellen über Austausch und Zusammenarbeit im Bereich der Sicherheitsforschung bei Leichtwasserreaktoren wurde zwischen BMFT und CEA im Jahre 1978 geschlossen. Obwohl bis dahin bereits ein reger Informationsaustausch bei Kongressen und internationalen Veranstaltungen stattfand, ist seit diesem Abkommen auch der GRS der direkte Zugang zu Forschungsergebnissen des CEA möglich.

Etwa zehn Jahre später, im Juni 1989, unterzeichneten der französische Minister für Industrie und Raumordnung Fauroux und Umweltminister Prof. Töpfer eine „Gemeinsame Erklärung über die Zusammenarbeit zwischen Frankreich und der Bundesrepublik Deutschland im Bereich der friedlichen Nutzung der Kernenergie“. Ein Ergebnis dieses Abkommens ist die Vereinbarung zwischen GRS und IPSN vom Juli 1989 zur Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Sicherheitstechnik. Hiermit wird die Kooperation zwischen GRS und IPSN bei der Lösung von Sicherheitsfragen auf nuklearem und nichtnuklearem Gebiet formalisiert und seither auch laufend verstärkt.

Themen der Zusammenarbeit

Die in der Vereinbarung festgehaltenen neun Themen wurden im Laufe der Zeit erweitert auf insgesamt 16 Themen aus den Gebieten

- Sicherheitsbewertungen und
- Sicherheitsstudien & Sicherheitsforschung.

Sicherheitsbewertungen

- European Pressurized Water Reactor (EPR)-Projekt
- Sicherheitsanalysen von WWER-Reaktoren

- Flugzeugabsturz
- European Fast Reactor (EFR)
- Brandschutz
- Verwendung von Brennstoff mit hohem Abbrand und Mischoxiden

Sicherheitsstudien & Sicherheitsforschung

- Thermohydraulik
 - Probabilistische Studien
 - „Severe Accident Management“
 - H₂-Verhalten bei Kernschmelzunfällen
 - Mensch-Maschine-Wechselwirkung
 - Analysesimulator
 - Strahlen- und Umweltschutz
 - Analyse der Risiken beim Transport radioaktiven Materials
 - Lagerung von nuklearem Abfall
 - Nichtnukleare Sicherheit
- Insgesamt wurden hierzu sieben gemeinsame GRS/IPSN-Berichte verfaßt.

Gemeinsamer Sicherheitsansatz für zukünftige Druckwasserreaktoren in Frankreich und Deutschland

Nachdem dies das umfangreichste und intensivste Thema der Zusammenarbeit im Berichtszeitraum darstellt, soll hier besonders darauf eingegangen werden.

In Frankreich und Deutschland werden alle Aktivitäten, die mit zukünftigen Leichtwasserreaktoren zusammenhängen, in enger Zusammenarbeit zwischen den beiden Ländern durchgeführt. Dies gilt sowohl für Betreiber und Hersteller bei der Entwicklung eines gemeinsamen Druckwasserreaktors, dem „European Pressurized Water Reactor (EPR)“ als auch für die Sicherheitsinstitutionen IPSN und GRS, die, durch obige Vereinbarung beauftragt, gemeinsame Sicherheitsziele für zukünftige Leichtwasserreaktoren entwickeln.

Hierzu wurden auf technischer Ebene sieben gemeinsame Arbeitsgruppen eingerichtet:

- Sicherheitsziele und -grundsätze
- Leck-vor-Bruch-Problematik
- Auslegung von Sicherheitssystemen und dazugehörige Richtlinien

- Allgemeine Gestaltung des Sicherheitsbehälters
- Einbeziehung von schweren Störfällen in die Auslegung
- Annahmen zur Berechnung von radiologischen Auswirkungen von Auslegungs- und schweren Störfällen
- Durchführung von probabilistischen Sicherheitsanalysen

Die GRS/IPSN-Arbeitsgruppen hielten in den vergangenen Jahren zahlreiche Besprechungen ab, gemeinsame Berichte und Stellungnahmen wurden verfaßt. Hierbei war es wesentlich, die gemeinsamen Standpunkte herauszuarbeiten und zu dokumentieren, oder aber die historisch bedingten unterschiedlichen Vorgehensweisen darzustellen und zu verstehen. Zu letzteren gehören Themen wie Leck vor Bruch, Flugzeugabsturz, Vorgehensweise bei probabilistischen Studien oder Berechnungsmethoden der radiologischen Auswirkungen nach schweren Störfällen.

Die in den Arbeitsgruppen erzielten Ergebnisse waren Grundlage für den GRS/IPSN-Bericht Nr. 6 „IPSN/GRS Proposal for a Common Safety Approach for Future Pressurized Water Reactors“, der vom Deutsch-Französischen Direktionsausschuß (DFD) angefordert wurde und im März 1993 erschienen ist. Die „Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)“ und die „Groupe Permanent chargé des Réacteurs nucléaires (GPR)“ diskutierten gemeinsam diesen Bericht und verfaßten auf dessen Grundlage eine gemeinsame Empfehlung für die beiderseitigen Sicherheitsbehörden.

Die Sicherheitsbehörden beider Länder, die „Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires (DSIN)“ und das „Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU)“ akzeptierten diesen Bericht auf der DFD-Sitzung vom 4. 6. 1993 und veröffentlichten dazu eine Pressemitteilung.

Mit dem Vorschlag eines gemeinsamen Ansatzes zur Sicherheit zukünftiger Leichtwasserreaktoren ist ein wichtiger Schritt zur Harmonisierung der nuklearen Sicherheit zwischen beiden Ländern getan. Die

zukünftige Arbeit wird sich zum einen auf die Entwicklung der detaillierten und quantifizierten technischen Sicherheitsprinzipien erstrecken, zum anderen auf die Überprüfung der grundsätzlichen Sicherheitsanforderungen an das EPR-Projekt.

Nicht zuletzt sollen die Erfahrungen, die während des bilateralen Harmonisierungsprozesses gesammelt wurden, für gesamteuropäische Bemühungen mit derselben Zielsetzung, genutzt werden.

8.3 Zusammenarbeit der GRS mit NUPEC

Im Juni 1991 unterzeichneten GRS-Geschäftsführer Prof. Adolf Birkhofer und Tsutomu Inoue, Präsident der Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC), einen Vertrag über Austausch und Zusammenarbeit auf gemeinsam interessierenden Gebieten der Reaktorsicherheitsforschung.

Die NUPEC ist eine japanische technisch-wissenschaftliche Organisation, die 1976 als Nuclear Power Engineering Center gegründet wurde. Sie wird vom Ministerium für internationalen Handel und Industrie (MITI) finanziert, das in Japan die Genehmigungsbehörde für kommerzielle Kernkraftwerke ist. Wesentliche Aufgabe dieser zunächst sehr kleinen Mannschaft waren der Aufbau von Versuchseinrichtungen sowie die Durchführung der Versuche und Auswertung der Ergebnisse. Bereits im zweiten Jahr wurde mit dem Bau des größten Rütteltisches der Welt begonnen, auf dem originale Großkomponenten montiert werden können, um ihr Verhalten bei seismischen Belastungen zu untersuchen – ein in Japan besonders wichtiger Aspekt.

Heute betreibt die NUPEC eine Reihe von experimentellen Einrichtungen, so zur Untersuchung des Verhaltens von Komponenten, Systemen und auch Baugründen bei Erdbeben, zur Untersuchung von Korrosion, der Zuverlässigkeit von Brennelementen oder der Auswirkung schwerer Störfälle auf das Containment.

Die vorwiegend experimentell arbeitende NUPEC und die vorwiegend analytische Werkzeuge entwickelnde GRS sind dazu prädestiniert, sich als Partner zu ergänzen. So liegt eine vertragliche Vereinbarung beider zur Zusammenarbeit nahe. Die in einem Anhang zum Vertrag genannten fachlichen Gebiete der Zusammenarbeit – die geänderten Bedürfnissen angepaßt werden können – betreffen Arbeiten zu den Phänomenen schwerer Störfälle, Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA), elektrische Einrichtungen, Instrumentierung und Zuverlässigkeit sowie seismische Belastung von Komponenten und Systemen.

Bereits 1991 wurde in Köln ein gemeinsamer Workshop zu Fragen des Wasserstoffverhaltens durchgeführt, auf dem beide Seiten offen über ihre Arbeiten berichteten. Dies ist als Einstieg in eine konkrete fachliche Zusammenarbeit zu sehen, die beiden Partnern Vorteile bietet. Im Juni 1992 wurde – ebenfalls in Köln – ein Workshop über Probabilistische Sicherheitsanalysen abgehalten, zu dem auch die französische Partnerorganisation der GRS, das Institut de Sûreté et de Protection Nucléaire (IPSN) eingeladen war. Der Grund hierfür war der erklärte Wunsch sowohl der GRS wie auch der NUPEC, das IPSN mit einzubeziehen und die bislang zweiseitigen Kontakte zum allseitigen Nutzen zu dreiseitigen zu machen. Dies wird auch in Zukunft fortgesetzt, wie auf dem Gebiet PSA, und erweitert, wie auf den Gebieten Wasserstoff und Notfall-schutz.

8.4 RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV)

Gemeinsam mit dem französischen Partner der GRS, dem IPSN, wurde am 5. August 1992 „RISKAUDIT“, eine Europäische Wirtschaftliche Interessenvereinigung (EWIV), gegründet. RISKAUDIT ist seit Oktober 1992 im französischen Handelsregister eingetragen und hat den Geschäftsbetrieb seitdem voll aufgenommen. Die Gesellschaft ist zur Zeit besetzt mit zwei Geschäftsführern, zwei wissenschaftlichen Mitarbeitern und zwei Sekretärinnen, die jeweils von den Muttergesellschaften abgestellt sind. Die Gesellschaft hat ihren Sitz innerhalb eines Bürogebäudes des IPSN in Fontenay-aux-Roses bei Paris.

Die mit der Gründung verbundene Zielsetzung folgt den politischen Erklärungen der für nukleare Sicherheit zuständigen Minister der Regierungen in Deutschland und Frankreich und bedeutet eine Stärkung der langjährigen GRS/IPSN-Verbindung, um eine Konvergenz der deutschen und französischen technischen Sicherheitsanforderungen zu erreichen. Zur Zeit konzentrieren sich diese Aktivitäten einerseits auf Sicherheitsfragen von mittel- und osteuropäischen Kernkraftwerken, andererseits auf die Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen an zukünftige Druckwasserreaktoren in Frankreich und Deutschland.

Die Hauptaktivitäten im Jahre 1993 können wie folgt zusammengefaßt werden:

- Aktivitäten in Osteuropa und in den GUS-Staaten,

- Intensivierung der GRS/IPSN-Kooperation,
- Beratung der Kommission der Europäischen Gemeinschaften (KEG) bei TACIS-, PHARE- und F&E-Projekten,
- Koordination von KEG-Tätigkeiten mit Gruppierungen der Betreiber und Hersteller (z. B. TPEG/WANO, ENAC),
- Koordination der Bildung der „Technical Safety Organizations (TSO)“-Gruppierung und deren Kooperation,
- Büros in Moskau und Kiew, die künftig vollverantwortlich von RISKAUDIT betrieben werden sollen,
- Teilnahme in RAM- und CONCERT-Gruppen der KEG, im IAEA-Lenkungsausschuß für Sonderprogramme für WWER, und in der Technischen G 24-Arbeitsgruppe für Kozloduy.

Insgesamt konnten bisher neun Verträge mit der KEG (DG I, DG XI, DG XII) oder der EBRD geschlossen werden. In diesen Verträgen ist RISKAUDIT Hauptvertragspartner und Hauptkoordinator. Im nächsten Jahr werden Abschlüsse mit ähnlichem Auftragsvolumen zusätzlich erwartet. Die Projektleitung ist hier sehr arbeitsintensiv, da mit bis zu 13 europäischen Organisationen Unterverträge bestehen.

Die umfangreichsten Projekte im Rahmen der Aktivitäten in Osteuropa und den GUS-Staaten sind mit der Kommission der Europäischen Gemeinschaften geschlossen und betreffen u.a.:

- Kernkraftwerk Kozloduy, Blöcke 1 und 2: Unterstützung der bulgarischen Genehmigungsbehörde,
- Gemeinsame Analyse der Europäischen Gemeinschaft mit Rußland über Herausforderungen und Lösungen im Bereich der nuklearen Sicherheit,

- Kernkraftwerk Rovno: Sicherheitsbeurteilung von Reaktoren des Typs WWER 440/213 und WWER 1000/320,
- Transfer der Genehmigungspraxis nach Rußland und in die Ukraine,
- Unterstützung des Unfallcodetransfers zur russischen Genehmigungsbehörde und der Sicherheitsorganisationen bei der Anwendung dieser Codes.

Die Gruppierung der „Technical Safety Organizations (TSO)“ wurde auf Betreiben der KEG gegründet und besteht aus IPSN (Frankreich), GRS (Bundesrepublik Deutschland), AEA-Technology (England), AVN (Belgien), CIEMAT (Spanien) und ENEA-DISP (Italien). Ein Ziel der TSO war von seiten der KEG, die Zusammenarbeit der entsprechenden Organisationen in EG-Ländern zu verstärken. Ein weiteres Ziel ist es, die Fähigkeiten und die Unabhängigkeit der Genehmigungsbehörden und deren Sicherheitsorganisationen in den osteuropäischen Ländern zu stärken.

RISKAUDIT ist von den TSO gebeten worden, die Koordination der gemeinsamen TSO-Aktivitäten vorzunehmen, bei Ausschreibungen zu Projekten innerhalb und außerhalb der EG im Auftrag der TSO Angebote einzureichen und das Projektmanagement durchzuführen.

8.5 Institut für Sicherheitstechnologie GmbH

Die „Institut für Sicherheitstechnologie GmbH“ (IST) wurde am 4. Februar 1992 als 100%ige Tochtergesellschaft der GRS gegründet. Der ordentliche Geschäftsbetrieb konnte zum 1. Mai 1992 aufgenommen werden.

Da der Kern der Unternehmensgründung in der Ausgliederung einzelner Organisationseinheiten der GRS besteht, war von Anfang an die Auslastung sichergestellt. Die erforderlichen Auftragsvolumina wurden vertraglich auf die neue GmbH übergeleitet.

Der Tätigkeitsschwerpunkt der IST liegt auf der anwendungsorientierten Forschung, Entwicklung und Beratung, ins-

besondere im Bereich der Sicherheit nuklearer Einrichtungen. Die bearbeiteten Aufträge betrafen im Berichtszeitraum zu rund 60 % industrielle, zu rund 40 % öffentliche Auftraggeber.

Besonders hervorzuheben sind die Arbeiten

- allgemeine Prozeßschnittstelle (C-Datenbank für On-line-Anlagendaten),
- Aktivitätsdatenerfassungs- und auswertesystem,
- industrielle Qualitätssicherung von Software (Methodenentwicklung, Richtlini-encharakterisierung und Kundenberatung),
- Forschungsarbeiten zur Sicherheitssoftware im Rahmen von Programmen der EG,
- Diagnosemethoden zur Anlagen- und Maschinenüberwachung,
- Diagnosemethoden zur Turbinenüberwachung,
- Qualifizierung neuer Sicherheitsleittechnik.

In den laufenden Akquisitionen wird besonders Gewicht gelegt auf

- praktische Industrieapplikationen zur Diagnose mechanischer Komponenten sowie Informationsverbesserung,
- Beratung und Anwenderunterstützung bei neuen Diagnosekonzepten,
- Beratung und Engineering bei der Umrüstung auf neue digitale Leittechnik.

Der insgesamt positive Start der Institut für Sicherheitstechnologie GmbH bestätigt die unternehmerische Entscheidung zur Gründung dieser Tochtergesellschaft und läßt hoffen, daß auch die Zukunft dieses Unternehmens erfolgreich sein wird.



Bild 8.3: Organisation der Institut für Sicherheitstechnologie GmbH

8.6 Veranstaltungen

Fachgespräch 1992

Das Fachgespräch im Hotel Schweizer Hof in Berlin am 28./29. Oktober 1992 hatte eine sehr große Resonanz. Mit über 350 Besuchern aus dem In- und Ausland, darunter Bundesumweltminister Töpfer, Staatssekretär Stroetmann sowie die Abteilungsleiter Hohlefelder (BMU) und Rembser (BMFT) waren mehr Gäste erschienen als erwartet. Beachtlich war auch der gute Besuch der Fachvorträge.

Als Begrüßungsansprache hielt Bundesumweltminister Töpfer eine über einstündige programmatische Grundsatzrede. Er forderte darin insbesondere die Rückkehr zum Energiekonsens früherer Jahre und stellte seine Auffassung über die heutige und zukünftige friedliche Nutzung der Kernenergie dar. Außerdem äußerte er sich detailliert zu den Hilfsmöglichkeiten für die GUS und die MOE-Staaten.

Zu Gast waren beim Fachgespräch auch die Leiter der atomrechtlichen Genehmigungsbehörden aus Rußland, der Ukraine

und Litauen sowie Vertreter der wissenschaftlich-technischen Zentren der Genehmigungsbehörden, der Akademie der Wissenschaften und aus dem Kurtschatov-Institut, Moskau. Ihnen wurden in separaten Veranstaltungen das Hilfsprogramm des BMU und, gemeinsam mit dem IPSN, das neue Tochterunternehmen RISKAUDIT vorgestellt. Bei diesen Gesprächen wurde ferner die Bildung einer „Technical Safety Organization Group“ angeregt, wobei sich erhebliche Meinungsunterschiede zwischen den östlichen Partnerorganisationen zeigten.

Die Organisation der verschiedenen Parallelveranstaltungen zum Fachgespräch, zu denen auch die gut besuchte Pressekonferenz und die Aufsichtsratssitzung gehörten, sowie die Besucherbetreuung konnten vom Berliner Büro trotz des verhältnismäßig engen Raums gut bewältigt werden.

G-7-Arbeitsgruppe tagte in der GRS

In der GRS Garching tagte am 5. und 6. November 1992 die G-7-Arbeitsgruppe zur Bildung eines Hilfsfonds für die GUS

und MOE-Staaten. Die 29 Teilnehmer kamen aus den G-7-Staaten USA, Kanada, Frankreich, Italien, Japan, England und Deutschland sowie von der Europäischen Gemeinschaft und der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBRD) in London. Ziel der Arbeitsgruppensitzung war in erster Linie, eine Geschäftsgrundlage für den multilateralen Hilfsfond zu erarbeiten.

Bereits im Mai 1992 hatten bei der GRS in Köln zwei Tagungen der G-7-Arbeitsgruppe stattgefunden.

GRS/IPSN-Seminar in Moskau

Am 10. und 11. November 1992 fand in Moskau ein gemeinsames GRS/IPSN-Seminar über Rechenprogramme zur Thermohydraulik einschließlich schwerer Störfälle statt. Es wurde in den Räumen und mit Unterstützung der russischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Gosatomnadsor durchgeführt.

Der Einladung waren über 70 russische Teilnehmer aus fast allen für die Reaktorsicherheit wichtigen Organisationen (For-



Staatssekretär Dr. G. Ziller beim Abendvortrag zum Fachgespräch



Die Pressekonferenz zum Fachgespräch fand diesmal im großen Sitzungssaal der GRS in Köln statt.

schung, Industrie, Behörden) der Einladung gefolgt.

Von GRS-Mitarbeitern des Bereichs Thermohydraulik wurde über Entwicklung, Verifikation und Anwendung des Programms ATHLET referiert. Das Vortragsprogramm enthielt darüberhinaus Beiträge russischer Fachleute, die ATHLET bereits für WWER- und RBMK-Reaktoren anwenden. Weitere russische Organisationen, darunter das für den Einsatz von Rechenprogrammen im staatlichen Aufsichtsverfahren maßgebende Gosatomnadsor, äußerten ihr konkretes Interesse an ATHLET.

Seitens des IPSN wurde über das integrierte Programmsystem ESCADRE für schwere Störfälle berichtet. Auch hierbei waren Beiträge von russischen Wissenschaftlern in das Vortragsprogramm eingebunden.

Seminare für Ostfachleute

Die GRS hat 1992 erfolgreich bei der Organisation und fachlichen Durchführung von zwei Seminaren für Fachleute aus der GUS und anderen mittel- und osteuropäischen Staaten im Kernforschungszentrum Karlsruhe mitgewirkt.

Vom 11. bis 23. November fand vor rund 35 Teilnehmern ein Seminar zur Anlagensicherung statt, vom 23. November bis 22. Dezember mit etwa 50 Teilnehmern eines über die Sicherheit kerntechnischer Anlagen.

Die Gäste bei den beiden Seminaren kamen aus verschiedenen Regionen Rußlands, aus Litauen, der Ukraine, Bulgarien, der Tschechischen Republik und Ungarn. Die hochqualifizierten und zum Teil hochrangigen Fachleute zeigten sich sehr interessiert und engagiert durch fundierte Fragen und Diskussionsbeiträge. Bei einem von der GRS arrangierten Abendessen wurden die Diskussionen weiter vertieft. Dabei kamen auch persönliche Themen und Probleme in den Ländern zur Sprache. Die Seminare wurden sehr positiv aufgenommen. Insbesondere an eine



Ein Workshop zum Thema „Vorkommnisse“ fand im September 1993 im GRS-Büro Berlin statt.

gemeinsame Arbeit mit der GRS werden große Erwartungen und Hoffnungen geknüpft.

In allen osteuropäischen Ländern besteht großer Bedarf an westlichem Know-how. Ein kleiner Teil dieses Bedarfs sollte 1993 durch Seminare und Workshops gedeckt werden, die die GRS unter Beteiligung anderer Institutionen, z.B. TÜV, VGB, im Auftrag des BMU organisierte und durchführte. Insgesamt handelte es sich für 1993 um 17 Seminare und Workshops – zwei weitere veranstalteten die TÜV –, die in Moskau, Kiew oder Deutschland stattfanden. Sie befaßten sich mit folgenden Themenbereichen:

- Sicherheit kerntechnischer Anlagen,
- Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren,
- Methoden der Sicherheitsbewertung und ihrer Anwendung bei Sicherheitsanalysen und Prüfungen,
- Aufgabe und Stellung unabhängiger Sachverständiger in Deutschland.

WINRE'92

Der BMU hat die GRS mit der Organisation und fachlichen Durchführung des inzwischen dritten internationalen Work-

shops zum Informationsmanagement (3rd Workshop on Information Management in Nuclear Safety, Radiation Protection and Environmental Protection – WINRE'92) beauftragt. Der Workshop fand am 14. und 15. Oktober 1992 in der GRS Köln statt und diente der Förderung der nationalen und internationalen Zusammenarbeit beim Informationsmanagement. Wie bereits 1990 und 1991 lag auch in diesem Jahr ein Schwerpunkt im Dialog mit Fachleuten aus den Ländern Ost- und Mitteleuropas. An dem Workshop nahmen Vertreter aus 14 Ländern und internationalen Organisationen teil.

Im Rahmen von WINRE'92 wurden Datenbankproduzenten, Produkte und Dienstleistungen vorgestellt. Dabei gab es mit Vorträgen und Demonstrationen am PC einen Einblick in bewährte und neue Technologien des Informationsmanagements auf den Gebieten Reaktorsicherheit, Strahlen- und Umweltschutz. Die GRS war mit Beiträgen der Abteilungen Kommunikation und Technische Dokumentation vertreten. Darüber hinaus stand ein gemeinsamer Vortrag von IST, GNS und GRS auf dem Programm.

CSNI-Workshop in Köln

Ein internationaler Workshop zur Häufigkeit von Lecks und Brüchen im Reaktor-Kühlsystem fand vom 9. bis 11. Dezember 1992 in der GRS Köln statt. Die GRS hatte ihn für das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) der OECD organisiert.

Das von der GRS angeregte Treffen sollte Spezialisten in der Beurteilung der Zuverlässigkeit von Rohrleitungen die Gelegenheit geben, den Wissensstand auf diesem Gebiet in den einzelnen Ländern darzustellen und zu diskutieren. Es sollten auch Empfehlungen für ein weltweit einheitliches Vorgehen erarbeitet werden.

Die 25 Teilnehmer kamen aus Belgien, Frankreich, Finnland, Großbritannien, Österreich, Schweden, Slowenien, USA und Deutschland.

Sicherheit beim Transport

Vom 25. bis 28. Januar 1993 war in der GRS Köln zu einem Treffen im Rahmen eines von der IAEA koordinierten Forschungsprogramms über die Weiterentwicklung von Analysemethoden zur Quantifizierung von Transportrisiken bei der Beförderung radioaktiver Stoffe eingeladen. Die Bundesrepublik Deutschland fungierte bei dieser Veranstaltung als Gastgeberland, die GRS als veranstaltende und teilweise als organisierende Institution. Insgesamt nahmen 19 Fachleute aus zwölf Nationen teil. Das Treffen wurde ergänzt durch einen Besuch des Forschungszentrums Jülich. Dort wurden die Einrichtungen zum Transport radioaktiver Stoffe und zur Produktkontrolle bei der Endlagerung besichtigt.

GRS/BfS-Fachgespräch Strahlenschutz

Im Berliner GRS-Büro trafen sich am 19. Februar 1993 Vertreter des BfS und der GRS zu einem Fachgespräch über Strahlenschutz. Ziel dieses zweiten Fachgesprächs – das erste hatte am 4. Mai 1990 stattgefunden – war es, die Fähigkeiten und laufenden Vorhaben der GRS darzustellen und zu erläutern, Möglichkeiten einer Zusammenarbeit zu diskutieren und wünschenswerte neue Vorhaben anzusprechen. Seitens des BfS wurde der derzeitige Stand von IMIS (Integriertes Meß- und Informationssystem zur Überwachung der Umweltradioaktivität) vorgestellt.

INES-Seminar für Brennstoffkreislaufanlagen

Im Auftrag des BMU fand am 3. März 1993 bei der GRS in Garching ein Seminar zur Anwendung der International Nuclear Event Scale (INES) auf besondere Vorkommnisse in Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufes und beim Transport statt. Der Teilnehmerkreis des Seminars umfaßte die Betreiber einschlägiger Anlagen, Unternehmen, die Nukleartransporte durchführen, sowie Vertreter der zuständigen Aufsichtsbehörden.

Die Bewertung von besonderen Vorkommnissen in Brennstoffkreislaufanlagen nach INES befindet sich gegenwärtig in der Probephase. Anlässlich des Seminars hat der Wirtschaftsverband Kernbrennstoffkreislauf, in dem die deutschen Betreiber zusammengeschlossen sind, seine Teilnahme an der Probephase der INES-Bewertung zugesagt.

RSK/GPR-Meeting

Am 6. Mai 1993 trafen sich in der GRS Garching auf Einladung des RSK-Vorsitzenden Prof. Birkhofer die Groupe Permanent chargé des Réacteurs Nucléaires (GPR) und die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) zu einem weiteren Gedankenaustausch über die Sicherheitsanforderungen an neue Reaktorkonzepte.

Das Ziel der deutsch-französischen Beratungen ist eine Harmonisierung der sicherheitstechnischen und genehmigungsrechtlichen Grundlagen in beiden Ländern

für eine neue Generation von Kernkraftwerken. Beratungsgrundlage des Treffens war im wesentlichen der IPSN/GRS-Bericht No. 6 „Vorschlag für einen gemeinsamen Sicherheitsansatz für zukünftige Druckwasserreaktoren“.

European Safety and Reliability Conference, ESREL'93

Vom 10. bis 12. Mai 1993 fand in München die ESREL'93 statt. 250 Teilnehmer aus 25 Ländern interessierten sich für die ca. 100 Vorträge. Staatssekretär Wieczorek (BMU) hob in seiner Eingangsrede den Nutzen technologie-übergreifender Konferenzen hervor, mahnte aber auch für die Themen Sicherheit und Zuverlässigkeit ein verstärktes Engagement in allen technischen Bereichen und bei allen Beteiligten an.

GRS und IST waren mit drei Vorträgen vertreten.

IAEA-Expertengruppe tagte in Garching

Vom 24. bis 28. Mai 1993 tagte in der GRS Garching eine internationale Expertengruppe, um einen Berichtsentwurf zur „Anwendung des Defense-in-Depth-Konzepts auf gegenwärtige und zukünftige Reaktoren“ auszuarbeiten. Die Gruppe traf sich im Auftrag der International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG), dem internationalen Beratergremium des IAEA-Generaldirektors.



Der TAA-Vorsitzende Dr. Pilz (l.) und der SFK-Vorsitzende Prof. Mayinger (r.) nehmen Stellung zu den Unfällen bei Hoechst.

Sondersitzung von SFK und TAA

Am 18. März 1993 fand in der GRS Köln eine gemeinsame Sondersitzung der Störfallkommission (SFK) und des Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit (TAA) statt. Anlaß für diese Sitzung war der Unfall bei der Hoechst AG, Werk Griesheim, am 22. Februar 1993. Außerdem wurde der Brand und die Explosion mit Todesfolge vom 15. März 1993, ebenfalls bei der Hoechst AG, Mowiol-Anlage, behandelt. Die Sitzung fand große Beachtung in der Öffentlichkeit und bei den Medien.

Fünfte Sitzung der UGB

Die nunmehr 5. Sitzung der Unabhängigen Sachverständigenkommission zum Umweltgesetzbuch (UGB) fand am 12. und 13. Mai 1993 unter der Leitung von Prof. Horst Sandler, Präsident des Bundesverwaltungsgerichts a.D., in der GRS Berlin statt.

Die Kommission tagt vierteljährlich und diskutiert bei ihren zweitägigen Sitzungen jeweils ein Bündel unterschiedlichster Rechtsfragen. Ein Diskussionsschwerpunkt besteht derzeit darin, die vorhandenen Bestimmungen über die Genehmi-

gung umweltrelevanter Tätigkeiten zu sichten und zu prüfen, ob sie vereinheitlicht und harmonisiert werden können. Nach dem derzeit geltenden Recht muß beispielsweise vor der Errichtung und der Inbetriebnahme einer großen Industrieanlage nicht nur eine Genehmigung nach dem Bundesimmissionsschutzgesetz eingeholt werden, sondern u.a. auch eine wasserrechtliche Erlaubnis nach Maßgabe der Landeswassergesetze. Die Kommission hat in Anbetracht dieses Befundes also zu prüfen, ob das bisweilen unkoordinierte Nebeneinander von verschiedenen Verfahrenstypen und unterschiedlichen rechtlichen Anforderungen mit einem zukünftigen Umweltgesetzbuch überwunden werden kann, ohne daß damit Einbußen am Umweltschutzniveau verbunden wären.

Weitere Fachveranstaltungen

Darüber hinaus hat die GRS u. a. folgende Veranstaltungen organisiert und fachlich betreut:

- Treffen der Vertragspartner zum europäischen Programmsystem ESTER (European Source Term Evaluation Research Package), Köln, 23. bis 25. September 1992
- DOE-Meeting
Garching, 22. September 1993
- GRS-USNRC-Meeting
„Zukünftige Zusammenarbeit“
Garching, 24./25. September 1993
- Multilateral Symposium on Safety Research for WWER-Reactors
Köln, 28. bis 30. September 1993
- BMFT/GRS/IPP/JAERI Informationstagung Nukleartechnik
Garching, 30. September bis 2. Oktober 1993
- NSRMU-Meeting über Deutsch-Englische Zusammenarbeit
Garching, 11./12. Oktober 1993

8.7 Veröffentlichungen, Vorträge

GRS-Berichte

GRS-Berichte erscheinen seit dem 1. Januar 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 den Fachmann ansprechen, der sich eingehender über bestimmte Spezialgebiete informieren will. Alle GRS-Berichte haben ein Report-Siegel mit laufender Nummer und Datum. Im Berichtszeitraum sind folgende GRS-Berichte erschienen:

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH:

Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 1 - 4, in russischer Sprache
GRS-94 (Oktober 1992)

Kersting, E., J. von Linden, D. Müller-Ecker, W. Werner:

Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren – Zusammenfassende Darstellung
GRS-95 (November 1992)

WINRE '92

3rd Workshop on Information Management in Nuclear Safety, Radiation Protection, and Environmental Protection
Held at Cologne, F.R.G., October 14. - 15, 1992
Edited by K.-A. Höpfner
GRS-96 (Januar 1993)

16. GRS-Fachgespräch
Berlin, 28. und 29. Oktober 1992
Tagungsbericht
GRS-97 (Januar 1993)

Safety Analysis for Boiling Water Reactors
A Summary
GRS-98 (July 1993)

Sicherheitstechnische Bewertung des Kernkraftwerks Stendal, Block A, vom Typ WWER-100/W-320
GRS-99 (Mai 1993)

2D/3D Program
Work Summary Report
GRS-100

Reactor Safety Issues Resolved by the 2D/3D Program
GRS-101

SWR-Sicherheitsanalyse
Abschlußbericht Teil 1
GRS-102/1 (Juni 1993)

SWR-Sicherheitsanalyse
Abschlußbericht Teil 2
GRS-102/2 (Juni 1993)

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:

Adrian, H., P. Kafka und J. Prock:

Modelling Uncertainties in Computer Based Operator Support Systems
In: K. Petersen, B. Rasmussen (ed.): *Safety and Reliability '92*, Elsevier Applied Science, London, 1992

Adrian, H., und L. Felkel:

Quality Assurance Procedures for Operator Support Software exemplified on a Post Trip Analysis Programme
IAEA Advisory Group Meeting on "Guidelines for the Development of NPP Operator Support Systems and for Licensing Related Software", Wien, 25. - 29. 5. 1992

Bastl, W., und H. Hörtnert:

Die Zuverlässigkeit von Meßsystemen
Handbuch der industriellen Meßtechnik, 5. Auflage, 1992

Beraha, D., H. Jahn, O. Lupas und

T. Voggenberger:
Extended Support for Accident Analysis in the Test Control Room
Kerntechnik 58/2, April 1993

Birkhofer, A.:

Energiesicherheit für ganz Europa? Technische Voraussetzungen, wirtschaftliche Bedingungen, politische Aufgaben
Bergedorfer Gesprächskreis, Protokoll Nr. 97/1992

Fett, H. J., und F. Lange:

Analysis of German Rail Accident Statistics for Risk Assessments
Proceedings of PATRAM '92, Yokohama City, September 1992

Firnhaber, M., und H. Alsmeyer (KfK):

International Standard Problem No. 30; BETA V5. 1 Experiment on Melt-Concrete Interaction. Comparison Report
CSNI-Report, NEA/CSNI/R(92)9

Frisch, W., K. Liesch und B. Riegel:

Identification of Improvements of Advanced Light Water Reactor Concepts
CEC-Nuclear Science and Technology, Report EUR 14296 EN, 1993

Frisch, W.:

An Account of the Activities of the LOBI Transients Programme Task Force
LOBI Seminar Proceedings, Joint Research Center Ispra of the CEC, Report EUR 14174 EN, 1992

Glaeser, H.:

Downcomer and Tie Plate Countercurrent Flow in the Upper Plenum Test Facility (UPTF)
Nuclear Engineering and Design, Vol. 133, 1992

Grillenberger, T., J. Huber und W. Mainka:

Automatisierung von Fernhandlung in Uran- und Mox-Brennelementfabriken
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1993-379

Hagedorn, B., H. J. Lippolt (Uni Heidelberg), und R. S. Wernicke (GRS):

Hämatit als (U+Th) / He- und Adular als K-Ar-, Rb-Sr-Chronometer zur Datierung hydrothormaler Prozesse, beobachtet an Vorkommen des Harzes
Beihefte zum European Journal of Mineralogy, Vol. 4, No. 1, 1992

Horche, W., R. Kirmse, D. Reichenbach und J. P. Weber:

Thermohydraulisches Störfallverhalten der Reaktoren in Greifswald
atomwirtschaft – atomtechnik 12/1992

Höpfner, K. A., und E. Lapp (KFA):

WINRE '92 Ost-West-Workshop zum Informationsmanagement
nfd, Zeitschrift für Informationswissenschaft und -praxis, 44, 1993, Heft 3

Höpfner, K. A.:

Volltextrecherche „Schnelles Blättersystem“
Imageverarbeitung INFODOC, Technologien für Information und Dokumentation, Heft 2, April 1993

Höpfner, K. A., und U. Riedel:

TECDO – Status and Recent Developments
In: Proceedings INFOS '93, 23. Informaticky Seminar, Bratislava 1993

- Jendrich, U.:**
Vergleich der Festlegungen in den USA, Frankreich, der Sowjetunion und Deutschland zur Berücksichtigung der Strahlenversprödung im Sicherheitsnachweis (zu betrachtende Lastfälle, Werkstoffe, Überwachung)
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1993-373
- Kafka, P., und S. K. Kobare:**
Expert Systems for Emergency Alarms Analysis during Accident Situations in Nuclear Reactors
Reliability Engineering and System Safety 37 (1992)
- Kafka, P.:**
Probabilistic Safety Assessment (PSA) Technology – How it works, what does it do, where are the gaps?
Proceedings ESREL '93, Elsevier Amsterdam, 1993
- Kersken, M., und F. Saglietti:**
Software Fault Tolerance: Achievement and Assessment Strategies
Research Reports ESPRIT, Project 300, REQUEST, Vol. 1, Springer Verlag Heidelberg, 1992
- Kersken, M.:**
Assessment Techniques for Highly Reliable Software
Proceedings of Annual Technical Symposium, Reliability of Programmable Electronic Systems, Risley, 18. 3. 1992
- Kirmse, R., V. Palazov und H. G. Sonnenburg:**
Analytische Kopplung von TRAM-Versuchen mit PKL-Experimenten, aufgezeigt am Beispiel TRAM-A3
Broschüre zur UPTF-Fachtagung IV, Mannheim, 25. 3. 1993
- Kosel, U. (Bergakademie Freiberg), und K.-J. Röhlig:**
Minisymposium 1: Angewandte Analysis
ZAMM Zeitschrift für angewandte Mathematik Mechanik, 72 (1992) 6, Akademie Verlag
- Kunitz, H., und H. Pamme (RWE):**
Graphical Tools for Lifetime Data Analysis
Statistical Papers, Vol. 33, 1992
- Lange, F., D. Gründler und G. Schwarz:**
Konrad Transport Study: Safety Analysis of the Transport of Radioactive Waste to the Konrad-Disposal Site
International Journal of Radioactive Materials Transport, Vol. 3, No. 4, 1992 (Special Issue)
- Lange, F., H. J. Fett, D. Gründler und G. Schwarz:**
Probabilistic Safety Analysis of Waste Transports to the Konrad Repository
Proceedings of Safewaste 93, Vol. 2, Avignon, Juni 1993
- Nikonov, S. (RSC KI), und J. Steinborn:**
Loss-of-Coolant Accident Analysis with Computer Code ATHLET for VVER 1000/88 Reactor Concept
Proceedings of the 1993 Simulation Multi-conference, Vol. 25, No. 4, 1993
- Pamme, H. (RWE), und H. Kunitz:**
Detection and Modelling of Ageing Behavior in Lifetime Data
In: Advances in Reliability, Elsevier Science Publishers, 1993
- Papadimitriou, P., und T. Skorek:**
One-Dimensional Thermohydraulic Code THESEUS and its Application to Chillover Process Simulation in Two-Phase Hydrogen Flows
Cryogenics 1992, Vol. 32, No. 4
- Pointner, W., und H. Austregesilo:**
Simulation of a Station Blackout in a German BWR with the Code ATHLET
Proceedings of the 1992 European Simulation Multiconference, York, 1.- 3. 6.1992
- Prock, J., B. Olma und M. Labeit:**
On-Line Test of Signal Validation Software on the LOBI-MOD2 Facility in Ispra, Italy
Nuclear Technology, 97, (1992)
- Reck, H., und D. Jungclaus:**
Thermische Schichtung in Rohrleitungen von Leichtwasserreaktoren
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1992-362
- Saglietti, F. und M. Kersken:**
Software-Diversität für Steuerungen mit Sicherheitsverantwortung
Schriftenreihe der Bundesanstalt für Arbeitsschutz – Forschung – Fb. 664, Dortmund 1992
- Saglietti, F.:**
Structural Testing Strategies Applied to Knowledge-Based Systems
Lecture Notes in Artificial Intelligence N. 604, Subseries of Lecture-Notes in Computer Science, Springer Verlag, Heidelberg, 1992
- Saglietti, F.:**
Integration of Software Reliability Predictions to Achieve Modelling Fault Tolerance
SAFECOMP '92 (H. Frey, Ed.), Pergamon Press 1992
- Scheuerer, G., und M. Scheuerer:**
Two-Fluid Model Simulation of Two-Phase Flow Problems using a Conservative Finite-Volume Method
Forschung im Ingenieurwesen – Engineering Research, Bd. 58 (1992) Nr. 5
- Schmülling, W., und G. Mansfeld:**
Unterstützungsprogramm für Kernkraftwerke in Osteuropa
atomwirtschaft-atomtechnik, Heft 2, 1993
- Schnürer, G.:**
Entstehung von Überspannungen und ihr Einfluß auf die Stromversorgung redundanter Komponenten des Sicherheitssystems von Kernkraftwerken
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1993-380
- Schrödl, E.:**
Calculation of Aerosol Release from Molten Core Concrete Interactions
Proceedings of the 3rd Workshop on Severe Accident Research in Japan, Tokio, 4.- 6.11.1992, JAERI-Memo 05-100
- Schulz, H., J. Sievers (GRS), B.R.Bass, C.E.Pugh and J. Keeny-Walker (ORNL):**
Final Report on Phase I of the Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)
Multinational Project for Fracture Analyses of Large-Scale International Reference Experiments
NUREG/CR-5997 ORNL/TM-12307, Dec. 1992
- Sievers, J., und H. Schulz:**
Analyses of Pressurized Thermal Shock Loadings in a Reactor Pressure Vessel – Pressure Vessel Fracture, Fatigue, and Life Management
PVP-Vol.233, ASME 1992
- Sonnenburg, H. G.:**
Flow Regime Transition from Slug Flow to Stratified Flow in a Full Scale Hot Leg Test of UPTF-TRAM
ANS Proceedings, 1992, National Heat Transfer Conference, HTC-Vol. 6
- Sonnenburg, H. G., und V. Palazov:**
Arbeiten der GRS zur Vorbereitung und Auswertung der UPTF-TRAM-Versuche, aufgezeigt am Beispiel TRAM A2
Broschüre zur UPTF-Fachtagung IV, Mannheim, 25.3.1993
- Wahba, A. B.:**
The Role of Instrumentation for Safe Operation of Nuclear Power Plants and for Management of Severe Accidents
Kerntechnik 58 (1993) No. 2
- Wernicke, R. S., und H. J. Lippolt (Uni Heidelberg):**
Botryoidal Hematite from the Schwarzwald (Germany): Heterogeneous Uranium Distributions and their Bearing on the Helium Dating Method
Earth and Planetary Science Letters, Vol. 114, No. 2/3, 1993

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, 4.11.1992 und 24.2.1993

Ackermann, L.:

Stilllegung von Kernkraftwerken
16. GRS-Fachgespräch, Berlin, 28. - 29.10.1992

Adrian, H., und A. Buecherl:

Application of Real-Time Temporal Reasoning for Operator Support Systems in Nuclear and Non-Nuclear Installations
Canadian Conference on Industrial Automation, Université de Québec, Montreal, 1.- 3.6.1992

Bachner, D., und H. Biesold:

Erfassung und Bewertung radioaktiver bergbaulicher Altlasten in den Ländern Sachsen, Thüringen und Sachsen-Anhalt
16. GRS-Fachgespräch, Berlin, 28. - 29.10.1992

Bastl, W., D. Beraha und T. Voggenberger:

Analysis Decision Support in the Test Control Room
International Symposium on Nuclear Power Plant Instrumentation and Control, Tokio, 18. - 22.5.1992

Bencik, V., und A. Hoeld:

Steam Collector and Main Steam System in a Multi-Loop PWR
NPP Representation 1993 Simulation Multi-Conference (Simulators X), Arlington, 29.3. - 1.4.1993

Beraha, D., und T. Voggenberger:

Open Design of ATLAS – Architecture and Future Extensions
Specialists' Meeting in Simulators and Plant Analysers, Lappeenranta, 9. - 12.6.1992

Berg, H.-P. (BfS), P. M. Hertrich und W. Werner:

Erfahrungen mit der PSA in Deutschland aus Sicht der Behörden und Sachverständigen
Jahrestagung Kerntechnik, Karlsruhe, 5. - 7.5.1992

Berg, H.-P. (BfS), U. Hauptmanns und P. M. Hertrich:

Survey of German PSA Investigations for Nuclear Power Plants
IAEA Technical Committee Meeting, Budapest, September 1992

Berg, H.-P., P. Brennecke (BfS) und B. Gmal:

Criticality Considerations of the Final Disposal of Alpha-Bearing Waste
International Symposium on Geologic Disposal of Spent Fuel, High-Level and Alpha-Bearing Wastes, Antwerpen, 19. - 23.10.1992

Berg, H.-P. (BfS), P. M. Hertrich:

Necessary Investigations for a Successful Management of the Risk of Nuclear Power Plant Operation
Research and Development in the Nuclear Industry, Cambridge, April 1992

Bieniussa, K. W., und H. Schulz:

Protection against Fatigue Damage Considering the Environmental Influence of LWR Operating
International Seminar on "Corrosion and Mechanical Strength of NPP Materials", St. Petersburg/Ladoga Lake/Onega Lake, 15. - 20.6.1993

Bieniussa, K. W., und H. Schulz:

Grundlagen zur Absicherung der Integrität von Komponenten (Beschreibung eines deutschen Konzepts für Leckpostulate zur Auslegung von KKW's)
Russisch-deutsches Treffen zu Sicherheitsfragen für den integralen Wasserreaktor VPBER-600, Nizhni Nowgorod/Moskau, 19. - 21.4.1993

Birkhofer, A.:

The Nuclear Program in Germany with Reference to the Safety Issue 50 Years from the Fermi Pile, International Conference, Pisa, 2. - 3.12.1992

Birkhofer, A.:

Kernenergie in der Krise – Gründe, Verantwortbarkeit, Auswege
Polyprojekt-Workshop Gesellschaft, Ethik und Risiko, Ascona, 22. - 25.11.1992

Birkhofer, A.:

Safety of Soviet-Designed Nuclear Power Plants – Safety Standards and Principles
ANS/ENS International Meeting, Chicago, 15. - 20.11.1992

Birkhofer, A.:

Aktuelle Fragen der Kernenergie und Reaktorsicherheit in Osteuropa
McKinsey, Saalbach, 10.3.1993

Birkhofer, A.:

Safety of Nuclear Power Plants in CIS and East European Countries
Lecture at JAERI's Annual Public Seminar on Safety Research, Tokio, 13.10.1992

Birkhofer, A.:

Prospects of Nuclear Safety in Western Europe
50 Jahre Kurtschatov-Institut, Moskau, 11.5.1993

Birkhofer, A.:

Risk Assessment in Nuclear Power
International Risk Assessment Conference, London, 5. - 9.10.1992

Birkhofer, A.:

Nuclear Power in Eastern Europe and the CIS – An International Challenge?
15th WEC Congress, Madrid, 22. - 25.9.1992

Birkhofer, A.:

The Use of Probabilistic Safety Assessments for Improving Nuclear Safety in Europe
ANS Topical Meeting/Risk Management – Expanding Horizons, Boston, 7. - 11.6.1992

Birkhofer, A.:

Evolution of Safety Objectives and Requirements
International ENS Topical Meeting TOPNEX 93, Den Haag, 25. - 28.4.1993

Birkhofer, A.:

What is Safety?
25th JAIF Annual Conference, Yokohama, 8. - 10.4.1992

Birkhofer, A.:

Internationale Sicherheitsforschung: Stand und Ausblick
Jahrestagung Kerntechnik, Karlsruhe, 5. - 7.5.1992

Birkhofer, A.:

The Nuclear Option
Issues of Energy and Risk / Wash-1400 and its Impact on Risk Assessment in Europe
Massachusetts Institute of Technology, 21.4.1993

Brummer, J.:

Considerations about an Axiomatic Basis for Software Control Flow Measures
IFAC-Symposium SAFECOMP '92, Zürich, 28. - 30.10.1992

Dräger, P.:

Erschließung von TRAM-Daten für die ATHLET-Entwicklung, aufgezeigt am Beispiel A4
UPTF-Fachtagung IV, Mannheim, März 1993

Felkel, L.:

Real-Time Expert Systems and Time Dependent Knowledge Bases
Specialists' Meeting on Application of Artificial Intelligence and Robotics to Nuclear Plants, AIR '92, Oarai, 23. - 30.5.1992

Fett, H. J., und F. Lange:

Häufigkeit von Bahnbetriebsunfällen im Güterzugverkehr der deutschen Bundesbahn
Symposium: Risiko und Sicherheit im Güterverkehr, Bad Honnef, November 1992

Firnhaber, M.:

Results of International Standard Problem No. 30 on BETA Test V5.1 on Core Concrete Interaction
OECD Specialists' Meeting on CORE DEBRIS/CONCRETE INTERACTIONS, Karlsruhe, 1. - 3.4.1992

Firnhaber, M., und H. Alsmeyer (KfK):

Results of International Standard Problem No.30 on BETA Test V5.1 on Core Concrete Interaction NURETH-5, Salt Lake City, 21. - 24.9.1992

Firnhaber, M.:

Results of the ISP31 (CORA 13) International Standard Problem Exercise CSARP, Bethesda, 3. - 7.5.1993

Frisch, W.:

Safety Issues of Advanced LWR Concepts in View of the Development of Safety Objectives 2nd ASME/JSME International Conference on Nuclear Engineering, San Francisco, 21. - 5.3.1993

Frisch, W., und G. Gros (IPSN):

Safety Consideration for Light Water Reactors in France and Germany 4th Annual Scientific and Technical Conference of the Russian Nuclear Society, Nizhny Novgorod, 28.6. - 2.7.1993

Frisch, W.:

Review of Power Reactor Design IAEA Interregional Training Course. Instrumentation and Control of Nuclear Power Plants, Karlsruhe, 26.4.1993

Frisch, W.:

Future Trends in Developing Objectives and Requirements for LWRs NRC-GRS Information Meeting on Advanced Light Water Reactors, Garching, 25.11.1992

Frisch, W.:

Neue Konzepte für Kernkraftwerke. Akzeptanz durch passive Sicherheit? Vortragsreihe: Kraftwerkstechnik quo vadis? TU München/ VDI Arbeitskreis Energietechnik, München, 8.2.1992

Frisch, W.:

Sicherheitsaspekte neuer Reaktorkonzepte Kolloquium über „Sicherheitsaspekte von Kernreaktoren“, Forschungszentrum Rossendorf, 4.11.1992

Frisch, W.:

An Account of the Activities of the LOBI Transients Programme Task Force LOBI-Seminar, Arona, 1.4.1993

Glaeser, H., und H. Karwat:

The Contribution of UPTF Experiments to Resolve some Scale-Up Uncertainties in Countercurrent Two-Phase Flow CSNI Specialists' Meeting on Transient Two-Phase Flow, Aix-en-Provence, 6. - 8.4.1992

Glaeser, H.:

Validation of the ATHLET Computer Code 1st GRS/IPSN Information Meeting on Thermal-Hydraulic and Severe Accident Codes, Moskau, 10. - 11.11.1992

Glaeser, H.:

Review Study on Uncertainty Methods for Thermal-Hydraulic Codes 9th Meeting of the OECD/NEA Task Group on Thermal Hydraulic System Behavior, Paris, 16. - 18.12.1993

Graf, U., und W. Werner:

Improved Efficiency in a Numerical Solution Method for Multidimensional Hyperbolic Fluid Flow Equations by a Spatial Discretisation Operator of second Order

Joint International Conference on Mathematical Methods and Supercomputing in Nuclear Applications, Karlsruhe, 19. - 23.4.1993

Graf, U., und W. Werner:

Experiences in Implementing Nuclear Simulation Codes on Distributed and Shared Memory Parallel Computers

Joint International Conference on Mathematical Methods and Supercomputing in Nuclear Applications, Karlsruhe, 19. - 23.4.1993

Gutschmidt, W.:

Stellung und Kompetenzen des Objektsicherungsbeauftragten und des Objektsicherungsdienstes im Anforderungsfall Sicherungsseminar des WKK, Boppard, 4.3.1993

Gutschmidt, W.:

Deterministische Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken

Seminar zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen für Teilnehmer aus Staaten der GUS und Mittel- und Osteuropa, Karlsruhe, 23.11. - 22.12.1992

Gutschmidt, W.:

Schutzziele bei Störmaßnahmen oder sonstigen Einwirkungen Dritter

Seminar zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen für Teilnehmer aus den Staaten der GUS und Mittel- und Osteuropa, Karlsruhe, 23.11. - 22.12.1992

Gutschmidt, W.:

Schutzziele bei Störmaßnahmen oder sonstigen Einwirkungen Dritter auf ortsfeste kerntechnische Anlagen

Sicherungsseminar für Teilnehmer aus Staaten der GUS und Mittel- und Osteuropa, Karlsruhe, 22.6. - 1.7.1993

Gutschmidt, W.:

Sicherungsanforderungen an ortsfeste kerntechnische Anlagen Sicherungsseminar für Teilnehmer aus Staaten der GUS und Mittel- und Osteuropa, Karlsruhe, 22.6. - 1.7.1993

Hauptmanns, U.:

Fiabilidad y modelos de riesgo (Zuverlässigkeit und Risiko) FICYT, Oviedo, 6.2.1992

Hauptmanns, U.:

Fiabilidad y modelos de riesgo Contaminacion Ingenieria Ambiental FICYT, Oviedo, 6.2.1992

Hauptmanns, U.:

Offene Fragen der PSA und die Sicht der Kritiker Jahrestagung Kerntechnik, Karlsruhe, 5. - 7.5.1992

Hauptmanns, U., und W. Werner:

Probabilistische Sicherheitsuntersuchungen für Kernkraftwerke – Vorgehensweise und neuere Ergebnisse 57. Physikertagung, Mainz, 25.3.1993

Hauptmanns, U.:

Accidentes e investigaciones fundamentales como fuente de conocimientos para analisis de seguridad de plantas quimicas Contaminacion Ingenieria Ambiental FICYT, Oviedo, 11.6.1993

Heuser, F.W.:

Sicherheitsbeurteilung von WWER-Reaktoren 16. GRS-Fachgespräch, Berlin, 28. - 29.10.1992

Hoeld, A., C. Clemente und S. Langenbuch:

Deionat Accident Due to an Inadvertent Start-Up of one of four PWR Main Coolant Pumps at Hot Stand-By Operational State (Preliminary Results from ATHLET Calculations) IAEA TC Meeting, Stockholm, 30. 11.- 3.12.1992

Horche, W.:

Large Break LOCA Analysis for Greifswald (VVER-440/213) with ATHLET/FLUT Thermo Code Club, RWC Kurchatov, Moskau, 3.11.1992

Höfler, A., H.Schulz, J. Sievers und X. Liu:

Methoden der Restlebensdauerbewertung (Thermoschock) Deutsch-Russisches Seminar, St.Petersburg, 3. - 6.5.1993

Hörtner, H., P. M. Hertrich und K. Köberlein:

The Importance of Probabilistic Safety Analysis TOPFORM '92, Prag, Oktober 1992

Hörtner, H., und K. Köberlein:

Experience with PSA and their Review in Germany PSA '93, Clear Water Beach, Florida, Januar 1993

Jahns, A., W. Frisch und D. Queniart (IPSN):

Ergebnisse der deutsch-französischen Zusammenarbeit über Sicherheitsziele für künftige DWR SVA-Informationstagung Kernenergie – Die nächsten Schritte, Bern, 22. - 23.10.1992

Kafka, P.:

Sicherheitsvorsorge bei modernen deutschen Druckwasserreaktoren Internationales Symposium, Saratov, 28.9. - 3.10.1992

Kafka, P.:

Living PSA – Risk Monitor – Current Developments IAEA TCM on Advances in Reliability Analysis and Probabilistic Safety Assessment, Budapest, 7. - 11.9.1992

- Kafka, P.:**
Risk Monitor – Current Developments
ESRA Workshop on Perspectives and Trends in Reliability, Lissabon, 2. - 3.11.1992
- Kafka, P.:**
Approximations of the Dynamic System Behavior within the Process of PSA
NATO-Workshop, Kusadasi, 24. - 28.8.1992
- Kafka, P.:**
Vorstellung des Handbuches technische Zuverlässigkeit – Diskussion und weitere Ziele
Seminar BFS, Salzgitter, 18.5.1993
- Kersken, M.:**
Software Quality and Reliability Assessment and Certification
SPT-4, 4th International Conference on Structural Failure, Product Liability and Technical Insurance, Wien, 6. - 9.7.1992
- Kersting, E.:**
Ergebnisse der SWR-Sicherheitsanalyse
16.GRS-Fachgespräch, Berlin, 28. - 29.10.1992
- Kirmse, R., W. Pointner, H. G. Sonnenburg und F. Steinhoff:**
DWR-Analysen für kleine Lecks unter Verwendung eines fortgeschrittenen Driftflux-Modells im Rechenprogramm ATHLET
Jahrestagung Kerntechnik 1992, Karlsruhe, 5. - 7.5.1992
- Kotthoff, K.:**
INES-Informationssystem
Seminar „Internationale Bewertungsskala für meldepflichtige Ereignisse in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren (INES)“, Köln, 6.5.1993
- Kotthoff, K.:**
Neuerungen im Benutzerhandbuch
Seminar „Internationale Bewertungsskala für meldepflichtige Ereignisse in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren (INES)“, Köln, 6.5.1993
- Kotthoff, K.:**
Einführung in das INES-Bewertungssystem, Informationsweg zur IAEA, Erfahrungen bei Kernkraftwerksvorkommnissen
Seminar zur Anwendung der INES-Bewertungsskala auf besondere Vorkommnisse im nuklearen Brennstoffkreislauf, Garching, 3.3.1993
- Lange, F., D. Gründler und G. Schwarz:**
Safety Analysis for Waste Transports to the planned final Waste Repository Konrad
3rd International Conference on High Level Radioactive Waste Management, Las Vegas, April, 1992
- Lange, F., D. Gründler und G. Schwarz:**
Methods and Results of a Probabilistic Risk Assessment for Radioactive Waste Transports
10th International Symposium on Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM 92), September 1992
- Lange, F.:**
Wie sicher werden radioaktive Stoffe befördert?
Fachtagung „Beförderung radioaktiver Stoffe“, Haus der Technik, Essen, 14. - 15.10.1992
- Lange, F.:**
Risiken im Eisenbahnverkehr – Auswertung von Eisenbahnunfällen, wie sicher ist der Eisenbahntransport?
3. Münchner Gefahrguttag, München, 3. - 5.5.1993
- Lange, F.:**
Schutzziele der Transportvorschriften für radioaktive Stoffe
Fachtagung „Beförderung radioaktiver Stoffe“, Haus der Technik, Essen, 14. - 15.10.1992
- Lange, F.:**
Transportstudie Konrad
Sommerschule Strahlenschutz, Berlin, 7. - 10.6.1993
- Langenbuch, S., und K. Velkov:**
PWR Results of the 3D Reactor Core Model QUABOX/CUBBOX-HYCA
OECD-NEA NSC Three Dimensional Light Water Reactor Core Transient Benchmark, Paris, 23. - 25.9.1992
- Langenbuch, S.:**
Rekritikalität bei schweren Störfällen
16. GRS-Fachgespräch, Berlin, 28. - 29.10.1992
- Langenbuch, S., und H. Schäfer:**
The German Approach to the Prevention of Reactivity Accidents in LWR
Seminar on NPP Reactivity Accidents, Kiev, 28.9. - 3.10.1992
- Liemersdorf, H.:**
Anwendung der INES-Skala auf Forschungsreaktoren
Seminar „Internationale Bewertungsskala für meldepflichtige Ereignisse in Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren (INES)“, Köln, 6.5.1993
- Mansfeld, G., und W. Schmülling:**
Unterstützungsprogramm für die Sicherheit von Kernkraftwerken
16. GRS-Fachgespräch, Berlin, 28. - 29.10.1992
- Martens, R., und K. Maßmeyer:**
Harmonisierung der französischen und deutschen Ausbreitungsmodelle für störfallbedingte Freisetzungen aus kerntechnischen Anlagen
16. GRS-Fachgespräch, Berlin, 28. - 29.10.1992
- May, H.:**
Stand und Perspektiven der Kerntechnik in Osteuropa
KTG-Nachwuchstagung, Dortmund, 27.11.1992
- May, H.:**
Sicherheitsorganisation für Kernkraftwerke
BPU-Seminar: Organisation der Anlagensicherheit zur Umsetzung des § 52a BImSchG, Köln, 16.3.1993
- Mayinger, F. (TU München), P. Weiss (Siemens) und K. Wolfert (GRS):**
Two-Phase Flow Phenomena in Full-Scale Reactor Geometry
CSNI Specialist Meeting on Transient Two-Phase Flow, Aix-en-Provence, 6. - 8.4.1992
- Maßmeyer, K., R. Martens et al.:**
Harmonization of French and German Calculation Schemes to Model Short-Range Atmospheric Dispersion Following Accidental Releases from Nuclear Power Plants
Workshop on "Objectives for Next Generation of Practical Short-Range Atmospheric Dispersion Models, Riso, 6. - 8.5.1992
- Maßmeyer, K.:**
Übersicht über in der Praxis verwendete Ausbreitungs- und Strömungsmodelle
Seminar „Ausbreitungsrechnung zur Luftreinhaltung – Grundlagen und Modelle“, Essen, 9.9.1992
- Mester, W., und H. D. Krause:**
Sammlung und Auswertung von Vorkommnissen in Brennstoffkreislaufanlagen bei der GRS
Seminar zur Anwendung der INES-Bewertungsskala auf besondere Vorkommnisse im nuklearen Brennstoffkreislauf, Garching, 3.3.1993
- Morlock, G., und C. Gronemeyer:**
Poster Session: Calculation of Hydrogen Distributions and Pressures in Open and Waste-filled Boreholes for LWR and HTR Fuel Elements
International Symposium on Geological Disposal of Spent Fuel, High-Level and Alpha-Bearing Wastes, Antwerpen, 19. - 23.10.1992
- Müller, W.:**
New Regulations for Radioactive Waste Disposal in Germany and their Implications
CSN-Seminar on Selected Reactor Safety Topics, Madrid, 20. - 22.4.1993
- Müller, W.:**
Charakterisierung von Kernkraftwerksabfällen – ein europäischer Vergleich
16. GRS-Fachgespräch, Berlin, 28. - 29.10.1992
- Müller-Ecker, D.:**
Ereignisablaufanalysen für SWR-72
16. GRS-Fachgespräch, Berlin, 28. - 29.10.1992
- Nikonov, S. (RSC KI), und J. Steinborn (GRS):**
Results of Post-Test Calculation for PACTEL Test with ATHLET
ISP31 Workshop, Lappeenranta, 17. - 19.5.1993
- Nikonov, S. (RSC KI), und J. Steinborn (GRS):**
Loss-of-Coolant Accident Analysis with Computer Code ATHLET for VVER 1000/88 Reactor Concept
SCS Simulation Multiconference, Arlington, 29.3. - 1.4.1993
- Nikonov, S. (RSC KI), und J. Steinborn (GRS):**
Results of Blind Pre-Test Calculation for PACTEL Test with ATHLET
ISP33 Second Workshop, Lappeenranta, 17. - 19.5.1993

Petry, A.:

Adaptation of the ATHLET-Code for RBMK-Reactors
1st GRS/IPSAN Information Meeting on Thermal-Hydraulics and Severe Accident Codes, Moskau, 10. - 11.11.1992

Petry, A.:

Development and Validation of ATHLET for VVER Analyses
1st GRS/IPSAN Information Meeting on Thermal-Hydraulics and Severe Accident Codes, Moskau, 10. - 11.11.1992

Petry, A.:

Modelling of BOP-Systems for VVER-440-Plants Using the ATHLET-Code
1993 Simulation Conference, Arlington, 29.3. - 1.4.1993

Pfeffer, W.:

German Situation Concerning Radiation Protection of Workers in PWR
Seminar on Selected Reactor Safety Topics, Madrid, 20. - 22.4.1993

Pfeffer, W.:

Achievements of Radiation Protection in Nuclear Power – Key Factors Relevant for Dose Reduction
OECD/NEA CRPPH Workshop, Paris, 11. - 13.1.1993

Pointner, W.:

ATHLET-Untersuchungen zur SWR-Sicherheitsanalyse
16. GRS-Fachgespräch, Berlin, 28. - 29.10.1992

Prock, J., M. Labeit und T. Kullmann:

Computer-Based Signal Validation and Early Fault Detection Using Parallele Processors and a Hybrid AI-System
Canadian Conference on Industrial Automation, Montreal, 1. - 3.6.1992

Reck, H.:

Damage Mechanisms and Estimation of the Frequency of Leaks of Steam Generator Tubes in German PWR's
CSNI International Workshop of the Reactor Coolant System Leakage and Failure Probabilities, Köln, 9. - 11.12.1992

Saglietti, F.:

Structural Testing Strategies Applied to Knowledge-Based Systems
5th International Conference on Industrial & Engineering Applications of Artificial Intelligence and Expert Systems (IEA-AIE 92), Paderborn, 9. - 12.6.1992

Saglietti, F.:

Integration of Software Reliability Predictions to Achieve Modelling Fault Tolerance
IFAC Symposium on Safety of Computer Control Systems (SAFECOMP), Zürich, 28. - 30.10.1992

Saglietti, F.:

Verfahren zur Software-Verifikation
Kolloquium, Institut für Informatik und Institut für Prozeß- und Produktionstechnik, TU Clausthal, Clausthal-Zellerfeld, 11.12.1992

Schulz, H.:

Overview of the CSNI Project FALSIRE
IAEA/CSNI Specialists' Meeting on Fracture Mechanics by Large Scale Testing, Oak Ridge, 26. - 29.10.1992

Schwarz, S.:

Precalculation of the Containment Aerosol Experiment VANAM M2* with the Multicompartment Code FIPLOC-M
Jahrestagung Kerntechnik, Karlsruhe, 5. - 7.5.1992

Schwarz, S.:

Validation of the Multicompartment Code FIPLOC-M (AEROS) on the VANAM Experiments AAAR '92
11th Annual Meeting, San Francisco, 12. - 16.10.1992

Schwinges, B.:

Definition of Phenomena in a Bubble Condenser Type VVER 440/213 and the Demands for Analytical Simulation/Validation
Working Group on Dynamic Behavior of VVER 440/213 Bubble Condenser Containment, Kiew, 25. - 27.11.1992

Schwinges, B.:

Status of RALOC/DRASYS
IPSAN/GRS Meeting on ESCADRE, Cadarache, 23. - 24.11.1992

Schwinges, B.:

Integration of Containment Codes RALOC + FIPLOC-M
7th Progress Meeting of SCA-Contractors on Source Term Modelling/ESTER, Harwell/Oxford, 18. - 19.2.1992

Schwinges, B., B. Hüttermann, M. Heitsch und W. Klein-Heßling:

Progress in the Development and Validation of the Containmentcode RALOC
Status and Management Meeting on Cooperative Severe Accident Research Program, Bethesda, 19. - 20.10.1992

Schwinges, B.:

Containment Code RALOC Containment Code FIPLOC – An Overview
2nd ESTER-Workshop, CEC, JRC, Ispra, 7. - 9.6.1993

Schwinges, B.:

Recent Results on H₂-Distribution Experiments and Post-Testcalculations
IPSAN/GRS Information Meeting on Recent Results of Hydrogen Related Aspects of Severe Accidents in the Containment, Fontenay-aux-Roses, 30.3.1992

Schäfer, H.:

Reaktivitätseffekte in Kernkraftwerken
Seminar, Kiew, 28.9. - 3.10.1992

Schäfer, H.:

Anwendung der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) im kerntechnischen Genehmigungsverfahren
IAEA-Seminar, Wien, 26. - 29.4.1993

Sievers, J., und B. R. Bass (ORNL):

A Summary of CSNI Project FALSIRE
Analyses of the Second HSST Pressurised Thermal-Shock Experiment (PTSE-2)
IAEA/CSNI Specialists' Meeting on Fracture Mechanics by Large Scale Testing, Oak Ridge, 26. - 29.10.1992

Sievers, J., und X. Liu:

Simulation of the Fracture Mechanics Behavior of Pressure Vessels under Thermal and Mechanical Transient Loading
CEA-BMFT Exchange Meeting, Stuttgart, 29.3. - 30.3.1993

Sievers, J., und X. Liu:

Untersuchungen zur Spannungsmehrsichtigkeit bei bruchmechanischen Analysen von Reaktordruckbehältern unter thermischer und mechanischer Belastung
DVM Arbeitskreis „Bruchvorgänge“, Karlsruhe, 16. - 17.2.1993

Sievers, J.:

Bruchmechanische Analysen an Reaktordruckbehältern unter Thermoschockbelastung
ADINA-Seminar, Berlin, 24. - 25.9.1992

Sievers, J., und B. R. Bass (ORNL):

Comparative Assessment of Project FALSIRE-Results
IAEA/CSNI Specialists' Meeting on Fracture Mechanics by Large Scale Testing, Oak Ridge, 26. - 29.10.1992

Sonnenburg, H. G., und H. Tuomisto (IVO):

Analysis of Selected Two-Phase Flow Phenomena in VVER Reactors with Horizontal Steam Generators
CSNI Specialists' Meeting on Transient Two-Phase Flow, Aix-en-Provence, 6. - 8.4.1992

Steinborn, J.:

Application of ATHLET for VVER Analyses
1st GRS/IPSAN Information Meeting on Thermal-Hydraulics and Severe Accident Codes, Moskau, 10. - 11.11.1992

Sträter, O.:

A Connectionism Approach for Assessing the Reliability of Human Actions. A Program for the Evaluation of Plant Experience
EHRPG-Meeting, Gol-Halden, März 1993

Sütterlin, L.:

Grundzüge des Sicherheitskonzeptes deutscher Kernkraftwerke
Seminar Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für Kernkraftwerke, Moskau, 11. - 14.5.1993 und Kiew, 7. - 11.6.1993

Sütterlin, L.:

Praktische Arbeit der RSK, Beratungsgremium des Bundesministers auf dem Gebiet der Kerntechnik
Seminar Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren für Kernkraftwerke, Kiew, 7. - 11.6.1993

Sütterlin, L.:

Grundsätze zur Auslegung von Kernkraftwerken gegen Störfälle
Seminar zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen für Teilnehmer aus den Staaten der GUS und Mittel- und Osteuropas, Karlsruhe, 23.11. - 22.12.1992

Sütterlin, L.:

RSK und SSK: Beratungsgremien des Bundesministers auf dem Gebiet der Kerntechnik
Seminar zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen für Teilnehmer aus den Staaten der GUS und Mittel- und Osteuropas, Karlsruhe, 23.11. - 22.12.1992

Thomas, W.:

Grundzüge der Anwendung von INES auf Brennstoffkreislaufanlagen
Seminar zur Anwendung der INES-Bewertungsskala auf besondere Vorkommnisse im nuklearen Brennstoffkreislauf, Garching, 3.3.1993

Tiltmann, M.:

Filtered Venting of Containments during Severe Accidents in German Nuclear Power Plants
Research Coordination Meeting on Severe Accident Management, Berlin, 22.6.1993

Tiltmann, M.:

Filtered Venting of Containments during Severe Accidents in German Nuclear Power Plants
CSN Seminar on Selected Reactor Safety Topics, Madrid, 20. - 22.4.1993

Trambauer, K.:

The Code ATHLET-CD for the Simulation of Severe Accidents in Light Water Reactors
NURETH-5, Salt Lake City, 21. - 24.9.1992

Verstegen, C., P. Hömke, A. Kofahl und H. Holtschmidt:

Zuverlässigkeitskenngrößen für die SWR-Sicherheitsanalyse
16.GRS-Fachgespräch, Berlin, 28. - 29.10.1992

von Linden, J.:

System- und Zuverlässigkeitsanalysen für SWR-72
16. GRS-Fachgespräch, Berlin, 28. - 29.10.1992

Wahba, A. B.:

Instrumentation Behavior During Severe Accidents (TMI-2 and LOFT)
Reactor Engineering Seminar, Department of Nuclear Engineering, University of Michigan, Ann Arbor, 23.9.1992

Wahba, A. B.:

The German Test Control Room
Reactor Engineering Seminar, Department of Nuclear Engineering, University of Michigan, Ann Arbor, 22.9.1992

Weber, G.:

Berechnung der Spaltproduktückhaltung im Sicherheitsbehälter mit dem Rechenprogramm FIPLOC-M
16. GRS-Fachgespräch, Berlin, 28. - 29.10. 1992

Weber, J. P., und D. Reichenbach:

Stand der Sicherheitsbewertung von Reaktoren des Typs RBMK
1. pK TTTK-Kolloquium der TU Berlin, Wagrain, 9.3.1993

Weber, J. P., und D. Reichenbach:

German Assistance Programme for the Nuclear Supervisory Authority of Lithuania and their Technical Support Organisations
SKI, Stockholm, 24.11.1992

Wolfert, K.:

Nutzung von Forschungsergebnissen für neue Reaktoren
16. GRS-Fachgespräch, Berlin, 28. - 29.10.1992

Wolff, H.:

Application of RALOC and DRASYS to VVER
ESCADRE VVER Meeting, Budapest, 22. - 25.9.1992

Wolff, H.:

DRASYS – Code Description and first Application to VVER
Working Group Meeting "VVER-440 Bubble Condenser Containment Research Work", Kiew, 25. - 26.11.1992

Wolff, H.:

Assessment Work in GRS
ESCADRE VVER Meeting, Budapest, 22. - 25.9.1992

Zwermann, W., und S. Langenbuch:

Untersuchungen zur Kritikalität eines SWR-Kernes bei Kernfreilegung mit Abschmelzen der Absorberelemente
Jahrestagung Kerntechnik, Karlsruhe, 5. - 7.5.1992

**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 41 89-0
Telefax (0 30) 88 23 655