

Jahresbericht 1988

Gesellschaft
für Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

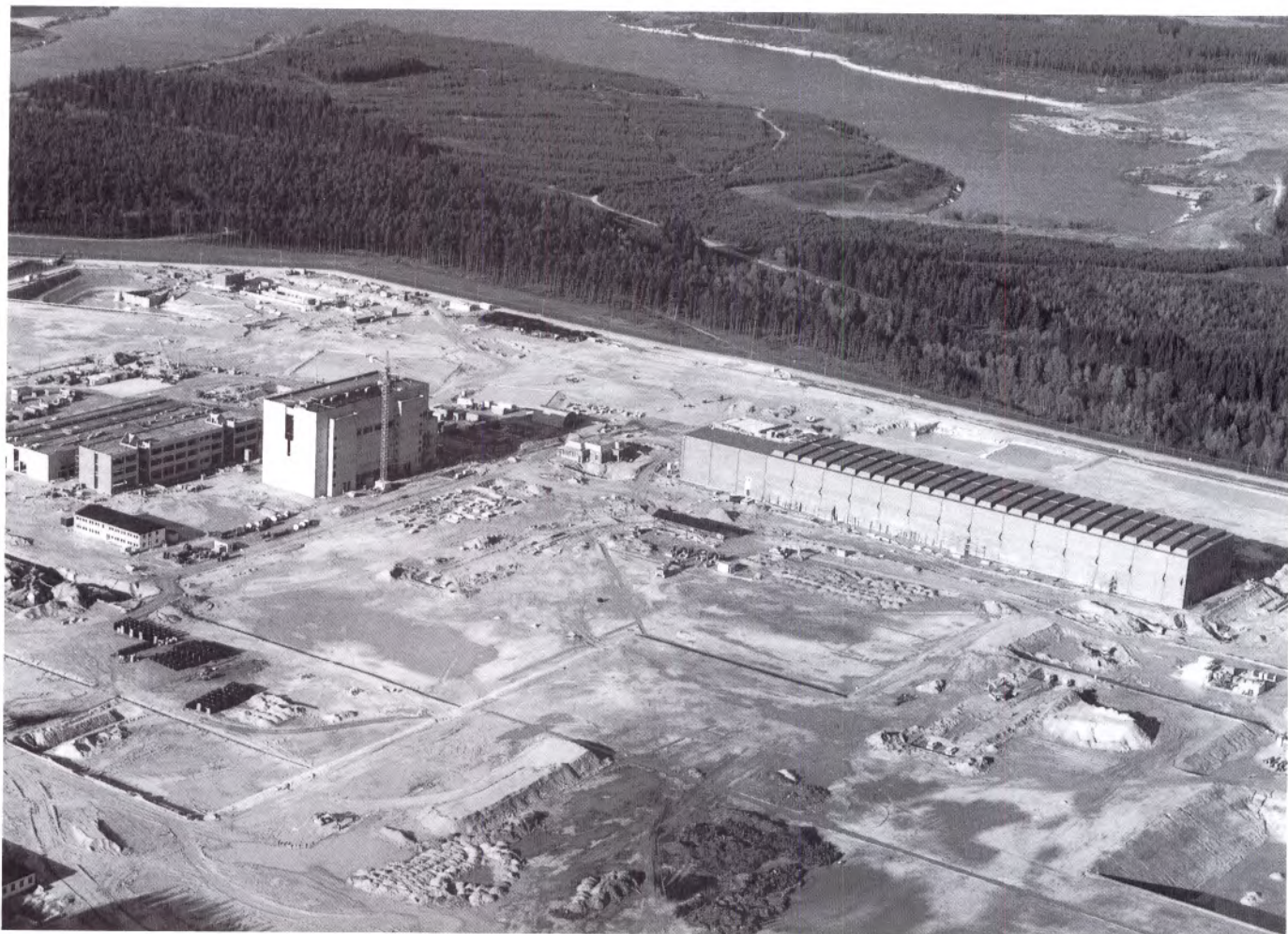


Jahresbericht 1988

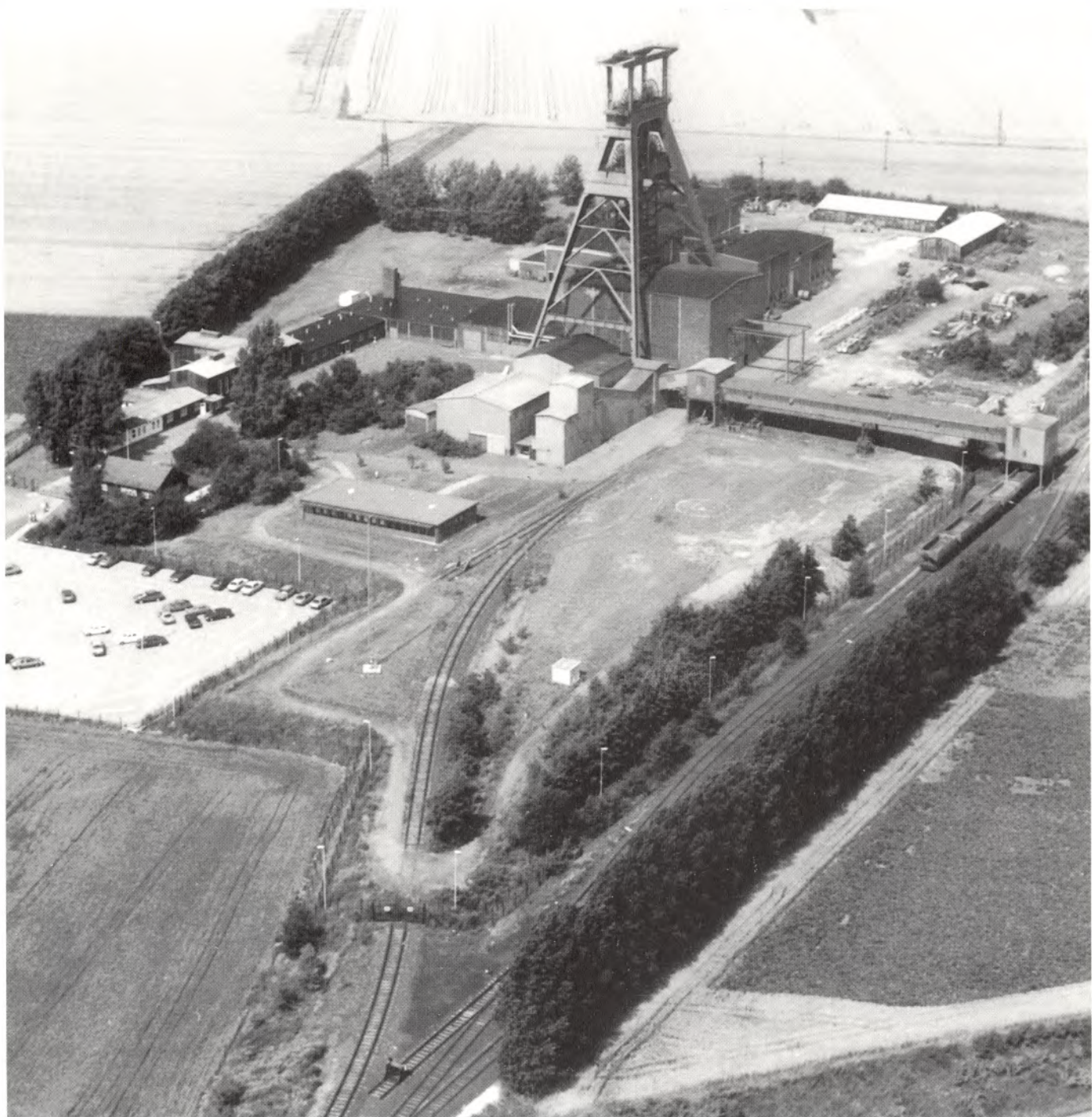
Gesellschaft
für Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

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

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



Bauzustand der Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf Ende Oktober 1988
(Foto: DWW, Luftaufnahme freigegeben von der Regierung Mittelfranken, Luftamt Nordbayern, GS 2509/355)



Die Schachanlage Konrad 1
(Foto: PTB, Luftaufnahme freigegeben von der Bezirksregierung Braunschweig, Nr. 5206/115)

1 Einführung	8
2 Die GRS: Aufgaben und Ziele	10
3. Geschäftliche Tätigkeit und Organigramm	11
4 Vorhaben der GRS	14
5 Arbeitsschwerpunkte	20
5.1 ESPRIT-Projekt 504: PAQO	20
5.2 Ferndiagnose von Körperschallereignissen in Kernkraftwerken	23
5.3 Probleme der Echtzeitverarbeitung von Expertensystemen zur Operateurunterstützung	26
5.4 Programmsysteme zur Informationsverarbeitung und Entscheidungsfindung auf dem Gebiet der Probabilistischen Sicherheitsbewertung (PSA)	29
5.5 Untersuchungen zum Risiko von Hochtemperaturreaktoren	32
5.6 Schnellaufende Fluidodynamik-Modelle in ATHLET	38
5.7 Ein mesoskaliges Modellsystem zur Beschreibung von Schadstofftransport und Deposition in der Atmosphäre	40
5.8 Beitrag zur Störfallanalyse beim NET-Projekt mit dem GRS-Programm CRDLOC	43
5.9 Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes	47
6 Forschungsbetreuung	51
7 Geschäftsstellen	55
7.1 RSK-Geschäftsstelle	55
7.2 SSK-Geschäftsstelle	59
8 KTA-Geschäftsstelle	64
9 Information und Dokumentation (IUD)	67
10 Zwölftes GRS-Fachgespräch	70
11 Zusammenarbeit mit dem Ausland	73
12 Mitarbeit in nationalen und internationalen Gremien	75
13 Berichte, Veröffentlichungen, Vorträge	76

Im vergangenen Jahr war die GRS mit Aufträgen nicht nur voll ausgelastet, sondern sah sich darüber hinaus vor eine Reihe zusätzlicher Herausforderungen gestellt. Hierzu gehört, daß die Bundesregierung auf Initiative des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Prof. Dr. Klaus Töpfer, die Einrichtung eines Bundesamtes für Strahlenschutz beschlossen hat. Dies bedeutet, daß staatsnahe Aufgaben, die bisher die GRS wahrgenommen hat, in das künftige Bundesamt verlagert werden. Vor allem die Geschäftsstellentätigkeiten für die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK), die Strahlenschutzkommission (SSK) und den Kerntechnischen Ausschuß (KTA) sind davon betroffen. Insgesamt etwa 60 Mitarbeiter müssen daher in neue Arbeitsfelder integriert werden, soweit sie nicht in das Bundesamt überwechseln. Im Zuge der anstehenden Umorganisation versuchen wir, die Mitarbeiter ihren Fähigkeiten entsprechend dort einzusetzen, wo künftige Arbeitsschwerpunkte liegen oder wo neue Arbeitsfelder erschlossen werden. Wir sind zuversichtlich, daß wir diese Herausforderung im Sinne unseres Unternehmenszieles und unserer Auftraggeber meistern können. Die ersten konkreten Schritte haben wir bereits eingeleitet.

Vor dem Hintergrund heftiger öffentlicher Diskussionen war die GRS wiederholt gefordert, vertiefende Stellungnahmen abzugeben. Dazu gehören beispielsweise sicherheitstechnische Bewertungen von Befunden in Kernkraftwerken im Rahmen der Betriebsüberwachung für die Aufsichtsbehörden des Bundes und der Länder. Der zusätzliche Beratungsbedarf konnte nur durch erhebliche Mehrarbeit unserer Mitarbeiter gedeckt werden.

Die Auslastung unserer Gesellschaft lag infolgedessen über dem Soll und führte zu einem guten wirtschaftlichen Ergebnis. Den Ertragsüberschuß investieren wir in die Zukunftsvorsorge. Wir müssen Rückstellungen bilden, um mögliche finanzielle Engpässe, die durch die Abgabe von Aufgaben an das Bundesamt auf uns zukommen können, aufzufangen. Insofern weisen wir in diesem Jahr per Saldo eine negative Erfolgsrechnung aus.

Auch im Berichtsjahr hat die GRS als wissenschaftlich-technisches Beratungsunternehmen mit ihren Arbeiten einen wesentlichen Beitrag zur weiteren Optimierung der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen geleistet. Dabei gilt als Grundsatz, sicherheitstechnische Aussagen auf eine umfassende eigene Forschung und Entwicklung (F + E) abzustützen.

Bindeglied zwischen F + E und umfassenden Sicherheitsaussagen bildeten im Berichtsjahr die abschließenden Arbeiten zur Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B. Zweck der Studie ist es, unter Einbeziehung aller verfügbaren F + E-Ergebnisse und Betriebserfahrungen eine sicherheitstechnische Bewertung der Referenzanlage Biblis B durchzuführen. Anhand einer repräsentativen Anzahl auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe, die wir analysiert und bewertet haben, konnte aufgezeigt werden, wie sich durch anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen sowie durch technische Verbesserungen die Wahrscheinlichkeit nicht beherrschbarer Unfallszenarien deutlich reduzieren läßt. Auf der Basis dieser umfassenden Untersuchungen ist nunmehr auf Empfehlung des BMU und der RSK eine Sicherheitsüberprüfung aller Kernkraftwerke beabsichtigt.

Die GRS hat parallel mit vertiefenden Sicherheitsstudien für die Siedewasser- und Hochtemperaturreaktor-Baulinien begonnen.

Die probabilistischen Sicherheitsanalysen haben sich als wertvoller Beitrag zur Bewertung und Verbesserung der Sicherheit, flankierend zum bisherigen deterministischen Vorgehen, erwiesen.

Im Bereich der sicherheitstechnischen Bewertung der Kernkraftwerke bildet die zentrale Erfassung, Auswertung und Umsetzung von Betriebserfahrungen, Vorkommnissen und Störfällen den wesentlichen Baustein. Dabei gehört zu unseren Aufgaben sowohl die Erfassung und Bewertung von Einzelereignissen, die bisweilen in der Öffentlichkeit Diskussionen auslösen, als auch die generische Bewertung spezifischer Sicherheitsaspekte, die sich aus den Betriebsaufzeichnungen und Betriebsprüfungen ableiten lassen und über-

greifend von Bedeutung sind, beispielsweise Aspekte der Werkstoffalterung.

Einen Schwerpunkt unserer grundlegenden Aufgaben im Bereich der Forschung und Entwicklung stellt die langjährige Entwicklung des Programmsystems ATHLET dar, das mit Erfolg zur Beschreibung auch schwerer Unfallabläufe erweitert werden konnte. Dadurch steht nun mit ATHLET-SA ein Codesystem zur Verfügung, das für verschiedene Reaktorkonzepte und über ein weites Störfallspektrum einsatzfähig ist. Dieses Programmpaket erlaubt, anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen zu analysieren und zu optimieren.

In einem zweiten Schritt soll die Programmtechnik von ATHLET so vereinfacht werden, daß es als Codesystem mit Echtzeitanalyse für die Entwicklung des Analysesimulators und der Testwerte genutzt werden kann. Analysesimulator und Testwerte dienen der integralen Nachbildung der Abläufe in einem Kernkraftwerk. Sie

können sowohl zur Optimierung der Sicherheitseinrichtungen als auch zur Schulung der Operateure genutzt werden.

Ein weiteres wichtiges Thema auf dem F + E-Sektor ist die Qualifizierung neuer Leittechniken. Dadurch sollen neue Entwicklungen im Bereich von Soft- und Hardware qualifiziert und die zum Teil überholte Technik in den älteren Kernkraftwerken ersetzt werden.

Unser großer Einsatz in der Forschung und Entwicklung, bei der sicherheitstechnischen Bewertung der Kernkraftwerke sowie die zentrale Bedeutung der Sammlung und Bewertung der besonderen Vorkommnisse schafften eine Vielzahl von Kontakten im internationalen Bereich. Seit Jahren wird mit chinesischen Experten deren Anlage Qinshan mit unserer Methodik probabilistisch bewertet. Im Auftrag der UdSSR haben wir für das Reaktorkonzept VVER-1000/88 eine Analyse von Störfallabläufen durchgeführt. Im Rahmen des

Abkommens über Wissenschaftlich-Technische Zusammenarbeit wurde 1988 ein umfangreicher Informationstransfer mit der Sowjetunion gestartet. Diese Erfolge zeigen, wie wichtig eigene Forschungsarbeiten sind, um zur Sicherheitstechnik effizient beitragen zu können.

Auf dem Gebiet des Brennstoffkreislaufes und der Entsorgung hat unsere Gesellschaft ebenfalls wesentliche Beiträge geliefert. Mit eigenen Methoden und Modellen werden Analysen zum Endlager Konrad, für das Planungskonzept Gorleben und für die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf durchgeführt.

Für die Zukunft werden wir uns darauf einstellen, auch unsere Aktivitäten auf nicht-nuklearen Arbeitsgebieten zu verstärken. Die verschiedenen Ansätze im Bereich der Zuverlässigkeitsanalysen für Chemieanlagen, der konventionellen Entsorgung oder der Weltraumtechnik ermutigen uns dazu.



A. Birkhofer
Geschäftsführer



G. Hennenhöfer
Geschäftsführer

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

Die Aufgaben der GRS umfassen schwerpunktmäßig:

Gutachten

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

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

Planung und Überwachung

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

Regeln und Richtlinien

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

Forschung und Entwicklung

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

Geschäftsstellen

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

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

Beratung und Unterstützung

des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit beim Vollzug des Atomgesetzes sowie Unterstützung der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder

Geschäftliche Tätigkeit und Organigramm

3

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

Am Jahresende waren insgesamt 465 Mitarbeiter beschäftigt. Die Gesellschaft arbeitet aufgrund von Verträgen für den Bund, für die Technischen Überwachungs-Vereine, für deutsche und ausländische Genehmigungsbehörden, für die Europäischen Gemeinschaften u.ä. Die Jahreserträge beliefen sich auf 76 690 TDM.

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

Die Organe der Gesellschaft sind:

die Gesellschafterversammlung,
der Aufsichtsrat,
die Geschäftsführer.

Aufsichtsrat

Staatssekretär Clemens Stroetmann,
Bonn,
Vorsitzender

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

Ministerialdirigent Dr. Knut Bauer,
Bonn

Ministerialrat Wilfried Beimann, Düsseldorf

Ministerialrat Dr. Hans-Jürgen Danne,
Bonn

Ministerialrat Dr. Norbert Dittrich,
Bonn

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

Leitender Ministerialrat Dipl.-Ing.
Rudolf Mauker, München

Ministerialrat Klaus-Peter Rost, Bonn

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

Direktor Prof. Dr.-Ing. Klaus Weber,
Hannover

Direktor Dr.-Ing. Werner Witt, Hamburg

Gesellschafter

Die Gesellschafter und ihre Anteile am Stammkapital (in %) sind:

Bundesrepublik Deutschland	46,10
Freistaat Bayern	3,85
Land Nordrhein-Westfalen	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Baden e.V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Bayern e.V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Berlin e.V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Hannover e.V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Hessen e.V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Norddeutschland e.V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Pfalz e.V.	3,85
Rheinisch-Westf. Technischer Überwachungs-Verein e.V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Rheinland e.V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Saarland e.V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Stuttgart e.V.	3,85
Germanischer Lloyd	3,85

Geschäftsführer

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

Organigramm



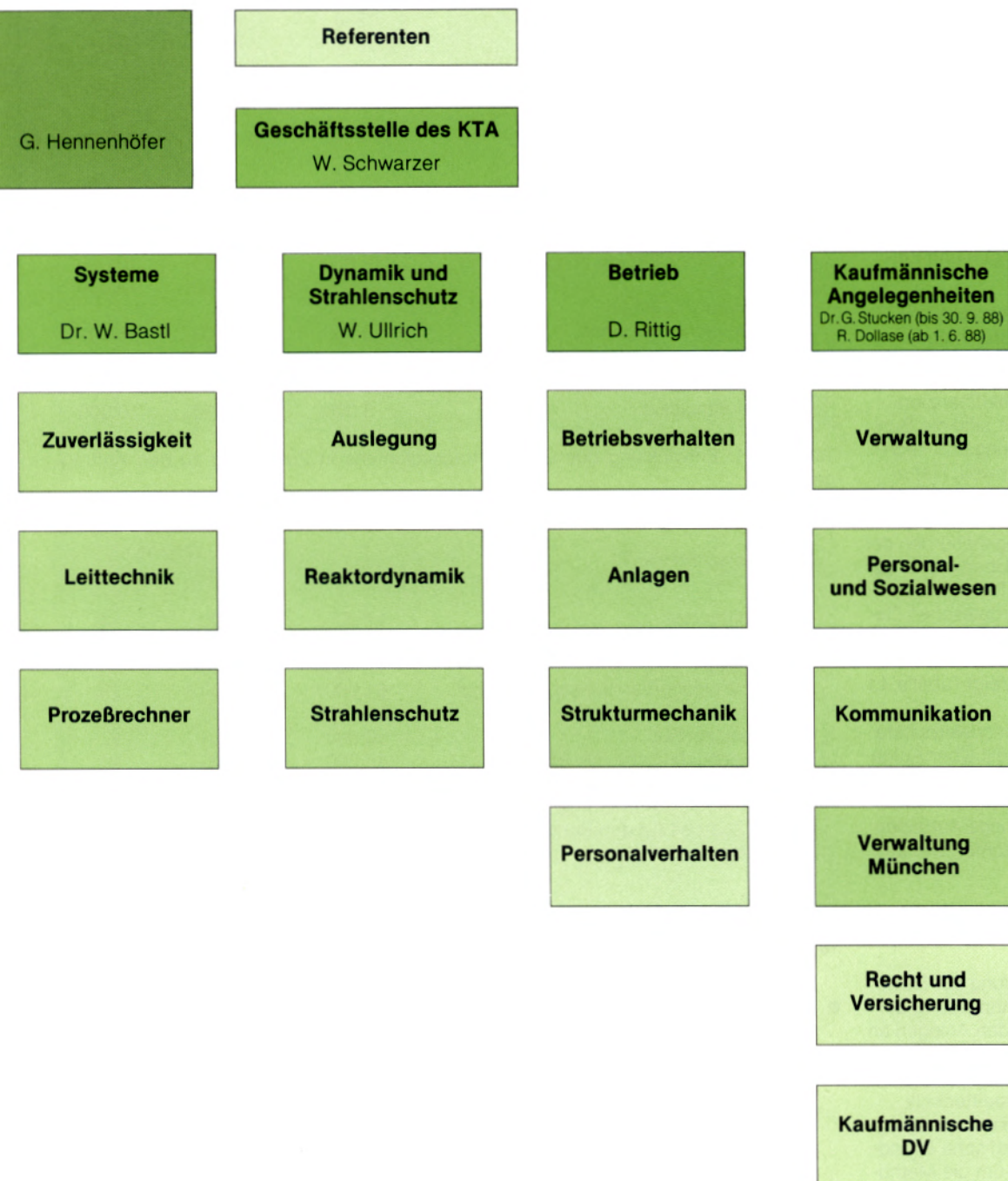


Bild 3.1:
Organisation der GRS

Wesentliches Ziel der GRS seit ihrer Gründung im Jahr 1976 ist es, Know-how auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit zu konzentrieren und sachgemäße sicherheitsspezifische Entscheidungen vorzubereiten und zu treffen. Um dies übergreifend sicherzustellen, werden drei Arbeitsfelder als gleichwertige Querschnittsthemen geführt:

- Forschung und Entwicklung zur Reaktorsicherheit,
- betriebsnahe Bewertungen und Entwicklungen und
- übergreifende Untersuchungen zu grundsätzlichen Fragestellungen.

Die GRS ist bei der Abwicklung ihrer Vorhaben ausschließlich projektfinanziert. Wesentlicher Auftraggeber sind die Bundesministerien für Forschung und Technologie (BMFT) und für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU). Des weiteren finanziert sich die GRS durch Aufträge der Genehmigungsbehörden der Länder, der Technischen Überwachungs-Vereine, der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt und der Europäischen Gemeinschaft sowie sonstiger Organisationen aus dem In- und Ausland. Eine Übersicht zur Auftragsstruktur zeigt Tabelle 4.1.

Die technischen Aufgabenschwerpunkte sind in Tabelle 4.2 dargestellt. Über Aufgaben im Rahmen der direkten Zuarbeit für den Bund wird in den Kapiteln 6, 7 und 8 berichtet. Weitere wesentliche Aufgaben und Ergebnisse werden nachfolgend umrissen.

Neue Leittechnik

- Für eine Weiterentwicklung der Reaktorbaulinien sowie zur Anpassung der Leittechnik in bestehenden Anlagen an die neuesten technischen Trends entwickelt die Industrie eine neue rechnergestützte Sicherheitsleittechnik (SILT). Die GRS führte entwicklungsbegleitend sicherheitsspezifische Grunduntersuchungen durch, um die Methoden und Werkzeuge zur Verifikation und Qualifizierung der digitalen Sicherheitsleittechnik zu verbessern.

Auftraggeber	Volumen [h]		
	1986 (Ist)	1987 (Ist)	1988 (Plan)
BMU	182 000	180 000	174 000
BMFT	168 000	185 000	200 000
Sonstige	70 000	75 000	85 000
davon			
– Landesbehörden	24 000	24 000	33 000
– Technische Überwachungs-Vereine	12 000	12 000	12 000
– Ausland	15 000	14 000	12 000
– Ingenieur-Aufgaben (Planerische Aufgaben)	19 000	25 000	28 000
– Gesamt	420 000	440 000	459 000
davon nichtnuklear	8 000	15 000	18 000

Tabelle 4.1: Entwicklung des GRS-Auftragsvolumens in Zuordnung zu den Auftraggebern

Aufgabenschwerpunkt	[h]	Volumen	
		[TDM]	[%]
Neue Leittechnik	17 000	3 000	4
Risikountersuchungen	51 000	8 200	11
Neue Anlagenkonzepte	13 000	2 400	3
Codeentwicklung/Versuchsauswertung	61 000	11 500	13
Störfallbeherrschung (AM)	51 000	10 500	11
Betriebssicherheit	56 000	8 200	12
Sicherheitstechnische Bewertungen	47 000	7 700	10
Strahlenschutz	16 000	2 200	4
Brennstoffkreislauf/Entsorgung	68 000	9 900	15
Direkte Zuarbeit für den Bund	61 000	9 200	13
Nichtnukleare Vorhaben	18 000	2 400	4
Gesamt:	459 000	75 200	100

Tabelle 4.2: Aufgabenschwerpunkte der GRS

- In der neuen Leittechnik wird es verstärkt auf Signalvalidierung ankommen. Diesbezügliche Arbeiten haben zu einem Fehlererkennungssystem geführt, das unter Einsatz verschiedener, teilweise redundanter Methoden eine hohe Aussagesicherheit zur Erkennung von Ausfall oder Verfälschung bei Meßwerten bietet. Die Fortführung der Arbeiten zielt darauf ab, ein Programmpaket zu entwickeln, das mit möglichst

einfachen Mitteln an beliebige Komponenten angepaßt werden kann.

- Traditionelle Expertensystemmethoden können bei Überwachung, Diagnose und Prädiktion von technischen Großprozessen bisher wegen fehlender Echtzeiteigenschaften nur bedingt eingesetzt werden. Die GRS befaßt sich deshalb mit der Problematik von On-line-Echtzeitexpertensystemen.

Hierfür wurde ein effizienter zeitabhängiger „forward-chaining“-Algorithmus entwickelt. Ferner werden Methoden der numerischen Simulation als Basis für die Entwicklung qualitativer Simulationsmodelle herangezogen.

Risikountersuchungen

- Die Arbeiten zur Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B, wurden im Berichtszeitraum weitgehend beendet. Dabei wurden die wesentlichen Unfallanalysen unter Einbeziehung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen weitergeführt (Bild 4.1). Die Arbeiten konzentrieren sich auf
 - Systemanalysen bezüglich der Beherrschung von Leckagen an Frischdampfsystemen, Dampferzeugerheizrohrlecks und Kühlmittelverluststörfälle über Anschlußleitungen
 - Analyse von Kernschmelzabläufen, der Spaltproduktfreisetzung und -rückhaltung im Containment unter Einbeziehung von Druckentlastung des Sicherheitsbehälters
 - Untersuchungen zu Accident-Management-Maßnahmen hinsichtlich primär- und sekundärseitiger Druckentlastung bei Hochdruck-Kernschmelzszenarien und
 - Maßnahmen zur Beherrschung von Dampferzeugerheizrohrleckagen.

Die Studie wird voraussichtlich im Jahr 1989 veröffentlicht.

- Ende 1988 begannen die Arbeiten zu einer probabilistischen Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren. Diese Analyse soll sich vorrangig mit der Ermittlung von Kernschadenshäufigkeiten, aber auch mit der Untersuchung relevanter Quellterme befassen. Referenzanlage für diese Analyse ist das Kernkraftwerk Gundremmingen II.
- Im Anschluß an die abgeschlossenen Untersuchungen zu risikobestimmenden Ereignisabläufen für Hochtemperaturreaktoren wurden die Arbeiten für das Forschungsvorhaben „Risikoorientierte Analyse für Hochtemperaturreaktoren – Phase 1“ aufgenommen.

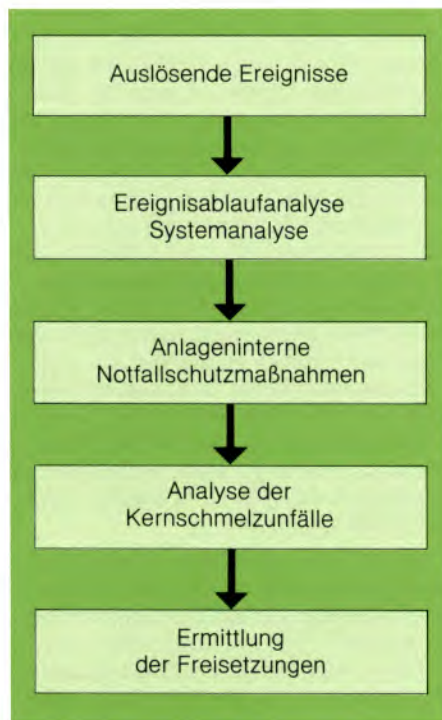


Bild 4.1: Schritte der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B

- Im Rahmen der Sicherheitsanalyse für das Kernkraftwerk Qinshan in der Volksrepublik China wurde die Einarbeitung chinesischer Experten in die probabilistische Bewertung menschlicher Zuverlässigkeit durch Fachleute der GRS fortgeführt. Darüber hinaus wurden sie mit dem GRS-Rechenprogramm FLUT vertraut gemacht, um so die analytische Behandlung der Wiederauffüllphase bei einem Kühlmittelverluststörfall eigenständig durchführen zu können. Unterstützt wurde diese Einarbeitung durch zwei in Shanghai durchgeführte Seminare zu den Themen „Notkühlanalysen/Wiederauffüllen“ sowie „Kernauslegung und Transientenanalyse“.

Neue Anlagenkonzepte

Das Verbundvorhaben „Auslegungskriterien für hochtemperaturbelastete metallische und keramische Komponenten so-

wie des Spannbetonreaktordruckbehälters zukünftiger Hochtemperaturreaktor-Anlagen“ wurde abgeschlossen.

Codeentwicklung/Versuchsauswertung

- Die experimentellen Untersuchungen der Gegenstrombedingungen an der Brennelementkopfplatte oder im oberen Ringraum sind im Rahmen des Upper-Plenum-Test-Facility-(UPTF-)Versuchsprogramms weitgehend abgeschlossen worden. Bei der Auswertung der Versuchsergebnisse ergaben sich große Schwierigkeiten hinsichtlich der Anwendung von Korrelationen, die zur Beschreibung der Strömungsverhältnisse in der Versuchsanlage notwendig sind. Hierfür wurde eine eigene Korrelation entwickelt, mit der unsymmetrische heterogene Gegenströmungen in Großanlagen berechnet werden können.
- Der Systemcode ATHLET wurde weiterentwickelt und insbesondere für die Anwendung auf Siedewasserreaktoren und auf schwere Störfälle modifiziert.

Störfallbeherrschung

Testwarte

Für das Projekt „Testwarte“ wurde das erforderliche Rechnernetzwerk aufgebaut und mit dem Testen und der Optimierung begonnen. Außerdem wurden das auf die Testwarte zugeschnittene graphische Kommunikationssystem sowie der Systemcode ATHLET installiert, so daß mit der Erprobung der Testwarte anhand zweier auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe einschließlich Operatormaßnahmen und Prozeduren begonnen werden konnte.

Anlageninterner Notfallschutz (Accident Management, AM)

Kernkraftwerke sind mit umfassenden und zuverlässigen Sicherheitseinrichtungen ausgestattet, die bei Störfällen Schäden am Reaktorkern verhindern und den sicheren Einschluß radioaktiver Stoffe gewährleisten.

Ereignisabläufe können nur dann zum Kernschmelzen führen, wenn über längere Zeit der vollständige Ausfall aller mehrfach redundant vorhandenen Nachkühlsysteme bzw. der vollständige Ausfall der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern unterstellt wird.

Jenseits des Bereichs der Störungen und Störfälle in einem Kernkraftwerk, gegen die die Anlage durchgehend ausgelegt werden muß, verbleibt ein Bereich von Ereignisabläufen, die bei der Auslegung der jeweiligen Anlage nicht explizit berücksichtigt wurden, z. B. weil ihr Eintreten als sehr unwahrscheinlich bewertet wird.

Auf der Basis von Studien, in denen auch sehr unwahrscheinliche Ereignispfade verfolgt werden, sowie Untersuchungen im Anschluß an das Ereignis in der Anlage Three Mile Island (TMI)/USA, welches zur partiellen Kernzerstörung führte, wurden in den letzten Jahren in verschiedenen, die Kernenergie nutzenden Ländern Konzepte und Maßnahmen zur Beherrschung oder Begrenzung der Folgen von schweren Störfällen untersucht und diskutiert. Vorrangig sind hier Schweden, Frankreich, USA und die Bundesrepublik Deutschland zu nennen.

Konzepte und Maßnahmen zur Beherrschung oder Begrenzung der Folgen von Ereignissen, die bei der Anlagenauslegung nicht explizit berücksichtigt werden, werden international unter dem Begriff „Accident Management“ (AM) untersucht und diskutiert. Dabei wird zwischen Maßnahmen zur Verhinderung des Kernschmelzens (Prevention) und den schadenseindämmenden Maßnahmen (Mitigation) unterschieden, wobei präventive AM-Maßnahmen mit Priorität verfolgt werden. Bei diesen Maßnahmen handelt es sich also nicht um notwendige Ergänzungen des Sicherheitskonzepts, sondern um anlageninterne Maßnahmen im Sinne einer Ergänzung der Notfallschutzplanung. Die Implementierung zusätzlicher Maßnahmen ist damit keine technische Voraussetzung für den sicheren Betrieb einer Anlage.

Ansatzpunkte für Untersuchungen zu Maßnahmen im Rahmen des Accident Management sind vorrangig die vorhande-

nen Sicherheitsreserven von Kernkraftwerken, die sich aus der Auslegung der Anlage für einen sicheren Betrieb und gegen Störfälle ergeben. Wegen der deterministischen Postulate in den konservativen Analysen im Rahmen des Genehmigungsverfahrens, wie z. B. dem Einzelfehlerkonzept oder dem Postulat der Unwirkbarkeit von Betriebssystemen bei der Störfallbeherrschung, und zusätzlich pessimistischer Analyserandbedingungen weisen die vorhandenen Systeme erheblich höhere Wirksamkeiten auf, als in den Analysen ermittelt wurde. Daraus ergibt sich bei realistischer Betrachtungsweise, daß eine sehr hohe Sicherheitsmarge existiert und tatsächlich vorhandene Systeme auch flexibel zur Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse eingesetzt werden können.

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

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

- Druckentlastung des Sicherheitsbehälters bei Druck- und Siedewasserreaktoren
- Druckentlastung und Bespeisung der Sekundär- und Primärseite eines Druckwasserreaktors bei Hochdruck-Kernschmelzszenarien
- Beherrschung von Dampferzeugerheizrohrleckagen bei Druckwasserreaktoren und
- zusätzliche Möglichkeiten zur Bespeisung des Reaktordruckbehälters bei Siedewasserreaktoren,

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

Zur Wasserstoffentstehung und -verteilung bei schweren Störfällen wurden Ana-

lysen durchgeführt und Möglichkeiten zur Verhinderung zündfähiger Gemische bzw. zur Vernichtung des Wasserstoffs untersucht.

Betriebssicherheit

● Bei der Bewertung der besonderen Vorkommnisse in deutschen und ausländischen Kernkraftwerken stand die weitere Intensivierung der systematischen Aufarbeitung des Erfahrungsrückflusses im Vordergrund. Daneben fanden einzelne besondere Vorkommnisse ein starkes Interesse in der öffentlichen Diskussion. Beispiele für bearbeitete Fragestellungen, die auf deutschen oder ausländischen Vorkommnissen oder auf Ergebnissen analytischer Studien beruhten, sind

- offene Erstabsperrarmatur im Not- und Nachkühlsystem bei Leistungsbetrieb
- Leistungsschwingungen in Siedewasserreaktoren bei Naturumlauf
- gebrochene Zentrierstifte im oberen Kerngerüst von Druckwasserreaktoren
- besondere Vorkommnisse während der Revision
- Beherrschung von Dampferzeuger-Heizrohrbrüchen.

Darüber hinaus wurden die Arbeiten für die umfangreiche Erweiterung der DV-Speicherung von technischen Unterlagen fortgesetzt. Nach Implementierung der entsprechenden Hard- und Software wurde eine größere Demonstrationsanwendung erstellt.

- Für die Weiterentwicklung der Betriebsüberwachung durch wiederkehrende Prüfungen wurden folgende Untersuchungen durchgeführt:
 - Systemtechnische Analysen zur Ermittlung des Einflusses verschiedener Überwachungsmaßnahmen auf die Verfügbarkeit
 - Bestimmung der tatsächlichen Ausnutzung von Lastwechselkollektion durch Messung und Auswertung von Belastungen, auch unter Berücksichtigung der Wasserchemie

- Untersuchung von Systemen zur Schadenfrüherkennung an Komponenten wie Pumpen und Ventilen.

Im Rahmen von Unteraufträgen wurden durch den TÜV Rheinland verbesserte Innenprüfungen von Rohrleitungen mit Hilfe eines Molches und von der Bundesanstalt für Materialwesen Ultraschallprüfmethode mit Mehrfachköpfen am Kugelbogen eines Siedewasserreaktor-Druckbehälters untersucht.

- Das auf der Basis der Schwingungsüberwachung von Primärkreislaufkomponenten entwickelte Überwachungssystem COMOS hat inzwischen seine Bewährungsprobe bestanden. So wurde aufgrund von Auffälligkeiten in den COMOS-Trendanalysen des in Isar II eingesetzten COMOS-Systems eine der vier Hauptkühlmittelpumpen zur Durchführung einer außerplanmäßigen Inspektion der Pumpenwelle abgeschaltet.

Die GRS-Analysen grenzten die Ursache für die Merkmaltrends auf mechanische, fortschreitende Veränderungen am Laufzeug der Pumpe ein. Nach Ausbau der betroffenen Pumpenwelle und entsprechender Prüfung wurde ein Riß entdeckt, der bereits ca. 20% des Wellenquerschnitts erreicht hatte. Damit wurde das Überwachungsverfahren der GRS in eindrucksvoller Weise bestätigt. Auch für die beiden Reaktorblöcke in Biblis wurden inzwischen COMOS-Systeme bestellt. Aufgrund der hohen Systemzuverlässigkeit und der vollautomatischen Systemfunktionen ist die Akzeptanz für das System auf der Betreiberseite inzwischen so gut, daß auch an eine Überwachung von Turbinen mit Hilfe von COMOS gedacht wird.

- Die Behandlung aktueller Probleme der Qualifizierung von Kernkraftwerkspersonal erstreckte sich auf die Aus- und Weiterbildung des verantwortlichen Schichtpersonals und der Führungskräfte. Im Vordergrund standen die mit dem Simulatortraining verbundenen Fragestellungen, unter anderem die Erweiterung des Simulationsspek-

trums und Anforderungen an die Simulatorenbildner.

Sicherheitstechnische Bewertungen

- Für kerntechnische Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland werden Untersuchungen zur Sicherung dieser Anlagen durchgeführt und Gutachten dazu erstellt.
- Für verschiedene Anlagen werden Sonderanalysen zur Notkühlwirksamkeit für spezielle Reaktorzyklen mit Mischoxid-Brennelementen durchgeführt.
- Zur Dokumentation des kerntechnischen Regelwerks wird eine Datenbank aufgebaut, die es vollinhaltlich erfaßt und die einen schnellen und gezielten Zugriff auf Einzelregelungen ermöglicht.
- Bei den internationalen Organisationen wurde aktiv an der Vereinheitlichung grundsätzlicher Sicherheitsanforderungen und Regeln, beispielsweise der Überarbeitung der Codes des NUSS-Programms durch die International Atomic Energy Agency (IAEA), mitgearbeitet.

Strahlenschutz

Schwerpunkte der Arbeiten zum Strahlenschutz lagen auf den Gebieten

- Sicherheitsanalyse für das geplante Endlager Konrad
- Untersuchungen zur Optimierung des betrieblichen Strahlenschutzes
- Untersuchungen zu speziellen Fragen des anlageninternen und -externen Notfallschutzes
- Freisetzungs- und Rückhaltungsprozesse von Spaltprodukten in Kernkraftwerken bei Unfällen
- Sicherheitsanalysen zum Transport radioaktiver Stoffe, insbesondere im Zusammenhang mit dem geplanten Endlager Konrad
- radioökologische Sonderfragen, insbesondere bei der Bewertung der Langzeitsicherheit des Endlagers

- Verbesserung der Quantifizierung der atmosphärischen Ausbreitung durch Anwendung und Kopplung fortgeschrittener Modelle
- Bewertung der Verwendung von Nuklidbatterien oder Kernreaktoren bei Weltraumsatelliten.

Untersuchungen zur Sicherheit des Brennstoffkreislaufs und der Entsorgung

Brennelementfabriken

Die GRS erfaßt regelmäßig besondere Vorkommnisse in Brennelementfabriken und Anreicherungsanlagen im In- und Ausland und wertet sie aus. Entsprechend werden die Sicherheitsanforderungen für Anlagen zur Herstellung von niedrig angereichertem Uran, Mischoxid-(MOX-) und Hochtemperaturreaktor-(HTR-)Brennelementen sowie für Urananreicherungsanlagen weiterentwickelt.

Eine Studie über den möglichen Einsatz von Automatisierungs- und Fernhandlungstechniken soll dazu beitragen, die Strahlenbelastung und Störfallhäufigkeit zu minimieren. Erfahrungen auch aus dem konventionellen Bereich werden berücksichtigt.

Um die Ausgewogenheit deterministischer Sicherheitsanalysen prüfen, eventuell ergänzen sowie internationale Entwicklungen beurteilen zu können, werden Grundlagen für eine probabilistische Sicherheitsbewertung wichtiger Anlagenteile der Wiederaufarbeitung erarbeitet. Am Beispiel des Funktionsbereiches Plutonium-Reinigung wurden erste Analysen durchgeführt.

U/Pu-Rezyklierung

Zur Beurteilung der Rückführung von Plutonium (Pu) und Uran (U) in Kernreaktoren wird ein Brennstoffkreislaufmodell zur Mengenbilanzierung entwickelt. Kapazitätenengpässe sollen aufgezeigt werden. Die Einbeziehung europäischer Strategien wird vorbereitet. Die Handhabung von Pu in den Hanauer Brennelementfabriken wurde einer vertieften Beurteilung vor Ort unterzogen.

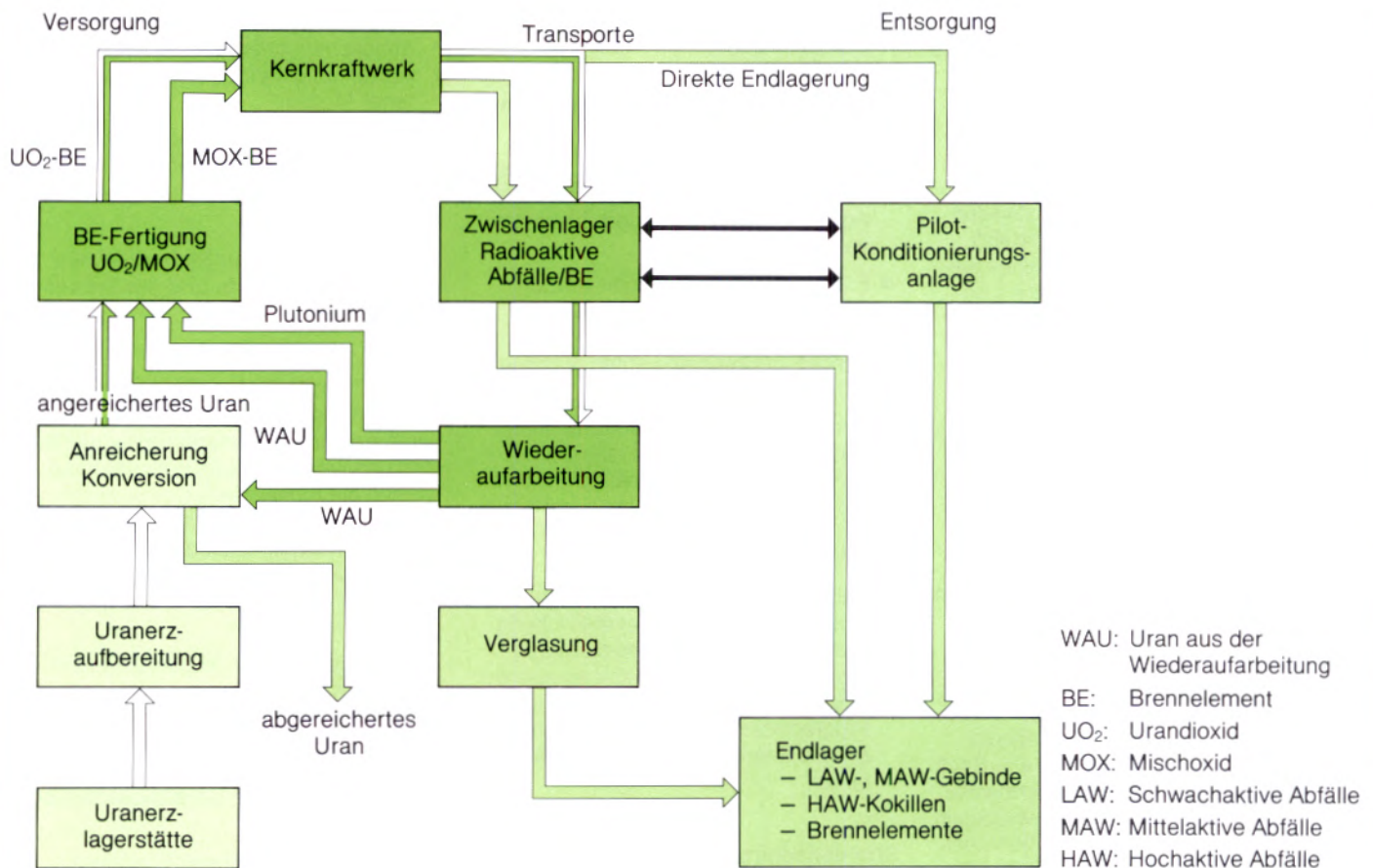


Bild 4.2: Der Kernbrennstoffkreislauf

Entsorgungsvorsorge

Ein computergestütztes Modell (BETRA) zum Nachweis der Entsorgungsvorsorge abgebrannter Brennelemente ist im Einsatz und wird anhand einer jährlichen Länderrumfrage aktualisiert.

Transport

Im Herbst 1988 wurde mit der Transportstudie Konrad begonnen. Ziel ist es, die mit dem Transport radioaktiver Abfälle verbundenen Fragestellungen bezüglich Sicherheit und Risiko zu bewerten.

Direkte Endlagerung

Das Forschungs- und Entwicklungsprogramm des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) zur Direkten Endlagerung von Brennelementen aus Hochtemperatur- und Leichtwasserreaktoren wird im Hinblick auf genehmigungsrelevante Fragen geprüft.

Eine erste Bewertung der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur Direkten Endlagerung der Brennelemente von Leichtwasserreaktoren wurde fertiggestellt. Ein Modell zur Berechnung des Wasserstoff-Gases in Bohrlöchern wurde entwickelt.

Endlagerung

- Betriebsphase

Für das geplante Endlager Gorleben wurde damit begonnen, ein Konzept zur Durchführung von Störfallanalysen und zur Ermittlung der radiologischen Belastungen während der Betriebsphase zu erstellen.
- Nachbetriebsphase

Zur Simulation von Rückhaltefunktionen eines Endlagers im Nahfeld ist ein Rechencode (MARNIE) in der Entwicklung.
- Internationale Erfahrungen

Um die Übertragbarkeit internationaler Erfahrungen sowohl für die Betriebsphase als auch für die Nachbetriebsphase von Endlagern zu prüfen, pflegt die GRS einen regen Erfahrungsaustausch mit den verantwortlichen Stellen in Schweden, der Schweiz und den USA. Ein weiterer Erfahrungsaustausch unter anderem zu französischen und kanadischen Behörden ist geplant.

Nichtnukleare Vorhaben

- Mit der Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen für ca. 1700 Komponenten aus Chemieanlagen, die aus etwa 4100 Betriebsmitteln bestehen, wurde die Datenbasis für probabilistische Untersuchungen in diesem Bereich erheblich erweitert.
- Die GRS beteiligte sich an der europäischen Benchmark Exercise on Major Hazards Analysis der EG, in der Analyse- und Rechenmethoden verschiedener europäischer Bearbeitergruppen miteinander verglichen werden.
- Thermofluiddynamische Untersuchungen zum Triebwerk der ARIANE hatten zum Ziel, die Einlaufphase von flüssigem Wasserstoff und Sauerstoff mit Rechenprogrammen zu modellieren.
- Der zeitliche Ablauf von Rißbildung und Lecköffnungsverhalten in Sauergasleitungen wurde mit strukturmechanischen Methoden beschrieben.
- Möglichkeiten zur Nutzung von Ergebnissen von Sicherheitsanalysen für den Arbeitsschutz werden untersucht.
- Weitere für ausländische und internationale Organisationen nichtnukleare Arbeiten sind in Kapitel 11 „Zusammenarbeit mit dem Ausland“ aufgeführt.

5.1 ESPRIT-Projekt 504: PAQO

Beispiel für die Entwicklung eines Expertensystems für fertigungstechnische Prozesse

Zur Realisation wirtschaftlicher Zielsetzungen wurde in der Fertigungsindustrie in den letzten Jahren zunehmend die Automatisierung von Fertigungskomponenten sowie durch deren kommunikative Vernetzung die Integration zu Produk-

tionssystemen vorangetrieben. Unter dem Begriff Computer Integrated Manufacturing (CIM) versteht man heute im weiteren Sinne Systeme, die durch Nutzung moderner Informationstechnologie die vielfältigen, weitgehend unabhängig voneinander bereits eingesetzten EDV-unterstützten Verfahren für die Gestaltungs- und Umwandlungsprozesse in Entwicklung, Konstruktion und Fertigung sowie Planung und Kontrolle der Produktionsabläufe zu vollautomatisierten Produktionsanlagen integrieren. War deren Entwicklung zunächst vornehmlich auf die Großserienfertigung beschränkt, zielen neuere Fertigungskonzepte – nicht zuletzt begünstigt

durch verstärkten Rechneinsatz – darauf ab, automatisierte Produktionssysteme auch für die Mittel- und Kleinserienfertigung einzusetzen. Die gegenüber herkömmlichen Produktionsanlagen zu erwartende höhere Rentabilität mag aus unternehmerischen Gesichtspunkten ausschlaggebend für derartige Systeme sein, was sich jedoch infolge der höheren Investitionen nur durch eine deutliche Produktivitätssteigerung realisieren läßt. Dafür müssen allerdings die zur Verfügung stehenden Produktionsmittel effizient genutzt werden. Dies setzt voraus, daß automatisierte Produktionssysteme eine hohe Verfügbarkeit erreichen und während ihres

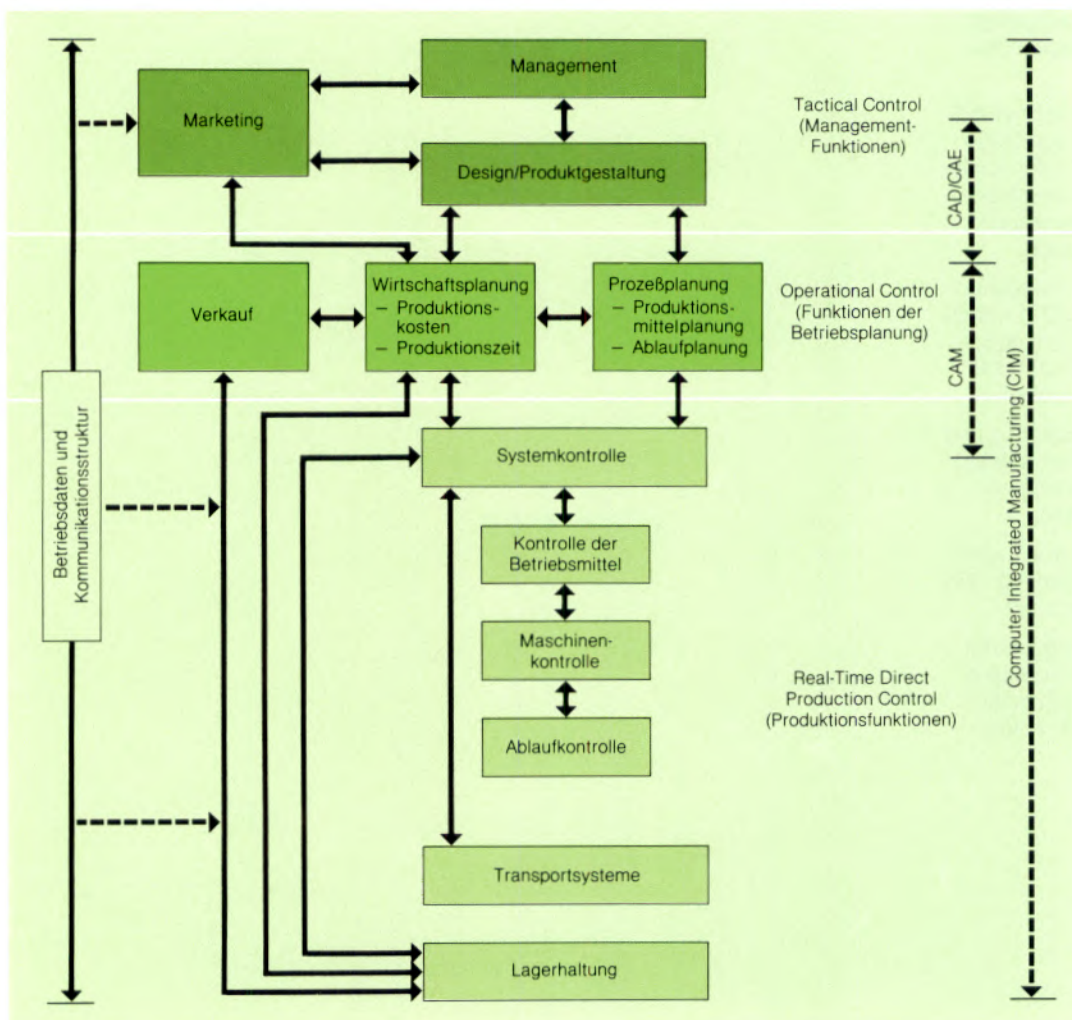


Bild 5.1: ESPRIT-Referenzmodell: Kontroll-ebenen in CIM

Betriebs mit hoher Zuverlässigkeit und mit hoher Auslastung arbeiten.

Produktionssysteme mit geringer Zuverlässigkeit verursachen infolge häufiger Maschinenschäden nicht nur erhöhte Instandhaltungskosten, sondern schlagen häufig noch wesentlich kostenintensiver durch den entstandenen Verlust an Produktion zu Buche. Dies wirkt sich dann besonders aus, wenn – wie es oft bei Produktionssystemen der Fall ist – der Ausfall einer Komponente bzw. Maschine Folgeausfälle weiterer Maschinen oder Montageeinheiten nach sich zieht, so daß die gesamte Produktionsablaufplanung nicht mehr eingehalten werden kann.

Wissend um die Komplexität einer CIM-Konzeption sowie der daraus resultierenden Problematik, wurde das ESPRIT-CIM-Programm in die drei Projektebenen „Tactical Control“, „Operational Control“ und „Real-Time Direct Production Control“ unterteilt (Bild 5.1). Letztere war Gegenstand des ESPRIT-504-PAQO-Projekts, welches von der Commission of European Communities (CEC) und den Mitgliedern des PAQO-Konsortiums finanziell getragen wurde (PAQO: Plant Availability and Quality Optimization). Im Konsortium waren neben der GRS sechs weitere Institutionen aus Ländern der Europäischen Gemeinschaft (EG) beteiligt, deren Aktivitäten vorwiegend auf den Gebieten der Maschinendiagnostik, der Meß- und Regelungstechnik sowie auf der theoretischen Modellierung von fertigungsspezifischen physikalischen Gesetzmäßigkeiten und deren Wechselwirkungen liegen.

Die Zielsetzung von PAQO war, Konzepte für eine Real-time-Produktionsüberwachung/-kontrolle bereitzustellen, um einerseits über Prozeßrückmeldungen den aktuellen Zustand der Systeme zu erfassen, zum anderen, um eine Vorhersage über den zukünftigen Status der Systeme zu erhalten. Basierend auf den Ergebnissen dieser vorausschauenden Produktions-/Produktionsmittelüberwachung, sollte die Einhaltung des für jede Fertigungszelle spezifisch vorgegebenen Fertigungsablaufplans überwacht werden. Ferner sollte für sich abzeichnende Störungen des Produktionsablaufs eine modifizierte Prozeß-

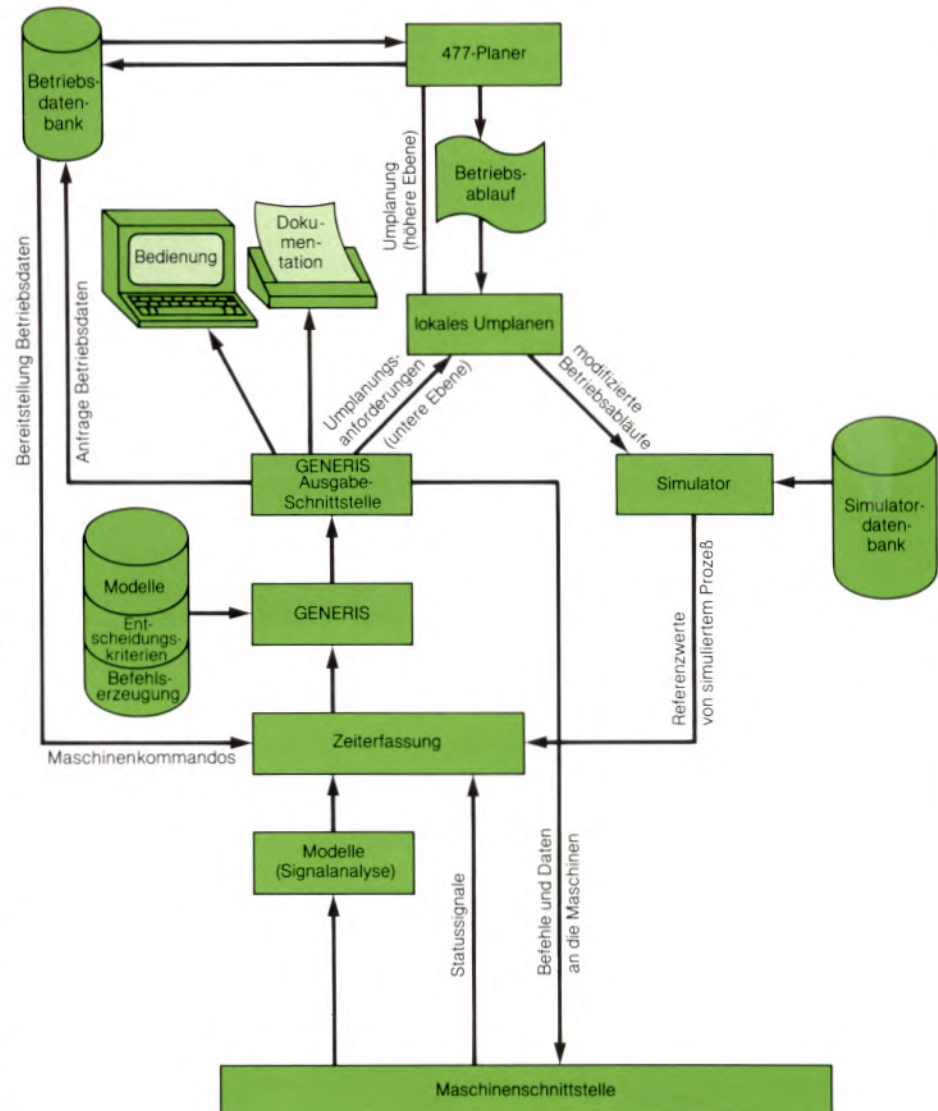


Bild 5.2: Softwarestruktur für ein fehlertolerantes flexibles Fertigungssystem (FMS)

ablaufstrategie bereitgestellt werden, die unter den nun vorliegenden Prozeßbedingungen einen möglichst optimalen Betrieb der Zelle gewährleistet (z.B. vorbeugende Wartungsmaßnahmen, Ausnutzung vorgegebener Pufferzeiten, Festlegung einer neuen Durchlauffolge der Aufträge, Änderung der Maschinenbelegung, etc.). Bild 5.2 zeigt das Software-Konzept zur Umsetzung des Vorhabens.

Zur Realisierung dieses Konzepts ist es zunächst wesentlicher Bestandteil, ein anlagenspezifisches Überwachungskonzept zu erstellen, das sich im wesentlichen in Prozeßdatenerfassung, Prozeßdatenvergleich und Prozeßdiagnose untergliedern läßt.

Neben Fragen einer geeigneten Sensorik, Datenakquisition und -verarbeitung sind

entsprechend der gewählten Organisationsstruktur auch Fragen zur Bereitstellung aufbereiteter Information an die hierarchisch vorgegebenen Entscheidungsebenen zu berücksichtigen.

Im Hinblick auf die Durchführung der Überwachungsfunktion sind direkte, indirekte und heuristische Methoden anwendbar, wobei Aspekte wie Effektivität, zu überwachende Prozeßparameter, Ort, Einsatz, Zugänglichkeit und Umgebung den Ausschlag für die eine oder andere bzw. die Kombination dieser Methoden geben mag.

Die Ausführung dieser Konzeption wurde an einer flexiblen Fertigungszelle demonstriert. Die Zelle, die der spanische Projektpartner IKERLAN zur Verfügung stellte, bestand aus Drehautomat, Maschinenzentrum, Roboter, Identifikationssystem für Werkstücke, Speicher für Werkzeuge und Hilfsmittel, AGV (Automatic Guided Vehicle), Kommunikationsnetzwerk und der entsprechenden Recherausstattung (Bild 5.3).

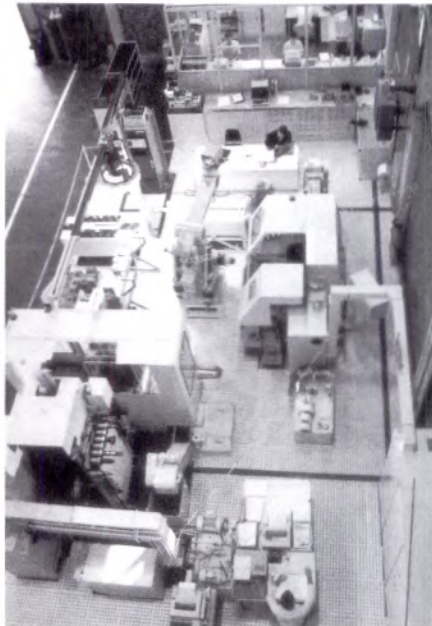


Bild 5.3: Übersicht der IKERLAN-Fertigungszelle (Foto: IKERLAN)

Während Arbeiten der Projektpartner sich vorwiegend auf Sensorik und maschinen-nahe Diagnose sowie den Aufbau der Zellkommunikationsstruktur konzentrierten, waren Arbeitsschwerpunkte der GRS hauptsächlich auf der Zellenebene, nämlich Integration maschinenspezifischer Information und deren Interpretation im Hinblick auf ihre Bedeutung für die Gesamtzelle, zu sehen. Im einzelnen umfaßte dies Funktionen zur

- Überwachung der Normaloperation
- Erkennung von Abweichungen vom Normalzustand
- Interpretation von Fehlermeldungen
- Einleitung und Überwachung von geeigneten Maßnahmen zur Behebung von Fehlern, z.B. Austausch von verschleißenden Teilen (Werkzeuge), vorbeugende Wartung, Reparatur usw.

Diese zellspezifischen, den aktuellen Anlagenzustand interpretierenden Ursache-Folge-Beziehungen wurden modelliert

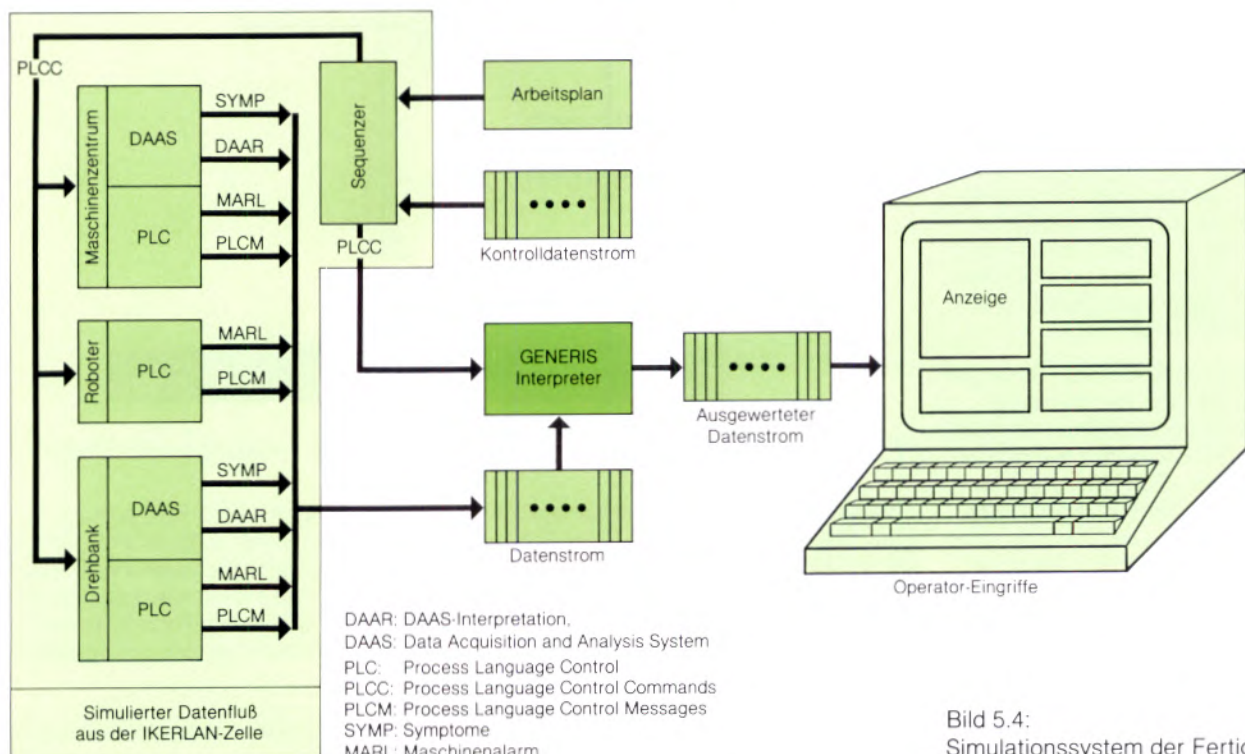


Bild 5.4: Simulationssystem der Fertigungszelle

und mittels GENERIS-Software realisiert. Input dieser Ursache-Folge-Modellierungen stellten die innerhalb der Zellhierarchie ausgetauschten

- Maschinenkommandos,
- Rückmeldungen und
- maschinenspezifischen Fehlermeldungen

dar, welche dann entsprechend der für eine bestimmte Kombination von Eingangssignalen getroffenen Modellierung Ergebnisse (GENERIS Output) erzeugen, die den aktuellen Zustand des Systems (Angabe des Maschinenstatus, Überwachung der Operation, Angabe von Fehlern bzw. deren Ursache) repräsentieren. Wenn erforderlich, werden darüber hinaus Maßnahmen zur Fehlerbeseitigung entweder angefordert (Operator Prompting) oder – falls automatische Fehlerbehebung gegeben ist – initiiert. Der Output wurde mittels Computergraphik visualisiert. Die Modellierungen umfaßten ca. 350 Prozeßsignale als Input (Modelleingänge), als Output wurden ca. 1600 Ergebnisse (Modellausgänge) generiert. Bild 5.4 gibt einen Überblick über die Kommunikationsstruktur.

Das Gesamtsystem, bestehend aus GENERIS, Prozeßmodellierungen und besonderem Anzeigeprogramm für die Computergraphik, wurde auf einem handelsüblichen, in fertigungstechnischer Umgebung weitverbreiteten Computer der DEC-Familie (μ Vax Typ 750) implementiert, zu einem Demonstrator zusammengestellt und Ende Dezember 1988 in einer abschließenden Präsentation der CEC vorgestellt.

H. Adrian, G. Gänßmantel
Abt. Zuverlässigkeit

5.2 Ferndiagnose von Körperschallereignissen in Kernkraftwerken

Die Körperschallüberwachung zum Erkennen abgelöster oder lockerer Teile innerhalb der Druckführenden Umschließung von Leichtwasserreaktoren ist in der Bundesrepublik Deutschland wie in anderen Betreiberländern eine anerkannte Vorsorgemaßnahme zur Fehlerfrüherkennung und Verhütung von Folgeschäden. Alle bundesdeutschen Anlagen sind mit Körperschallüberwachungssystemen ausgerüstet, wobei im Signalverarbeitungsteil unterschiedliche, der rasch fortschreitenden Entwicklung entsprechende Ausstattungsformen anzutreffen sind.

In ausgewählten Überwachungsbereichen, wie den natürlichen Sammlungsräumen (z.B. unteres Plenum des Reaktordruckbehälters oder Eintrittskammern der Dampferzeuger), ermöglichen adaptierte Beschleunigungsaufnehmer ein sehr empfindliches Nachweisverfahren für metallische Anschläge (Impacts). Bei impactfreiem Zustand zeigen die Schallsignale einen gleichmäßig monotonen Verlauf; treten im Bereich der überwachten Struktur metallische Anschläge auf, so werden in den Signalen impulsförmige, zum Teil stark strukturierte Amplitudenüberhöhungen (Bursts) erzeugt. Auf der Basis einer gesicherten Interpretation der Signale sind während des Leistungsbetriebs der Anlage diagnostische Aussagen zu Art und Ursache der Anschläge sowie zur Abschätzung ihres Gefährdungspotentials möglich.

Allerdings bedarf es sowohl hoher Präzision bei der Signalregistrierung als auch eines fundierten Wissens bei der Interpretation der Muster und ihrer Veränderungen, um eine hohe Treffsicherheit und Belastbarkeit der erzielten Diagnosen bzw. Prognosen zu erreichen. Hat ein Körperschallüberwachungssystem durch Ansprechen von Grenzwerteinheiten Anschläge detektiert, so ist über die Zuordnung betroffener Meßkanäle zunächst nur eine sehr grobe Lokalisierung möglich (z.B. Dampferzeuger Nr. X oder Y, Reaktordruckbehälter oben oder unten). Für

die weitergehende Analyse und Detailbeurteilung des Schallereignisses müssen hochaufgelöste Amplituden-Zeit-Darstellungen der Meßsignale mit vollständiger Abbildung der Burstflanken zur Verfügung stehen. Dabei kann aufwandsparend berücksichtigt werden, daß von der gesamten Meßaufnehmerpalette (in der Regel 14 bei 1300-MWe-DWR-Anlagen) in den meisten Fällen nur noch die dem grobgeordneten Anschlagort nächstgelegenen Aufnehmer relevant sind. Ferner können – wie die Erfahrungen zeigen – auch sporadische Schallereignisse mit geringer Häufigkeit, aber impact-typischem Erscheinungsbild auftreten, deren kurzfristige Abklärung sowohl im Sinne der Schadenfrüherkennung als auch aus praktischen Gründen (Aufrechterhaltung der Überwachungsfunktion des Meßkanals, Reduzierung des Aufwandes bei der Alarmquittierung etc.) dringend geboten ist. Auch in solchen Fällen ist eine hochaufgelöste Bursterfassung in den betroffenen Meßkanälen über einen gewissen Zeitraum hinweg erforderlich.

Ausgehend von diesen praktischen Erfahrungen, wurde von der GRS nun ein portables digitales System mit vier schnellen Transientenspeichern entwickelt, das kurzfristig und vorübergehend bei ungeklärten Körperschallereignissen zum Einsatz kommen kann. Insbesondere die bei Nicht-Konvoianlagen häufig vorhandene analoge Gerätetechnik kann so effektiv zur Problemlösung ergänzt werden. Der große Vorteil dieser neuen Option liegt darin, daß mit geringem Aufwand eine bestmögliche Unterstützung der Anlage durch die bei der GRS vorhandene Expertise herbeigeführt werden kann, indem mit einem schnellen Datentransfer eine Anbindung an die im GRS-Analysezentrum eingerichtete zentrale Burstmuster-Datenbank sowie an die dort verfügbare fortgeschrittene Interpretationssoftware zur Impact-Lokalisierung und Masseabschätzung anschlagender Teile geschaffen wird.

Konzept und Realisierung

Für die Realisierung eines Systems zur Fernbewertung von Schallmustern wurde

ein Konzept erarbeitet, das auf der Rechnerkommunikation zwischen dem im GRS-Analysezentrum vorhandenen Meßwertfassungssrechner des Meßdatenerfassungs- und -analysesystems (MEDEA) und einem vor Ort mobil einsetzbaren Minirechner mit vorgeschaltetem digitalen Signalspeicher zur automatischen Erfassung, Qualifizierung und Verfolgung der Körperschallereignisse beruht. Die Kommunikation zwischen beiden Systemen erfolgt durch eine leicht einrichtbare Datenverbindung mit Modems über das öffentliche Telefonnetz. Dabei werden zwei Übertragungswege zwischen den beiden Rechnern aufgebaut, ein „Kommandokanal“ und ein „Datenkanal“. Beide Wege sind quasi gleichzeitig verfügbar; die jeweiligen Daten werden durch entsprechende Verschlüsselung als Meß- oder Kommunikationsdaten in einem gemeinsamen Datenstrom geführt. Im Datenkanal werden Meßwerte übertragen, im Kommandokanal können Anweisungen oder Einstellparameter ausgetauscht werden. Für die Steuerung der Kommunikation sowie den automatischen Verbindungsaufbau sind Monitorprogramme eingesetzt.

Das System wurde inzwischen aufgebaut, getestet und bereits im praktischen Einsatz erprobt. Mit dem System RAMSES (Remote Acoustic Monitoring and Signal Evaluation System) liegt nunmehr ein neues Werkzeug für die Körperschallüberwachung in Kernkraftwerken vor. Es ermöglicht einen schnellen Datentransfer zur Fernbewertung der Schallmuster im GRS-Analysezentrum und optimale Unterstützung über ein modernes rechnergestütztes System mit Hilfe spezialisierten Expertenwissens.

Zwei identische Übertragungsprogramme sind bei dem Minirechner vor Ort sowie bei dem GRS-Auswerterechner aktiv. Bei Aufnahme der Datenkommunikation über Modems der Nebenstellenanlagen erfolgt ein automatischer synchronisierter Verbindungsaufbau zwischen beiden Rechnern mit Paßwort-Schutz mit anschließender rechnergestützter Handshake-Datenübertragung. RAMSES enthält Softwarepakete zur fernbedienbaren Einstellung des Transientenspeichers über das Tele-

fonnetz, zur Übernahme der Signaldaten in den Rechner nach Ereigniseintritt, zur Abspeicherung der Signale auf Festplatte, zur vierkanaligen Darstellung der Signale auf Graphikbildschirm und Graphikdrucker sowie zum schnellen Datentransfer zum und vom GRS-Analysezentrum. Kraftwerkseitig besteht das System aus folgenden mobil eingesetzter Hardware: 4-Kanal-Transientenspeicher, Minirechner mit Graphikbildschirm, Massenspeicher mit 40-MB-Festplatte und Floppy, Graphikdrucker sowie Modem mit Datentelefon. Der Datentransfer erfolgt mit 2400 baud, full duplex; die Blockgröße ist variabel (sie beträgt typisch 512 Bytes, abhängig vom Zustand des Telefonnetzes), die Fehlerprüfung wird nach den CRC-CCITT-Festlegungen vorgenommen.

Zur Qualifizierung der Signalmuster vor Ort werden die digitalisierten Signalwerte rechnergestützt bewertet. Es werden nur solche Bursts qualifiziert und auf Festplat-

te abgespeichert, bei denen der Burst-Rms-Wert (Rms: Root of mean square) innerhalb eines vorgegebenen (kurzen) Zeitfensters nach dem Triggerzeitpunkt einen bestimmten Prozentsatz des geeignet gemittelten Rms-Wertes beträgt. Durch Anwendung dieser Burstprüfung können unerwünschte Störsignale ausgeblendet werden.

Vor Ort werden für die Verfolgung der Schallmuster bereitgestellt:

- Ereignisnummer, Datum und Uhrzeit jedes eingefangenen Ereignisses,
- eine Liste aller qualifizierten Ereignisse,
- 4-Kanal-Plot aller Ereignisse (Signalmuster mit „Pre-Trigger“, d.h. mit Burstvorlaufzeit).

Bild 5.5 zeigt die mobile Erfassungseinheit vor Ort sowie die Auswertestation im GRS-Analysezentrum.



Bild 5.5: Mobile Erfassungseinheit vor Ort sowie Auswertestation im GRS-Analysezentrum

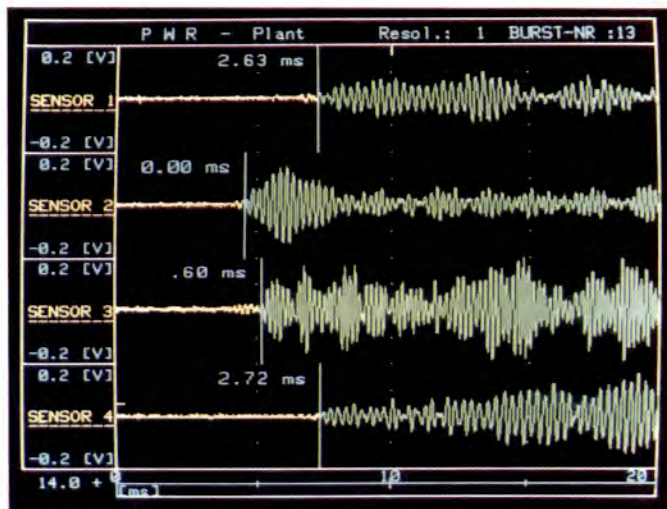


Bild 5.6: Burstmuster mit markiertem Burstbeginn und angegebener Laufzeitdifferenz

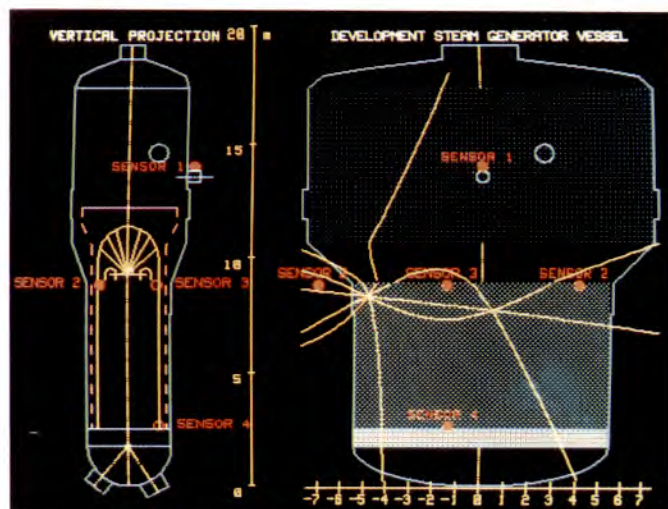


Bild 5.7: Interaktive Anschlagortbestimmung, Ergebnis: oberes Abstandshaltergitter

Erstmals kam das Ferndiagnosesystem in der Bundesrepublik Deutschland im Juli 1988 bei sporadischen Schallereignissen im Dampferzeuger einer Druckwasserreaktor-Anlage zum Einsatz. Die Realisierbarkeit der Datenfernübertragung von Körperschallmustern konnte hier in einem konkreten Anwendungsfall nachgewiesen werden: Nach dem Auftreten von sporadischen Grenzwertanzeigen wurden während eines Zeitraums von ca. zwei Wochen über die Modemverbindung in der Regel einmal täglich die in 24 Stunden angesammelten vierkanaligen Burstmuster zum GRS-Analysezentrum übertragen – insgesamt mehr als 40 Burstmuster – und dort analysiert. Eine gleichermaßen durchgängige Ereigniserfassung und -transferierung wäre mit den bisher angewandten Schallsignal-Magnetbandaufzeichnungen nur unter hohem Aufwand möglich gewesen. Zusätzlich bietet das System Detailinformationen, die bei analoger Gerätetechnik vor Ort nicht verfügbar sind. Der genannte zweiwöchige Ersterprobungseinsatz sowie weitere Einsätze haben gezeigt, daß nunmehr die Möglichkeit einer ereignisgesteuerten durchgängigen Datenerfassung realisiert wurde, die über Datenfernaustausch kurzfristig einer Ferndiagnose zugeführt werden kann.

Burstanalyse im GRS-Analysezentrum

Nach Abschluß der grundsätzlichen Methodenentwicklung liegen bei der GRS die derzeitigen Arbeitsschwerpunkte im weiteren Ausbau der Wissensbasis für die Analyse und Bewertung von Körperschallmustern sowie bei der Auswertung von relevanten Betriebserfahrungen (Langzeitverhalten, Betriebseinflüsse, Schadensdiagnosen etc.). Durch den verstärkten Einsatz rechnerunterstützter dialogfähiger Systeme in Verbindung mit interpretierten Musterabweichungen können neue Diagnoseverfahren zum Einsatz kommen.

In der zentralen Burstmuster-Datenbank werden Burstmuster nach verschiedenen Merkmalen klassifiziert und gespeichert. In Dialogtechnik können die abgespeicherten Burstmuster auf das Farbdisplay gebracht und von Spezialisten hinsichtlich der Burstmerkmale bewertet werden. Diese Wissensbasis wird einerseits zur Entwicklung von Mustererkennungsverfahren und rechnerbasierten Diagnosesystemen verwendet und steht andererseits zur Beurteilung aktueller Messungen bzw. Ereignisse zur Verfügung.

Zur Steigerung der Aussagesicherheit bei der Interpretation von Burstsignalen sind

derzeit anlagenspezifische Quellenlokalisierungsprogramme in der Entwicklung. Mit ihrer Hilfe können Schalleinleitungsorte auf der überwachten Druckbehälterwand berechnet werden. In Farbgraphiken werden die Geometriebedingungen (Behälter, Abwicklung, Aufnehmerpositionen) und Graphen der Schallwegberechnungen ausgegeben. Schnittpunkte kennzeichnen den Schalleinleitungsort. Die Bilder 5.6 und 5.7 zeigen ein Beispiel einer Burstanalyse im GRS-Analysezentrum zur Bestimmung des Schallentstehungsorts.

Bild 5.6 zeigt ein von vier Schallaufnehmern gemessenes Testschlag-Burstmuster an einem Dampferzeuger einer Druckwasserreaktor-Anlage der Leistungsklasse 1200/1300 MWe. Die Amplituden sind im gleichen Maßstab skaliert, der dargestellte Zeitbereich beträgt 20 Millisekunden. Der für die Lokalisierung des Schallentstehungsorts entscheidende Burstbeginn wurde interaktiv am Display bestimmt. Er ist in Bild 5.6 jeweils mit einem senkrechten Strich markiert, die Laufzeitdifferenzen zum zuerst ankommenden Burstsignal bei Sensor 2 sind in Millisekunden angegeben. Mit Hilfe der ermittelten Laufzeitdifferenzen kann interaktiv am Display eine Anschlagortbestimmung durchgeführt werden: Bild 5.7 (Foto

des Computer-Displays) zeigt im linken Teil den schematischen Aufbau eines Dampferzeugers, im rechten Teil die Abwicklung (0° linke Kante, 360° rechte Kante der abgewinkelten Struktur). Die Aufnehmerpositionen sind mit Kreisen markiert. Der rechnergestützt ermittelte Schalleinleitungsort (Schnittpunkt der Lokalisierungsgraphen) ist mit einem Pfeil gekennzeichnet. Er liegt im Bereich des oberen Abstandshaltergitters bei der Position 15°, der dem Ort entspricht, wo der Testschlag angebracht wurde.

Schlußbemerkung

Bei ungeklärten Körperschallereignissen stellen kurzfristig erforderliche Signalanalysen zur Bestimmung von Art, Ort und Ursache der Schallentstehung eine unverzichtbare Entscheidungshilfe dar. Das rechnergestützte System RAMSES zur Fernbewertung der Schallmuster mit schnellem Datentransfer zum GRS-Analysezentrum ist für diese Aufgabenstellung besonders geeignet. Es kann kurzfristig für einen erforderlichen Zeitraum an eine Anlage gebracht werden und ermöglicht über Telefon den Zugriff zu einer zentralen Burstmuster-Datenbank, Lokalisierungs- und Masseschätzungssoftware sowie fortgeschrittener Analysesoftware. Durch Nutzung neuer Technologien konnte so ein Beitrag zur Fortentwicklung moderner Überwachungs- und Diagnosesysteme geleistet werden.

B. J. Olma
Abt. Leittechnik

5.3 Probleme der Echtzeitverarbeitung von Expertensystemen zur Operateurunterstützung – Entwicklungen bei der GRS

Das Wissensgebiet „Expertensysteme“ entwickelt sich immer mehr zu einer Ingenieursdisziplin. Während sich dieser Trend in fast allen Bereichen, wo der Parameter Zeit mehr oder weniger vernachlässigt werden darf, weiter verstärkt, stehen On-line- oder gar Echtzeitanwendungen noch am Anfang. Dabei ist dies zunächst nicht unbedingt einzusehen. Echtzeitanwendungen sind bereits integraler Bestandteil unseres täglichen Lebens (von einfachen Regelungen in Haushaltsgeräten bis hin zu großen rechnergesteuerten Fertigungsanlagen). Die Komplexität dieser Anwendungen läßt sich im wesentlichen durch drei Dimensionen charakterisieren:

- Anzahl der geregelten Funktionen
- Regelungsgeschwindigkeit
- Anzahl der Faktoren, die vor einer Entscheidung beachtet werden müssen (Signalkombinationen).

Hauptaufgabe des Einsatzes von wissensbasierten Echtzeitanwendungen ist die Reduktion der kognitiven Last des Benutzers oder die Erhöhung seiner Produktivität ohne gleichzeitige Erhöhung der kognitiven Last. Dies gilt vor allem für Systeme und Prozesse hohen Komplexitätsgrads. Insbesondere für Kernkraftwerke bedeutet dies eine Verminderung der menschlichen Fehlermöglichkeiten und liefert damit einen wesentlichen Beitrag zur Erhöhung der Reaktorsicherheit.

Im folgenden soll die Problematik von Echtzeitexpertensystemen kurz erläutert werden.

Problematik der Echtzeitexpertensysteme

Die Definition von Echtzeit (Real-time)

Während es sofort vorstellbar ist, daß ein On-line-System über Sensoren und Steue-

rungen an einen technischen Prozeß gekoppelt ist, bereitet der Terminus „Real-time“ Schwierigkeiten. In der Tat gibt es viele Definitionen für „Real-time“. Die allen gemeinsame Eigenschaft ist jedoch die Fähigkeit eines solchen Systems, eine Garantie für eine Antwort innerhalb eines bereits in der Systemspezifikation festgelegten Zeitraums – der natürlich den Systemzielen angepaßt sein muß – zu geben.

Die Besonderheit von On-line-Real-time-Systemen

In traditionellen Anwendungsgebieten wissensbasierter Systeme sind die Daten statisch, ändern sich jedenfalls nicht in einem kurzen Zeitraum. Überdies spielt die Zeit bei der Vorbereitung von Problemlösungen im Hinblick auf Zeit als Wissens-element nur sehr mittelbar und Zeit als Systemperformanzanforderung überhaupt keine Rolle.

Nonmonotonie

Die sogenannte monotonische Schlußweise (d.h. die in der Logik übliche) setzt voraus, daß einmal als wahr festgestellte Tatsachen fest bleiben und daher nur darauf aufbauend weiter auf andere Fakten geschlossen werden kann. Demgegenüber ist die Ausgangslage sowohl von Sensordaten als auch Bedienereingaben abhängig, von denen nicht a priori angenommen werden kann, daß sie so bleiben, sei es z.B. durch Ausfallen von Sensoren, fehlerhafte Sensoren, neue Bedienereingaben oder einfach durch Änderung des Prozeßzustands. Man sieht sich deshalb mit dem Problem des nonmonotonischen Deduzierens konfrontiert.

Asynchrone Ereignisse

In Real-time-Systemen werden Daten verarbeitet, die aus einem technischen Prozeß stammen. Der Prozeß selbst ist inhärent parallel und liefert somit Ereignisse zumeist asynchron. Ein Real-time-System muß deshalb die Möglichkeit bieten, auf solche asynchronen Ereignisse zu reagieren, d.h. unterbrechbar sein, um der neuen Situation adäquat Rechnung tragen zu können. Auf der anderen Seite darf dies nicht dazu führen, daß das Systemverhal-

ten nur noch von solchen asynchronen Ereignissen bestimmt wird, das heißt, daß sich keine kurzzeitigen quasistationären Prozeßabläufe bzw. Zustände mehr einstellen können.

Prozeßschnittstelle

Wie bereits erwähnt, hat ein On-line-Real-time-System eine Schnittstelle zum technischen Prozeß, was bedeutet, daß eine Signalvorverarbeitung erforderlich ist. Herkömmliche Expertensysteme haben hier keine Automatik; sie fragen den Benutzer vielmehr, auf welche Fakten er sich stützen will oder soll.

Zuverlässigkeit und Vollständigkeit der Daten (Fehlertoleranz)

Sensoren können ausfallen oder fehlerhaft arbeiten. Damit dies nicht zum völligen Ausfall des Systems führt, muß dafür gesorgt werden, daß in einem solchen Fall die Fehlerhaftigkeit und Unvollständigkeit erkannt wird, das System aber dennoch brauchbare Informationen liefert.

Hohe Leistungsfähigkeit

Wesentlicher Faktor für Antwortzeiten ist der Durchsatz eines solchen Systems. Dieser Durchsatz muß wegen der Real-time-Anforderungen gegenüber traditionellen Systemen um zwei bis drei Größenordnungen höher liegen.

Temporal Reasoning

Die Zeit spielt nicht nur in der Rechenleistung eine Rolle, sondern kommt speziell beim Herleiten von Ereignissen zum Tragen. Es ist nämlich hierbei nicht nur der Eintritt eines Ereignisses (z.B. „Pumpe ein“), sondern auch das zeitlich qualitative Verhalten (Historie der Pumpenbetätigungen) und das zeitlich quantitative Verhalten (wann wird der Grenzwert erreicht?) insbesondere für die Prädiktion wichtig.

Informationshierarchie

Beim Auftreten von signifikanten Ereignissen ist es gegebenenfalls wichtig, eine Aufgabe, die momentan durchgeführt wird, zu unterbrechen, zu suspendieren oder mindestens die Benutzer auf solche

Ereignisse aufmerksam zu machen. Auch kann es nötig sein, einen Satz von zugehörigen Sensoren mit höherer Rate abzutasten, um eine feinere zeitliche Auflösung zu erhalten. Daher muß die Wissensbasis implizit oder explizit eine Informationshierarchie enthalten.

Integration von numerischen und symbolischen Komponenten

Wenn die Wissensbasis beispielsweise zur Überwachung technischer Prozesse nur logische Komponenten enthält (z.B. „Pumpe aus“, „wenn Pumpe aus, dann kein Druck“), kann das Verhalten des Prozesses nicht adäquat überprüft werden. Hierzu sind numerische Komponenten, also solche, die quantitative Information (z.B. „der Anstieg des Wasserstandes beträgt 5%/s“) mit einzubeziehen. Diese Komponenten können von einfachen numerischen Fakten (Daten von Analogwertensoren) bis hin zu komplexen Simulationsmodellen reichen.

Garbage Collection

Die in den meisten Expertensystemen vorhandene Funktion des „Garbage Collectors“ (dies ist eine Speicherreorganisationsfunktion, die nicht mehr benötigte Speicherelemente eliminiert und somit wieder Platz schafft, und die unter Umständen viel Rechenzeit braucht), muß durch eine bereits bei der Systemspezifikation anzugebende Information entweder entfallen oder so gestaffelt werden, daß die Funktion zu einem Zeitpunkt oder über einen Zeitraum so in Gang gesetzt wird, daß die eigentliche Aufgabe des Expertensystems unbeeinträchtigt bleibt.

Zeitabhängiges on line forward-chaining

Um die aufgezeigten Probleme zu lösen, wurden in der GRS effiziente Algorithmen für kontinuierliches on line „forward-chaining“ entwickelt und auf Prozeßrechnern, gekoppelt mit sogenannten LISP-Maschinen, auf denen im wesentlichen Erklärungsmodule ablaufen, implementiert.

Speziell hervorzuheben ist, daß diese Algorithmen und Methoden bereits weitgehend den genannten Anforderungen entsprechen. Unter forward-chaining wird im allgemeinen eine Methode verstanden, eine Reihe sogenannter Regeln vom If-Then-Typus aneinanderzuketten. Der If-Teil wird als Ereignis bezeichnet, der Then-Teil als Aktion. Eine Aktion kann in einer weiteren Regel als Ereignis auftreten, wodurch eine Verkettung möglich wird. Man spricht deshalb auch von der ereignisgesteuerten Vorwärtsverkettung. Bei traditionellen Expertensystemen wird die Bezeichnung „Ereignis“ jedoch nicht in einem **zeitlichen** Sinne verwendet, sondern es ist damit vielmehr die Verifikation einer Tatsache (fact) gemeint. Für die hier zur Debatte stehenden Prozeßanwendungen wurde der Begriff „Ereignis“ in seiner ursprünglichen Bedeutung benutzt und die Forward-chaining-Methode entsprechend verallgemeinert. In Bild 5.8 ist die Abarbeitung von zeitlichen Vorgängen für das kontinuierliche forward-chaining aufgezeigt.

Die Prozeßereignisse werden in der Ereigniswarteschlange, chronologisch geordnet, zur Verarbeitung bereitgestellt. Von dort werden sie in sogenannten Propagationsmodellen weiterverarbeitet, bis sich keine Änderungen mehr ergeben. Diese Modelle bestehen aus Ereignisknoten (Kreisen), Verknüpfungsknoten (Rechtecken) und verbindenden Kanten. Ausgehend von einem Anfangsereignis, werden neue Ereignisse über die Verknüpfungsknoten synthetisiert. Erreicht eine Verarbeitung einen Endknoten, also ein solches synthetisiertes Ereignis, so wird neue Information (z.B. zur Weitergabe an Displaysysteme) erzeugt.

Die Zeitproblematik tritt unter anderem dann auf, wenn Regelungssysteme modelliert werden müssen. Besonders unschön dabei ist, daß die grafische Repräsentation solcher Modelle Zyklen aufweist und dies zu extrem komplexen Algorithmen führt.

Glücklicherweise gibt es keine Regelstrecke ohne zeitliche Verzögerung, so daß man den Algorithmus so lange suspendieren kann, bis diese „Regelungszeit“

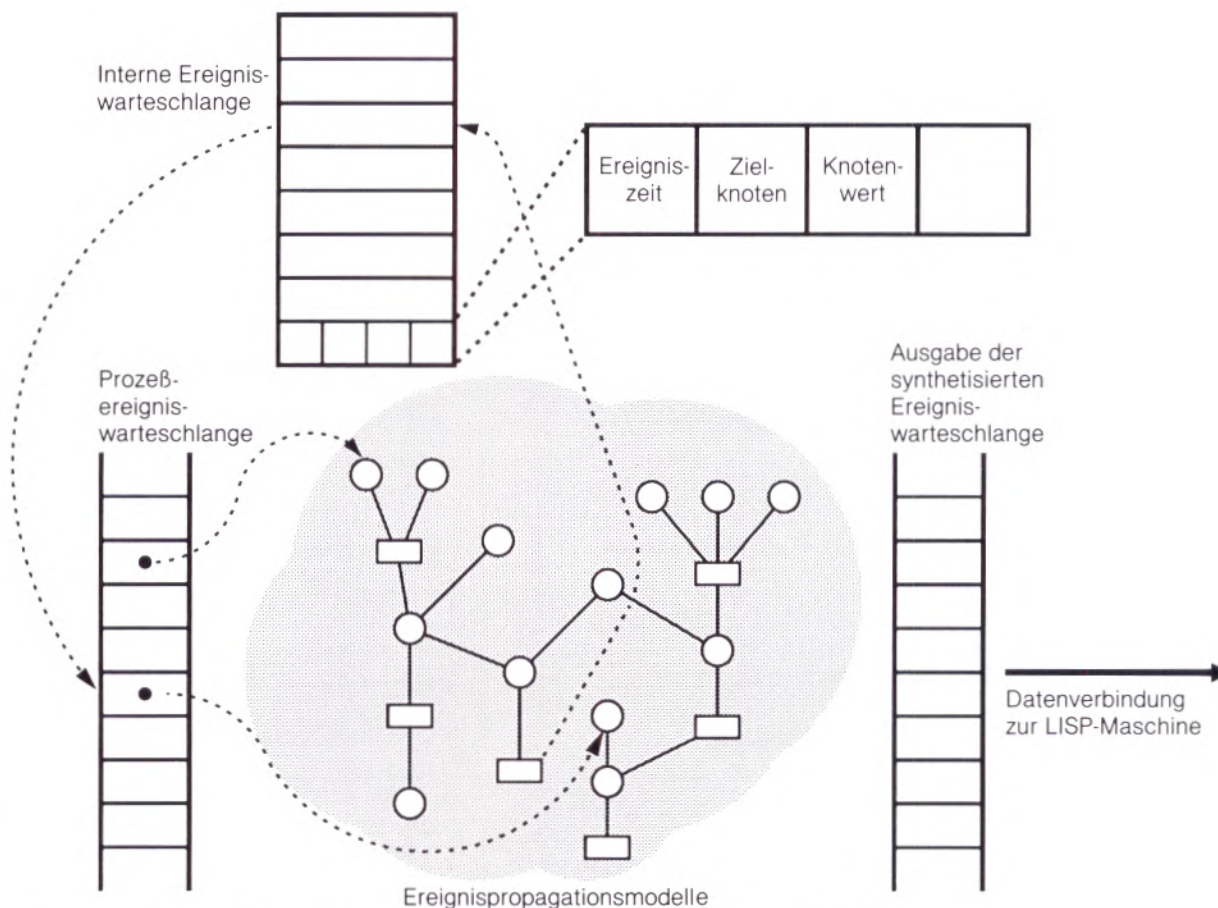


Bild 5.8: Abarbeitung von zeitlichen Vorgängen für das kontinuierliche forward-chaining

vergangen ist. In dieser Zeit lassen sich dann andere Ereignisse der Prozeßwarteschlange verarbeiten. Nach Ablauf der „Regelungszeit“ wird dann das „Regelungsereignis“, das in der Zwischenzeit in der internen Ereigniswarteschlange eingereiht war, wieder in die Prozeßwarteschlange übernommen und im Modell an der Stelle weiterverarbeitet, die als Ziel beim Verlassen des Modells spezifiziert

war. Auf diese Weise erhält man einen extrem schnellen und hinreichend einfachen „forward-chaining“-Algorithmus, der sich deshalb hervorragend für On-line-Anwendungen eignet.

Ausblick

Obwohl wesentliche der bei On-line-Echtzeitexpertensystemen auftretenden Probleme bereits gelöst wurden¹⁾, stellte sich jedoch die Semantik der Modelle bzw. des Modellierungsprozesses als zentrales Element heraus, so daß dies den Schwerpunkt der weiteren Arbeiten bilden wird. Es ist nämlich noch nicht geklärt, wie der Prozeßverlauf **und** die erforderlichen Informationsziele optimal spezifiziert wer-

den können. Ansätze der sogenannten „Qualitativen Physik“²⁾ beschreiben den Prozeß zu ungenau, komplette Simulationsmodelle kosten Rechenzeit und liefern nicht die Ursache einer Transiente. Eine Kombination von symbolischen und numerischen Modellen unter Vermeidung der jeweiligen Nachteile ist deshalb Zielsetzung der weiteren Arbeiten.

Darüber hinaus wird sich die GRS auch mit neuen Formen der Mensch-Maschine-Kommunikation, insbesondere der Sprachein-/ausgabe, und der Einbeziehung von akustischer Information befassen.

L. Felkel
Abt. Prozeßrechner

¹⁾ L. Felkel:
An Online Diagnostic Expert System
ANS Meeting on Innovative Computer Applications
to the Nuclear Industry, Snowbird/Utah, 31. 8. – 2. 9.
1987

²⁾ J. DeKleer:
A Qualitative Physics Based on Confluences
Artificial Intelligence 24, 1984

5.4 Programmsysteme zur Informationsverarbeitung und Entscheidungsfindung auf dem Gebiet der Probabilistischen Sicherheitsbewertung (PSA)

Die Zuverlässigkeit einer Komponente, die Betriebsparameter beim Einsatz und folglich die Verfügbarkeit von Systemen und damit die Sicherheit einer Anlage stehen in vielfältiger Wechselbeziehung. Wie die Praxis in allen Technologien zeigt, kann zum einen die Entwicklung und Erstellung von zuverlässigen Komponenten und Systemen, zum anderen die Vorhersage der Versagensprozesse – und damit die Bewertung und Nachweisführung der Zuverlässigkeit und Sicherheit der Anlage beim Betrieb – nicht mehr allein mit deterministischen Berechnungen und Richtlinien geleistet werden. Eine ganzheitliche, anlagenweite und probabilistisch orientierte Analyse muß eingesetzt werden. Eine international gängige Bezeichnung dafür ist „Probabilistic Safety Assessment“ (PSA). In solchen Analysen wird weit mehr Information über die Komponenten, die Systeme und die Anlage strukturiert verarbeitet und zur Entscheidungsfindung herangezogen als in den herkömmlichen Berechnungen und Entscheidungen. Dieser Zuwachs an Information erstreckt sich auf die Auslegung, den Betrieb, die historische Erfahrung über die Komponenten, die Auswirkungen und Häufigkeit des Ausfalls der Komponenten und vieles mehr.

Darüber hinaus kann die PSA sowohl zur sicherheitstechnischen Optimierung der Auslegung einer Anlage als auch zur sicherheitstechnischen Optimierung der Betriebsführung herangezogen werden. Dies ist deshalb möglich, weil in dem PSA-Modell Auslegungs- und Betriebsparameter enthalten sind und sich damit sowohl die Auslegung als auch die Betriebsführung, z.B. im Hinblick auf minimales Ausfallrisiko, gleichermaßen optimieren lassen. PSAs zur Optimierung der Auslegung bzw. zum Beseitigen von Schwachstellen sind praktisch Stand der Technik. PSA-

Modelle als Hilfsmittel zum Optimieren der aktuellen Betriebsführung sind in der Entwicklung und teilweise schon im Einsatz^{1), 2)}. Unter Betriebsführung werden in dem Zusammenhang alle Phasen wie Zu-, Ab- und Umschaltungen und alle Tätigkeiten einschließlich Test, Instandhaltung und Reparatur verstanden.

Programmsysteme

Im folgenden soll vor dem Hintergrund dieses Sachverhaltes im Bereich Kerntechnik auf jene Programmsysteme innerhalb eines PSA-Modells kurz eingegangen werden, die sich überwiegend mit dem Aspekt Zuverlässigkeit beschäftigen. Besonderes Augenmerk wird dabei auf Neuentwicklungen gelegt, die überwiegend zum Betrieb auf Mikrorechnern, wie z. B. PCs oder Workstations, konzipiert sind. Der Grund, warum gerade in dieser Maschinenwelt viele Neuentwicklungen laufen, ist wohl die leichter zu realisierende Benutzerfreundlichkeit und die einfachere Transportabilität der Rechenmodelle zwischen interessierten Benutzern. Zur genaueren Information über die angesprochenen Programmsysteme muß auf die angegebene Originalliteratur verwiesen werden.

Anlagenmodell

Die Funktion bzw. das Komplement dazu – der Ausfall – einer Anlage wird heute weitgehend in Form der Ereignisablauf- und Fehlerbaumlogik dargestellt. Darin sind sowohl die Informationen enthalten, welche Auswirkungen möglich sind, als auch welche Komponentenausfälle betrachtet wurden und dafür verantwortlich sind. In dem Zusammenhang ergeben sich zwei Aufgaben an Programmsysteme: zum einen die probabilistische Berechnung erstellter Ereignisablaufdiagramme und Fehlerbäume, zum anderen die Erstellung dieser Ereignisablaufdiagramme und Fehlerbäume mit Hilfe von interaktiv zu bedienenden Programmsystemen.

Fehlerbaumberechnung

Die wesentliche Aufgabe bei der Fehlerbaumberechnung ist die Ermittlung mög-

lichst aller Kombinationen von Komponenten, die zum Systemausfall führen. Darauf aufbauend schließt sich meist eine zeitabhängige Berechnung verschiedener Zuverlässigkeits- und Importanzkenngrößen an. Hierzu gibt es eine Reihe von geeigneten Programmen³⁾. In sogenannten Benchmark-Studien sind mehrmals solche Programmsysteme mit positivem Ergebnis miteinander verglichen worden. Bei hoch zuverlässigen Systemen und großen, komplexen Fehlerbäumen sind allerdings nur wenige Programme in der Lage, Ergebnisse zu erzeugen. Das in der GRS entwickelte Programmsystem RALLY⁴⁾ ist sicherlich ein hervorragendes Programmpaket auch für solche komplizierten Fälle.

Zur Optimierung des untersuchten Systems ist es besonders wichtig, die sogenannten Importanzkenngrößen zu berechnen. Aussagekräftig ist vor allem die Einsicht, welche Komponenten für den Systemausfall dominierend sind und bei welchen Komponenten es sich besonders lohnt, sie zu ertüchtigen, um das System insgesamt zu verbessern. Neuere Entwicklungen zu Fehlerbaumberechnungen sind meist PC-Versionen. Diese Programmsysteme lassen sich nach einer kürzeren Einarbeitungszeit leichter bedienen. Editoren für Text, Graphik (Fehlerbäume), Datenbasis und Schnittmengen gehören zum Standard.

¹⁾ J. Q. Kirkmann, J. B. Fussell, D. J. Campbell: PRISM at Arkansas Nuclear One, Unit 1: Daily, In-Plant Use of PSA-Information Reliability Engineering and System Safety Vol. 22, Nos 1-4, 1988

²⁾ B. E. Horn: Nuclear Power Station using the „ESSM“ Facility PSA „87“ Zürich, Proceedings vol. III Verlag TÜV Rheinland, 1987

³⁾ S. Contini, A. Amendola: Reliability Computer Code Index JRC, Ispra, P.E.R. 831/84, 1984

⁴⁾ W. Güldner, H. Polke, H. Spindler, G. Zipf: Computer Code Package RALLY For the Probabilistic Safety Assessment for Large Technical Systems GRS-57 (April 1984)

Fehlerbaumerstellung

Seit längerer Zeit gibt es Bemühungen, Programmsysteme zu schaffen, die, ausgehend vom einzugebenden Schaltplan, in einem ersten Schritt die Fehlerbaumlogik erstellen und in einem zweiten Schritt diese Fehlerbaumlogik auch probabilistisch auswerten. In letzter Zeit werden diese Bemühungen von den raschen Entwicklungen auf dem Gebiet der Expertensysteme positiv unterstützt. Es ist schließlich denkbar – und für einfache Fälle auch schon realisiert –, daß die Regelbasis, nach der ein Fehlerbaum zu erstellen ist, zusammen mit der dazu notwendigen Hintergrundinformation (Wissensbasis) von einem interaktiv bedienten Rechner abgearbeitet wird. Sehr weit gediehene Entwicklungen sind die Projekte EXPRESS⁵⁾ und STARS⁶⁾. Vor allem zur Untersuchung von einfacheren Systemen, für die sich Fehlerbäume routinemäßig erstellen lassen, könnten Expertensysteme eingesetzt werden.

Datenmanagement zur Auswertung der Betriebserfahrung

Es war schon immer das Bestreben der probabilistischen Analyse, so viele und so gute Daten wie möglich aus der Betriebserfahrung abzuleiten. Mit der raschen Fortentwicklung von Datenbankprogrammen und Speichermedien (Festplatten) für Mikro-Rechner werden solche Systeme nicht nur auf Großrechnern (z.B.⁷⁾), sondern auch auf Mikro-Rechnern aufgebaut (z.B.⁸⁾). Zwei große Datenkomplexe sind von besonderem Interesse: Daten für Komponenten, Teilsysteme und Systeme sowie Daten für menschliche Handlungen.

Komponenten

Zur Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen für Komponenten gibt es in mehreren Ländern große Bemühungen. Besonders wichtig ist es, Fehlerarten, Nichtverfügbarkeiten, Ausfallraten, Häufigkeiten von Common-Mode-Ausfällen, Reparaturzeiten, Korrelationen zwischen abhängigen Ausfällen und die jeweiligen statistischen Unsicherheiten zu ermitteln. Mitentscheidend dabei ist die gewählte Klassifizierung und die Zuordnung der einzel-

nen Ereignisse in die entsprechenden Klassen. Zur statistischen Auswertung und zur Fehlereinschätzung wurden in den letzten Jahren sehr verfeinerte Methoden (z.B. Bayesscher Ansatz) entwickelt und auch angewandt. Es gibt nun auch verstärkte Bemühungen, Zeitabhängigkeiten z.B. von Ausfallraten zu identifizieren, um beispielsweise Alterungseffekten an Komponenten gezielt begegnen zu können.

Menschliche Handlungen

Es ist nur folgerichtig, daß der große Einfluß der menschlichen Handlungen auf den Betrieb und den Störungsablauf in einer Anlage durch Erhebungen von Daten aus der Betriebserfahrung besser durchleuchtet und hinterfragt wird. Auch hierzu wurde eine Reihe von Informationsverarbeitungssystemen aufgebaut. Zu nennen ist das amerikanische „Performance Indicator Program“, in dem die Art der menschlichen Fehlhandlung in den verschiedensten Bereichen, wie z.B. bei der Planung, der Errichtung, dem Betrieb, bei Wartung und Reparatur, besser differenziert und aus der Betriebserfahrung entsprechend quantifiziert werden soll. Die dazu verwendete Wissensbasis sind die sogenannten License Event Reports (LERs).

Integrierte Modelle

Aus dem Wesen der PSA, nämlich mögliche Störfallszenarien zu identifizieren und Aussagen zu den Auswirkungen und zu deren Eintrittshäufigkeiten zu erarbeiten, ergab sich zwangsläufig der Wunsch, Programmsysteme zu erstellen, die sowohl den Auswirkungspfad als auch den Häufigkeitspfad und das gesamte Datenmanagement behandeln können. Dazu ist vor allem die Entwicklung von ORACLE⁹⁾ zu nennen. Hierin sollen in dem Untermodell NUCLARR das Datenmanagement bzw. die Auswertung der Betriebserfahrung, im Paket IRRAS die Fehlerbaum- und Ereignisablaufberechnungen, im Modell PRISM die Abschätzung des Einflusses von Komponentenausfällen, z.B. im Hinblick auf die Kernschmelzhäufigkeit, und im Modell SARA eine Neuberechnung von Auswirkungen aufgrund geänderter Rand-

bedingungen durchgeführt werden. Da eine probabilistische Analyse ein relativ komplexer Vorgang ist, sind auch solche integrierten Modelle nicht einfach zu realisieren. Die Stärke liegt aber sicherlich in der Möglichkeit, große Datenmengen bzw. viel Systeminformation strukturiert und jederzeit – auch nach Systemänderungen – praktisch fehlerfrei neu zu verarbeiten.

Modelle als Operateurhilfe zur Betriebsführung

Dieser neueste Zweig der Informationsverarbeitung auf dem Gebiet der PSA wird vor allem in den USA^{1), 10), 11)} und in England²⁾ betrieben. Die grundlegende Idee bei diesen Entwicklungen ist, ein Zuverlässigkeitsmodell (Risiko-Monitor) auf einem Rechner jederzeit zur Verfügung zu haben, um geänderte System- oder Betriebsbedingungen – erzwungen durch den zu-

⁵⁾ C. Ancelin, P. Le, S. de Saint-Quentin, N. Villate: EXPRESS: An expert system to perform system safety studies,

PSA „87“ Zürich, Proceedings vol. III, Verlag TÜV Rheinland, 1987

⁶⁾ A. Poucet:

STARS: A Software Tool for Advanced Reliability and Safety Analysis

JRC, Ispra, P.E.R. 1463/88, April 1988

⁷⁾ European Reliability Data System, Component Event Data Bank Handbook

CEC, P.E.R. 855/II/84, 1984

⁸⁾ W. E. Gilmore, D. I. Gertmann, B. G. Gilbert, W. J. Reece:

Nuclear Computerized Library for Assessing Reactor Reliability (NUCLARR)

NUREG/CR-4639, EGG-2458, 1988

⁹⁾ Doyle L. Batt, Philip E. MacDonald, Martin B. Sattison, EG&G, William E. Vesely, SAI:

Organization of Risk Analysis Codes for Living Evaluations (ORACLE)

PSA „87“ Zürich, Proceedings vol. III

Verlag TÜV Rheinland 1987

¹⁰⁾ B. B. Chu, D. H. Worledge:

A Nuclear Power Plant Status Monitor: RAPID/PSM

Software

Reliability Engineering and System Safety

Vol. 22, Nos 1-4, 1988

¹¹⁾ S. Kaplan, M. V. Frank, D. C. Bley, D. G. Lindsay:

Outline of COPILOT, an Expert System for Reactor Operational Assistance using a Bayesian Diagnostic Module

Reliability Engineering and System Safety

Vol. 22, Nos 1-4, 1988

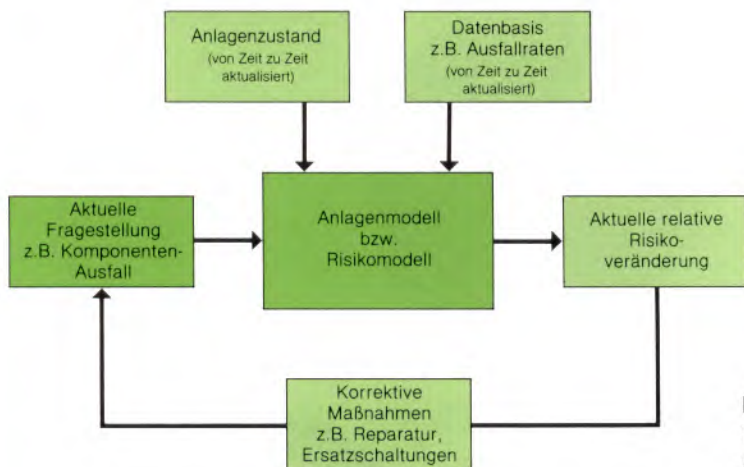


Bild 5.9:
Prinzip eines
Risiko-Monitors

fälligen Ausfall von Komponenten oder gewollt durch Änderungen des Systems oder seiner Betriebsführung – bezüglich ihres Einflusses auf das Zuverlässigkeitsniveau (Risikoniveau) des Systems schnell untersuchen zu können (Bild 5.9). Als Maß für den Einfluß auf die Zuverlässigkeit des Systems kann natürlich auch auf etwas höherer Ebene (Anlagenebene) z. B. die Änderung der Häufigkeit für das Eintreten eines Kernschadens herangezogen werden. Steht ein solches Modell auf der Basis einer vorher erarbeiteten PSA am Rechner zur Verfügung, ist auch die Frage zu beantworten, um wieviel sich jeweils z. B. die Eintrittshäufigkeit eines Kernschadens erniedrigt, wenn bestimmte positive Handlungen gesetzt, also etwa ausgefallene Komponenten wieder repariert werden. Damit erhält der Betreiber – im Hinblick auf Zuverlässigkeit, Verfügbarkeit und Sicherheit – eine sinnvolle Prioritätenliste für die Planung der Reparaturmaßnahmen. Insbesondere, wenn die Ausfälle in Neben- oder Hilfssystemen vorliegen, kann ohne ein Gesamtmodell nicht entschieden werden, welche Ausfälle die potentiell gravierenden sind.

Sinnvollerweise sollten solche Modelle am Rechner auch in ihrer Struktur geändert werden können, damit bei Systemänderungen oder Systemverbesserungen die Wirkung auf das Zuverlässigkeitsniveau überprüfbar ist. So kann ein solches Modell auch auf dem neuesten Anlagen-

stand gehalten und die Änderung des Zuverlässigkeitsniveaus über die Zeit – möglicherweise aufgrund von Alterung – ermittelt werden („Living PSA“). Solchen Modellen gemeinsam ist ein integrierter Datenbankteil. Dort sind Systeminformationen zu den Störfallszenarien und Informationen zur Betriebsführung, wie z.B. zu den Test- und Wartungsarbeiten, gespeichert. Die Modelle sind somit auch „lernfähig“, da ein schrittweises Verbessern aufgrund der fortschreitenden Betriebserfahrung möglich ist.

Interessant ist auch die englische Entwicklung²⁾. In diesem Modell sind u.a. die relevanten Betriebsvorschriften, die die verschiedenen Ausfallsituationen sicherheitstechnisch wichtiger Systeme bzw. Komponenten betreffen, gespeichert. Das Rechenmodell ist in der Lage, die Wirkung der entsprechenden Betriebsvorschriften auf das Zuverlässigkeitsniveau direkt zu untersuchen.

Es ist denkbar, daß nach Akzeptanz solcher Modelle durch die Betriebsmannschaft vor allem Handlungsalternativen am System, die im Betriebshandbuch nicht geregelt sind, in aller Ruhe vorausanalysiert werden, um die sicherheitstechnisch optimalen Schalthandlungen bzw. Maßnahmen herauszufinden und auch durchzuführen. Damit kann das insgesamt mögliche Spektrum von menschlichen Fehlhandlungen sicherlich entschei-

dend eingengt werden. Ein solches Modell muß nicht gleich ein großer Anlagensimulator sein, da durch die Klassifizierung der einzelnen Störfälle in bestimmte Auswirkungsklassen oftmals eine Neuberechnung der Auswirkungen gar nicht durchzuführen ist.

Ausblick

Im Rahmen der Probabilistischen Sicherheitsbewertung (PSA) gibt es bereits jetzt eine Reihe geeigneter Informationsverarbeitungssysteme. Trotzdem besteht der Wunsch und die Notwendigkeit, durch Hinzunahme weiterer Aspekte bei der Berechnung umfassendere oder spezielle Rechenmodelle für neue Fragestellungen zu erstellen. Die komplexer gewordene Anlagentechnik in allen technologischen Bereichen macht es direkt erforderlich, mit Hilfe von Anlagenmodellen bzw. Ausfallmodellen eine dem jeweiligen aktuellen Anlagenzustand angepaßte Sicherheitsoptimierung durchzuführen. Einfaches Nachdenken und Entscheiden ohne solche Hilfsmittel scheint den Anforderungen an den Betrieb komplexer Großanlagen mit minimalem Risiko nicht mehr gerecht zu werden. Es wäre wünschenswert, wenn auch in der Bundesrepublik die im Ausland schon mehrfach entwickelten und eingesetzten Systeme aufgegriffen und adaptiert würden und zum Einsatz kämen. Eine sowohl im Hinblick auf Wirtschaftlichkeit als auch auf Sicherheit optimierbare Betriebsweise wäre das Ergebnis.

P. Kafka

5.5 Untersuchungen zum Risiko von Hochtemperaturreaktoren

Für Druckwasserreaktoren und natriumgekühlte Brutreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland liegen detaillierte Untersuchungen zur quantitativen Bestimmung des mit dem Betrieb der Anlagen verbundenen Risikos vor. Derart systematische Untersuchungen gibt es für Hochtemperaturreaktoren (HTR) – insbesondere für den in Betrieb befindlichen THTR-300 – bisher nicht, wohl aber Studien zu hypothetischen Störfällen für verschiedene HTR-Konzepte von der Kernforschungsanlage Jülich (KFA).

Ausgehend von dieser Situation hat der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) die GRS beauftragt, risikobestimmende Ereignisabläufe für HTR zu untersuchen. Eine vorläufige Studie ist mit folgenden wesentlichen Zielsetzungen durchgeführt worden:

- Identifikation von repräsentativen Ereignisabläufen im Hinblick auf die Auswirkungen
- Bewertung des Kenntnisstandes von Methoden zur Durchführung von Konsequenzanalysen und ihrer Aussagegesicherheit sowie zum Bauteilverhalten unter extremen Belastungen
- Aufstellung eines Empfehlungskataloges für erforderliche Arbeiten zur quantitativen Risikobestimmung von HTR.

Die Aussagen lieferten eine Entscheidungsgrundlage für die weitere Vorgehensweise zur Bestimmung des Risikos von HTR-Anlagen mit Schwerpunkt THTR-300 im Vergleich zu anderen Reaktorkonzepten.

Sicherheitskonzept und Baulinien

Die beim HTR-Konzept vorhandenen Barrieren zur Verhinderung einer Spaltproduktfreisetzung (Bild 5.10 und Tabelle 5.1) sind

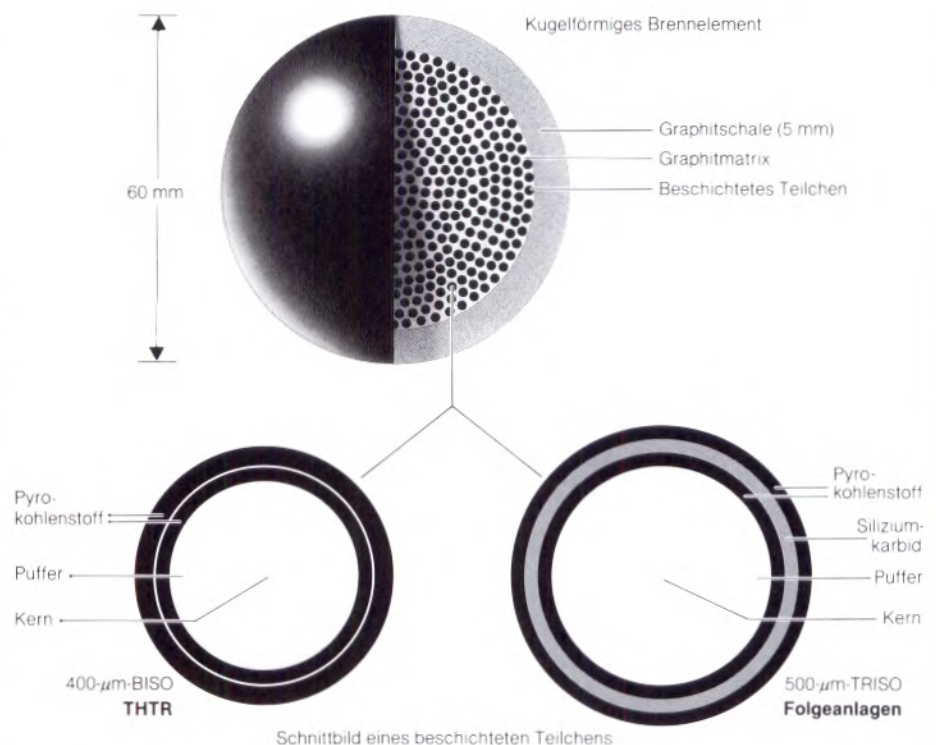


Bild 5.10: Aufbau eines HTR-Brennelements

- die in eine Graphitmatrix eingebetteten Brennstoffkerne
- die Beschichtung der Kerne mit zwei Lagen aus hochdichtem Pyrokohlenstoff (BISO) bzw. bei neueren Konzepten mit einer zusätzlichen Barriere aus Siliziumkarbid (TRISO)
- der Einschluß dieser „coated particles“ (CP) in eine kugelförmige Graphitmatrix mit einer brennstofffreien Außenschale
- der Kühlgaseinschluß durch die druckfeste Umschließung des Primärsystems (Spannbeton- bzw. Stahldruckbehälter) und
- das die gesamte Anlage umschließende Reaktorschutzgebäude.

Als hiervon besonders wirksame Barriere ist die Beschichtung der Brennstoffkerne hervorzuheben, so daß eine nennenswerte Spaltproduktfreisetzung in das Primär-

kühlmittel nur dann vorkommen kann, wenn die Rückhaltefähigkeit dieser Beschichtungen beeinträchtigt wird. Als mögliche Mechanismen hierfür sind thermische Überhitzung durch Kernaufheizung sowie Brennelementgraphit-Korrosion und -Brand identifiziert worden. Dadurch ist die Spaltproduktfreisetzung in das Kühlgas im Normalbetrieb sehr gering; sie wird vor allem durch herstellungsbedingten Partikelbruch und Schwermetallkontamination der Graphitmatrix verursacht.

Während des Betriebes wird der Reaktorkern kontinuierlich beschickt durch Zugabe frischer, Rezyklierung teilweise abgebrannter und Entnahme verbrauchter Brennelemente. Eine Reaktivitätsreserve zur Kompensation des Abbrandes ist daher nicht erforderlich, weshalb Kugelhaufen-HTR mit einer nur geringen Überschußreaktivität des regelstabfreien Kerns betrieben werden.

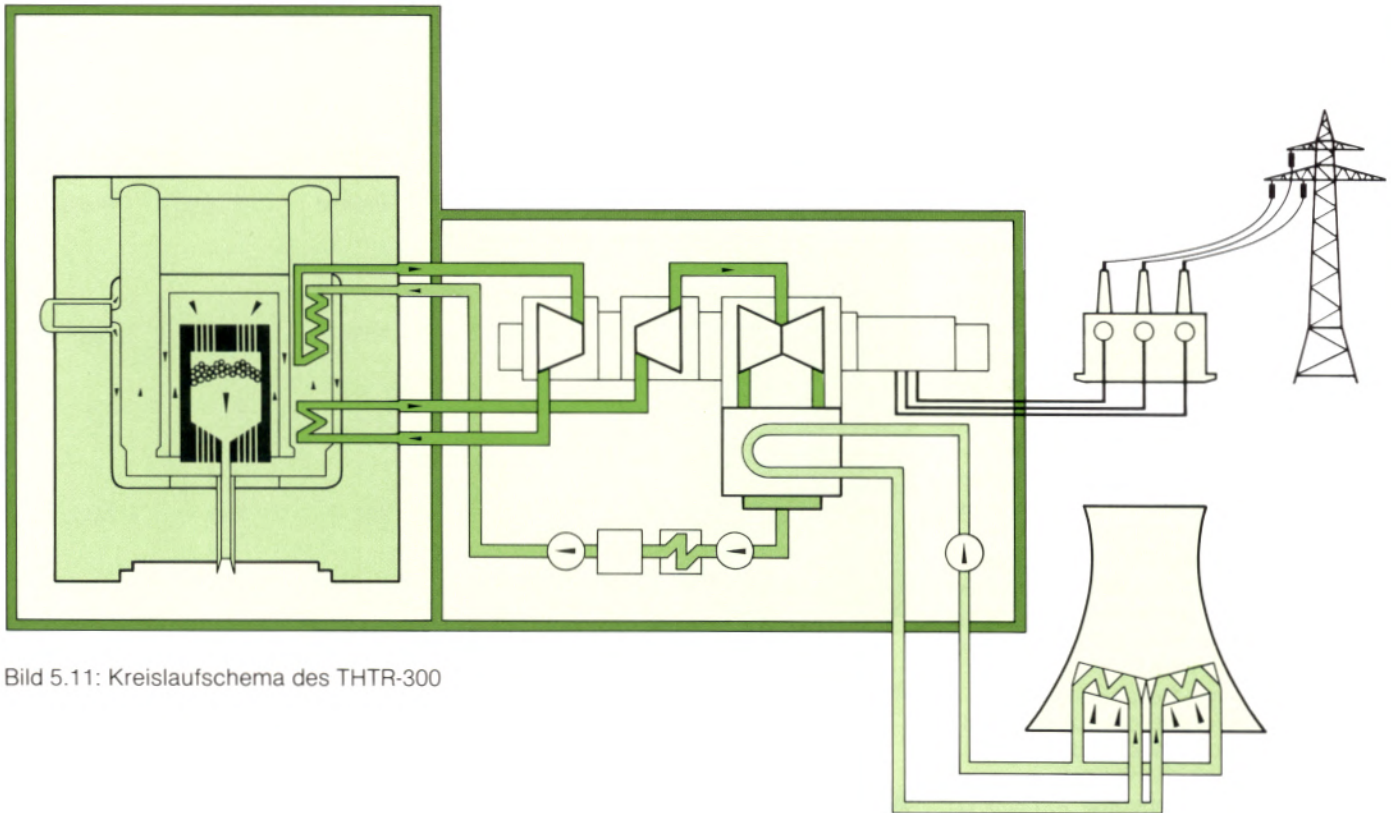


Bild 5.11: Kreislaufschemata des THTR-300

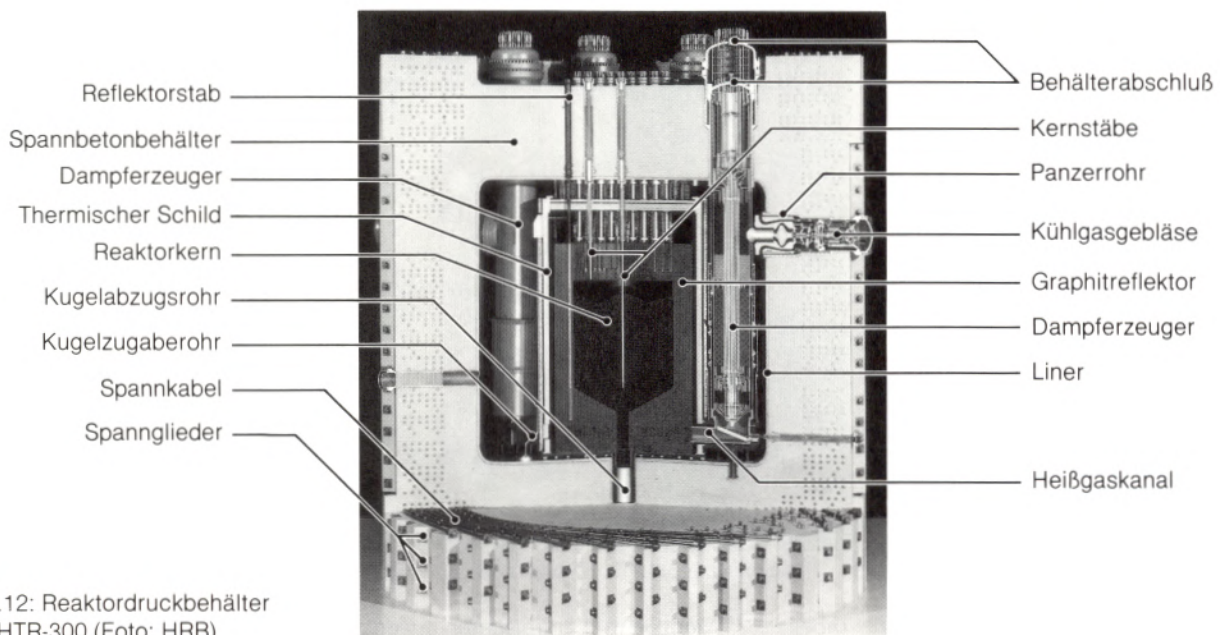


Bild 5.12: Reaktordruckbehälter des THTR-300 (Foto: HRB)

Weitere Sicherheitsaspekte sind in dem in allen Temperaturbereichen wirksamen negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität, der Verwendung des chemisch inerten, phasenstabilen Edelgases Helium als Kühlmittel und in der niedrigen spezifischen Leistungsdichte des Kerns zu sehen. Alle Strukturen des Primärkreises einschließlich der Brennelemente sind aus Graphit aufgebaut, der eine große Wärmekapazität und einen Sublimationspunkt von ca. 3650°C besitzt. Aus diesen Gründen verlaufen bei Ausfall der Kühlung Temperaturerhöhungen sehr langsam, und ein Kernschmelzen ist nicht möglich.

Machbarkeit des Konzepts, sicherheitstechnisches Verhalten, Brennstoffvarianten und Komponenten werden an dem seit 1967 in Betrieb befindlichen 15-MWe-HTR-Kernkraftwerk AVR in Jülich praktisch erprobt. Trotz des Versuchscharakters der Anlage sind die Betriebsergebnisse äußerst positiv: hohe Zeitverfügbarkeit, geringe Kühlgasaktivität, Weiterbetrieb des Reaktors nach Beseitigung der Folgen eines Wassereintritts aufgrund eines Dampferzeugerlecks und erfolgreicher Versuchsbetrieb mit Erhöhung der mittleren Heißgastemperatur von 850°C auf 950°C sind einige Stichpunkte.

Als Referenzanlage für die Kugelhaufen-HTR-Baulinie mittlerer Leistung ist seit Ende 1985 der 300-MWe-Prototyp THTR in Hamm-Uentrop in Betrieb. Die bisherigen Betriebsergebnisse sind hinsichtlich der nuklearen und thermohydraulischen Auslegung und der Aktivitätsfreisetzung sehr positiv. Probleme bereiteten die erhöhte Kugelbruchrate (vermutlich verursacht durch häufiges Einfahren der Corestäbe während der Inbetriebnahmephase in Verbindung mit einer höheren Verdichtung des Kugelhaufens bei der Erstbeladung und durch das Stabfahren selbst), der Betrieb der Beschickungsanlage bei Vollast (die Mängel sind inzwischen behoben) sowie Materialschäden an der Befestigung der Isolierung der Heißgasleitungen.

Bild 5.11 zeigt schematisch die Hauptkreisläufe der Anlage, Bild 5.12 den Primärkreis mit Spannbetondruckbehälter und Reaktorkern. Die wesentlichen Ausle-

Anlage	AVR	THTR-300	HTR-500	HTR-MODUL	HTR-100
Hersteller/ Anbieter	Brown Boveri/ Krupp	HRB*)	HRB	Interatom	HRB
Status	Betrieb 1967 – 88	Betrieb seit Ende 1985	Projekt	Projekt	Projekt
thermische Leistung [MW]	46	750	1390	200	256
Leistungs- dichte [MW/m³]	2,6	6	6,6	3	4,2
mittlere Gas- austritts- temperatur [°C]	bis 950	750	723	700	740
mittlerer Kühl- gasdruck [MPa]	1,09	3,9	5,5	6,0	7,0

*) Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH

Tabelle 5.1: Wichtige thermische Auslegungsdaten bundesdeutscher HTR-Projekte

Anlage	AVR	THTR-300	HTR-500	HTR-MODUL	HTR-100
Reaktordruck- gefäß	Stahl	Spannbeton	Spannbeton	Stahl	Stahl
Coreabmessungen Höhe [m] Durch- messer [m]	2,5 3,0	6,0 5,6	5,4 7,1	9,4 3,0	8,0 3,5
Anzahl Brennelemente Graphitkugeln	100 000 0	675 000 0	915 000 230 000	360 000 0	174 600 142 000
Beschickung	MEDUL*)	MEDUL	OTTO**)	MEDUL	MEDUL
Anzahl Reflektorstäbe Kernstäbe Zusätzliche Abschaltsysteme	4 — Borkugeln	36 42 —	48 72 —	6 — KLAK***)	24 — KLAK

*) Mehrfach Durchlauf

**) Once Through Then Out

***) Kleine Absorberkugeln

Tabelle 5.2: Wichtige Primärkreisdaten bundesdeutscher HTR-Projekte

Anlage	AVR	THTR-300	HTR-500	HTR-MODUL	HTR-100
Brennelement-durchmesser [cm]	6	6	6	6	6
Anzahl Partikel/Brennelement	Testbett für alle Brennelementtypen	38 600	17 000	11 600	17 000
Partikeltyp		BISO	TRISO	TRISO	TRISO
Brennstoff		(U/Th)O ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂
Anreicherung [%]		93	9,8	7,8	9

Tabelle 5.3: Wichtige Brennelementdaten bundesdeutscher HTR-Projekte

gungsmerkmale sind in den Tabellen 5.1 bis 5.3 denen des AVR und den neueren HTR-Entwicklungen gegenübergestellt. Auffallend ist die besonders niedrige Leistungsdichte der „kleinen“ Reaktoren. Sie begünstigt das Auslegungsziel, daß bei Kernaufheizunfällen auch unter Berücksichtigung hypothetischer Annahmen die maximale örtliche Kerntemperatur von 1600°C, ab der die Rückhaltefähigkeit der Brennstoffbeschichtungen merklich nachläßt, nicht überschritten wird.

Einleitungsereignisse

Wegen der herausragenden Qualität der coated particles zur Spaltproduktrückhaltung beschränkte sich die Untersuchung der GRS zur Analyse störfallauslösender Ereignisse zielgerichtet auf solche Abläufe, die zu einer Beeinträchtigung der Rückhaltefähigkeit der Brennstoffbeschichtungen führen. Auf die möglichen Mechanismen wurde bereits hingewiesen: Kernaufheizung, Korrosion und Brand.

Für eine Kernaufheizung sind Störungen relevant, die ein Ungleichgewicht zwischen der im Kern erzeugten und daraus abgeführten Leistung ergeben. Ausgehend von einem stationären Anlagenzustand kann dies durch eine Reaktivitätszufuhr in den Kern oder eine Störung im Wärmeabfuhrsystem ausgelöst werden. Untersuchungen zeigen, daß ersteres we-

niger bedeutsam ist als ein vollständiger Ausfall der Nachwärmeabfuhrsysteme.

Auslösendes Ereignis für Brennelement-Korrosion ist ein Wasser- bzw. ein begrenzter Lufteinbruch in das Primärsystem. Die wesentliche potentielle Quelle eines Wassereintrags sind die Dampferzeuger, aus denen im Falle eines Heizrohrlecks Wasser direkt in das Primärsystem eingespeist wird. Ein Lufteinbruch setzt einen Druckentlastungsstörfall voraus, da ein Luftzutritt vor Einstellung des Druckausgleichs mit der Umgebung unmöglich ist. Sowohl bei einem Wasser- als auch bei einem Lufteinbruch bleibt die Korrosionsrate des Brennelementgraphits gering, wenn die Wärmeabfuhr gesichert ist.

Ein Brennelement-Brand setzt, wie die Korrosion durch Luftsauerstoff, eine Druckentlastung des Primärsystems voraus. Als weitere notwendige Bedingung müßte ein Lufteinbruch über wenigstens einen großen oder mehrere Leckquerschnitte so massiv erfolgen, daß es zu einer Eskalation der chemischen Reaktion käme. Bisher durchgeführte Analysen weisen darauf hin, daß ein Brand des Reaktorkerns aufgrund des hohen Versagensdruckes des Spannbetonbehälters und des dadurch beschränkten Potentials für massiven Lufteinbruch ausgeschlossen werden kann.

Repräsentative Unfallabläufe

Aus dem Spektrum der betrachteten Unfallszenarien mit einem Potential für größere Spaltproduktfreisetzungen wurden Ereignisabläufe ermittelt, die hinsichtlich der zu erwartenden Unfallfolgen und der Eintrittswahrscheinlichkeit als repräsentativ für das mit dem Betrieb des THTR-300 verbundene Risiko angesehen werden können. Als Gruppe mit einer relativ dominanten Eintrittswahrscheinlichkeit wurden Kernaufheizunfälle bei abgeschaltetem Reaktor in Verbindung mit einem Ausfall der Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger identifiziert. Dabei wurden zwei charakteristische Ereignisabläufe definiert (Bild 5.13).

Die Ereigniskette, beginnend mit einem störfallauslösenden Ereignis im betrieblichen Wärmeabfuhrsystem bei Nennlast der Anlage, ist für beide Fälle zunächst gleich. Unmittelbare Folge der Störung ist eine Reaktorschnellabschaltung und damit der Ausfall der Eigenbedarfsversorgung. Es wird unterstellt, daß die nun notwendigen automatisch ablaufenden Schaltvorgänge zur Wiederherstellung der Spannungsversorgung der Eigenbedarfsschienen mißlingen (Notstromfall) und der daraufhin angeforderte Start aller vier Notstromdiesel mißlingt. Damit mündet der Ereignisablauf in den unbefriedigenden Notstromfall, welcher den gleichzeitigen Ausfall der Bespeisung aller Dampferzeuger und der beiden Liner- kühlsysteme zur Folge hat. Dies führt zu einer Kernaufheizung und damit verbunden zu einem Druckanstieg im Primärsystem.

Hier verzweigen sich die beiden Abläufe: Im ersten Fall wird der Druckanstieg durch Abblasen von Kühlgas über Sicherheitsventile der Gasreinigungsanlage begrenzt, und es kommt durch ein unterstelltes Versagen der Dichtfunktion der Ventile zu einer langsamen Druckentlastung bis hin zum Druckausgleich mit der Atmosphäre. Im zweiten Fall erfolgt keine Druckentlastung, so daß der Primärkreisdruck in Abhängigkeit von der mittleren Kühlgastemperatur zunächst weiter zunimmt.

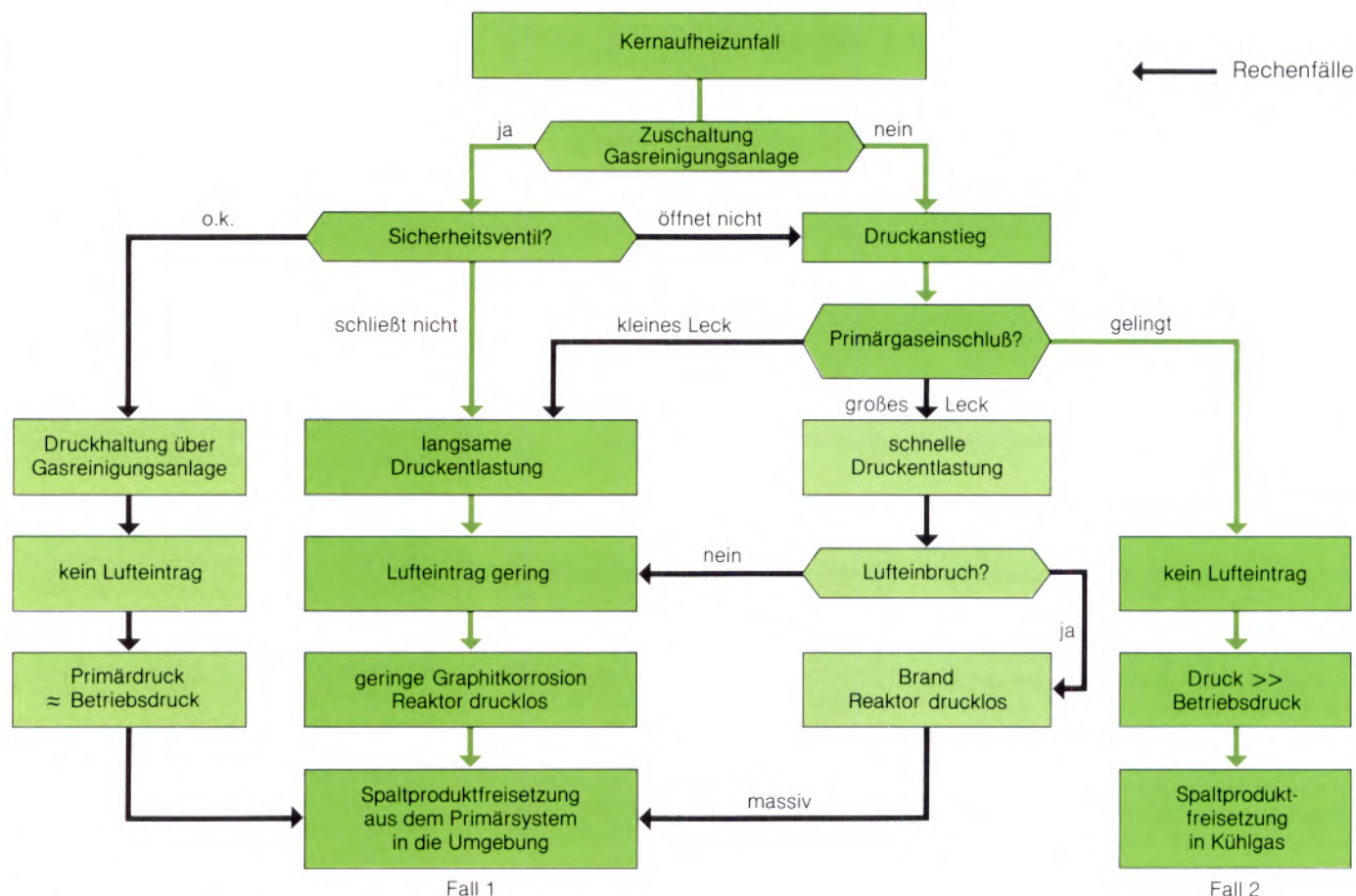


Bild 5.13: Ereignisabläufe während eines Kernaufheizunfalls

Ergebnisse und Ausblick

Die beiden oben definierten Ereignisabläufe wurden mit den Rechenprogrammen THERMIX/KONVEK (Thermo-Fluiddynamik) und FRESCO (Spaltproduktfreisetzung) in Zusammenarbeit mit dem Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Jülich ausführlich analysiert. Im Fall 1 steigt der Systemdruck infolge des Temperaturanstiegs des Kühlgas in den ersten acht Stunden von 4 auf 5 MPa an (Ansprechdruck der Sicherheitsventile der Gasreinigungsanlage) und nimmt danach wegen des unterstellten Versagens eines der Ventile auf 0,1 MPa innerhalb von 150 Stunden ab. Im

Fall 2 setzt sich der Druckanstieg über 5 MPa hinaus fort und steigt innerhalb 150 Stunden entsprechend der Wärmeaufnahme des Kühlgas bis auf 8,5 MPa. Die maximalen und die mittleren Kerntemperaturen für beide Fälle sind in Bild 5.14 dargestellt. Die deutlich niedrigeren Temperaturen in Fall 2 sind auf die bessere Wärmeabfuhr aus dem Kern infolge der wirksameren Naturkonvektion bei höherem Druck zurückzuführen. Als besonders sensitive Parameter für den Verlauf der Maximaltemperaturen wurden neben der Höhe des Kühlgasdruckes die Nachzerfallsleistung und die effektive Wärmeleitfähigkeit in der Kugelschüttung identifiziert.

Da die Kerntemperaturen in Fall 2 deutlich niedriger als in Fall 1 sind, ist Fall 2 auch hinsichtlich der Spaltproduktfreisetzung aus dem Kern weniger relevant. Das Freisetzungverhalten radiologisch relevanter Leitnuklide (Cäsium, Strontium, Jod, Krypton, Silber) aus der Reaktorkaverne wurde für Fall 1 mit dem Rechenprogramm FRESCO untersucht. In Bild 5.15 ist als Beispiel das Freisetzungverhalten von Cäsium dargestellt, ferner auch die zeitabhängige maximale und minimale lokale Kerntemperatur. Der überwiegende Teil des aus den coated particles entwichenen Cäsiums wird an anderer Stelle im Kern wieder gebunden und es werden bis zum Ende des Untersuchungszeitraumes von

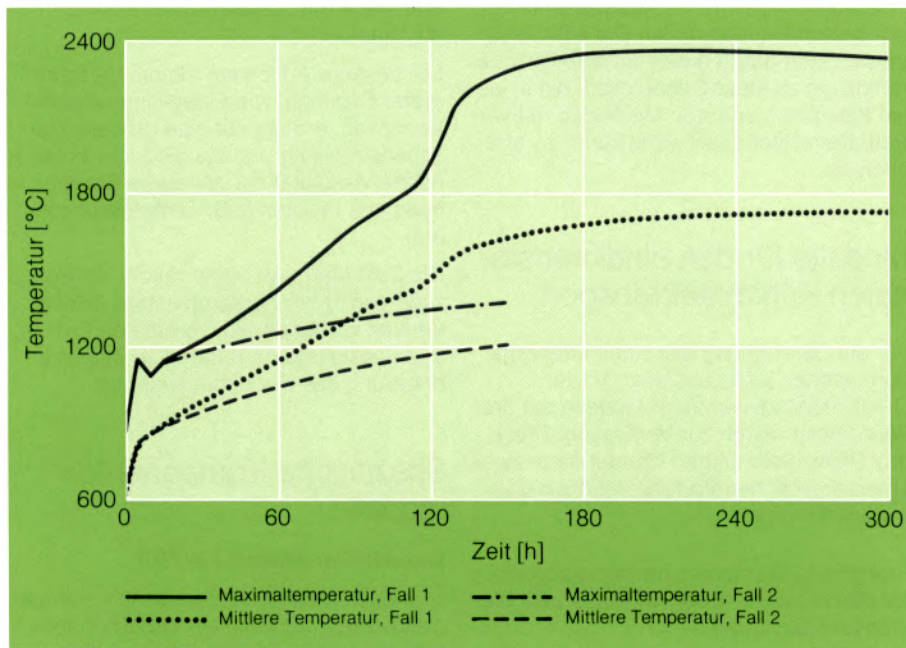


Bild 5.14: Zeitlicher Verlauf der Kerntemperaturen

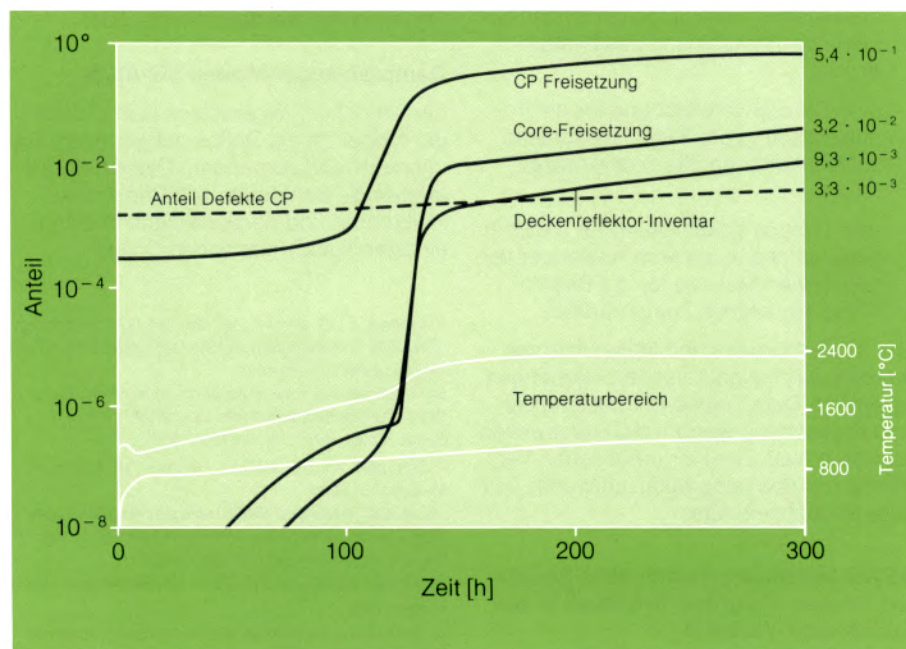


Bild 5.15: Freisetungsverhalten von Cäsium in der Corekaverne des THTR-300 für Fall 1: „Coreaufheizung mit langsamer Druckentlastung des Spannbetonbehälters“

300 Stunden nur 3,2% aus der Core-Kaverne freigesetzt. Nähere Untersuchungen haben bestätigt, daß bei den metallischen Spaltprodukten neben den Temperaturen als Eingabegrößen in FRESKO die verwendeten Sorptionsisothermen die sensitiven Parameter für das Freisetungsverhalten sind und bei den gasförmigen Spaltprodukten das Modell zur Beschreibung des Partikelbruchverhaltens.

Im Rahmen künftiger Untersuchungen sollen für Kernaufheizunfälle die Einflüsse der identifizierten Schlüsselparameter (Nachzerfallsleistung, effektive Wärmeleitung in der Kugelschüttung, Sorptionsisothermen für metallische Spaltprodukte, Partikelbruchverhalten) auf die Unfallauswirkungen genauer analysiert und ihre Unsicherheitsbandbreite weiter eingegrenzt werden.

T. Grotkamp, V. Javeri, U. Quast
Abt. Auslegung

5.6 Schnellaufende Fluidodynamik-Modelle in ATHLET

Mit der Ankopplung der ALMOD-Modelle an den Rechencode ATHLET (Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten) wurde 1988 die Programmversion ATHLET/MOD1 fertiggestellt¹⁾. Diese Version, die die Programme DRUFAN und ALMOD ersetzen soll, enthält folgende Modelle:

- Fluiddynamische DRUFAN-Modelle mit Berücksichtigung von thermodynamischem Nichtgleichgewicht und Gemischspiegel-Berechnung
- Fluiddynamische ALMOD-Modelle, d.h.
 - Integrierte Massen- und Impulsbilanz-Formulierung (IMMB)
 - Spezifische Druckhalter- und Dampferzeuger-Modelle
 - Ortsdiskretisierung zweiter Ordnung ASWR/Split-Matrix
- Allgemeine Modelle (aus DRUFAN und ALMOD) für
 - Wärmeleitung und Wärmeübergang (Programm-Modul HECU)
 - Regelung, Balance of Plant (BOP) und Schutzsystem (Programm-Modul GCSM).

Das Anwendungsgebiet von ATHLET/MOD1 hat sich gegenüber der vorläufigen Version um den Bereich der Transienten einschließlich ATWS (Anticipated Transients Without Scram) erweitert. So erstreckt sich jetzt das Spektrum der von ATHLET behandelten Fälle von der Blow-down-Phase bei großen Brüchen über kleine und mittlere Lecks bis zu Transienten mit und ohne Reaktorschnellabschaltung.

Die fluiddynamischen Modelle von ALMOD²⁾ stellen in ATHLET schnellaufende Optionen für die Berechnung von Transienten dar. Insbesondere die Methode mit integrierter Massen- und Impulsbilanz (IMMB) für die Simulation des Kühlmitteltransports zusammen mit spezifischen Komponentenmodellen für Druckhalter und Dampferzeuger erlaubt Rechnungen

in Echtzeit, was z.B. im Analysesimulator von großer Bedeutung ist. Die ASWR-Methode³⁾ führt durch die detaillierte örtliche Auflösung zu einer Genauigkeit, die in vielen Fällen von anderen Methoden mit vertretbarem Rechenaufwand kaum zu erreichen ist.

Modelle für den eindimensionalen Kühlmitteltransport

Für die Berechnung des Kühlmitteltransports stehen jetzt zusätzlich zu den DRUFAN-Modellen auch Modelle mit drei Bilanzgleichungen zur Verfügung. Diese drei Bilanzgleichungen können nach zwei unterschiedlichen Verfahren örtlich diskretisiert werden.

Integrierte Massen- und Impulsbilanz-Methode IMMB (Integral Mass and Momentum Balance)

Damit werden folgende drei Differentialgleichungen gelöst:

- Eine Differentialgleichung für die Massenerhaltung im fluiddynamischen System zur Bestimmung des Systemdrucks
- eine Differentialgleichung für die Impulserhaltung pro Kühlmittelschleife zur Bestimmung des Loop-Massenstroms
- eine Differentialgleichung für die Energieerhaltung in der vom Anwender vorgegebenen Masche für die Bestimmung der lokalen Temperaturen.

Die lokalen Drücke und Massenströme werden durch algebraische Gleichungen bestimmt. Durch diese Behandlung der Impulsgleichung werden die Druckwellen eliminiert, was zu einer erheblichen Verminderung des Integrationsaufwands (kürzere Rechenzeit) führt.

ASWR-Methode (Asymmetric Separated Region Weighted Residual) in der Split-Matrix-Variante

Mit dieser Methode wird die örtliche Lösungsapproximation der Differentialgleichungen für Massen-, Energie- und Im-

pulsbilanz mit quadratischen Polynomen durchgeführt.

Die bessere Auflösung als bei Verfahren erster Ordnung, wie Finite-Differenzen-Verfahren, ermöglicht eine gröbere Mascheneinteilung und die niedrigere numerische Viskosität die genauere Berechnung von Fronten (z.B. Temperaturfronten).

Die Split-Matrix-Variante macht die Benutzung von in der herkömmlichen ASWR-Version vorhandenen, versetzten Gittern überflüssig und führt damit zu einer Verringerung des Rechenaufwandes.

Spezifische Komponentenmodelle

Druckhalter-Modell PRIZER

In diesem Modell werden die Differentialgleichungen für Massen- und Energiebilanz in einem Lagrange-Gitter gelöst. Kinematisches Nichtgleichgewicht im Wasser-Dampf-Gemisch, Kondensationsphänomene an der Wasseroberfläche und Sprühtropfen werden nachgebildet.

Dampferzeuger-Modell SG-AKW

Ein einfaches, allgemeines Dampferzeuger-Modell ist als Option mit geringem Rechenaufwand vorhanden. Dieses Modell umfaßt die Simulation von Primärseite, Heizrohren und Sekundärseite in einem einzigen fluiddynamischen Objekt.

¹⁾ Wolfert, K., G. Lerchl, J. E. Miró, H. G. Sonnenburg: „The GRS Thermalhydraulic System Code ATHLET for PWR and BWR Analyses“

3rd International Topical Meeting on Nuclear Power Plant Thermalhydraulics and Operation, Seoul, Korea, 14.-17. November 1988

²⁾ Schaefer, A., J. E. Miró, G. Höppner, W. Frisch, R. Meißner, U. Gaal:

„ALMOD4: Advanced PWR Transient Analysis Code“ ANS Topical Meeting on Anticipated and Abnormal Plant Transients in Light Water Reactors Jackson/Wyoming, U.S.A., 26. – 29. September 1983

³⁾ Romstedt, P.:

„A Split-Matrix Method for the Numerical Solution of Two-phase Flow-equations“ International Topical Meeting on Advances in Reactor Physics, Mathematics and Computation Paris, 27. – 30. April 1987

Kommerzielle Anlage	
Transiente	Anlagentyp (Hersteller) *
Reaktorschnellabschaltung	KWU, VVER, W, BBR
Notstromfall	KWU
Ausfall der Hauptwärmesenke	KWU
Unterkühlungstransiente	KWU
Fehlöffnen der Druckhalterventile	KWU
Turbinenschnellabschaltung	B&W, W, BBR
Lastabwurf auf Null	KWU
Lastwechsel	KWU
TMI-2 Störfall	B&W
Druckhalter Sprühtest	BBR
Versuchsanlage	
Transiente	Anlage/Versuch
Öffnen der Druckhalterventile	LOFT/L3-0**)
kleines Leck im kalten Strang	LOFT/L3-7
Speisewasserausfall	LOFT/L6-5
Speisewasserausfall, ATWS	LOFT/L9-3
Notstromfall	LOFT/L9-4
Speisewasserausfall	LOFT/LP-FW-1
Notstromfall	LOBI/A2-90***)
Ein-, Ausspeisung am Druckhalter	NEPTUNUS/Y05
*) KWU: Kraftwerk Union AG VVER: russischer Druckwasserreaktor W: Westinghouse BBR: Babcock-Brown, Boveri Reaktor GmbH B&W: Babcock and Wilcox Co.	
) LOFT: Loss of Fluid Test *) LOBI: Loop Blowdown Investigation	

Tabelle 5.4: Verifikation der schnellaufenden Fluidodynamik-Modelle

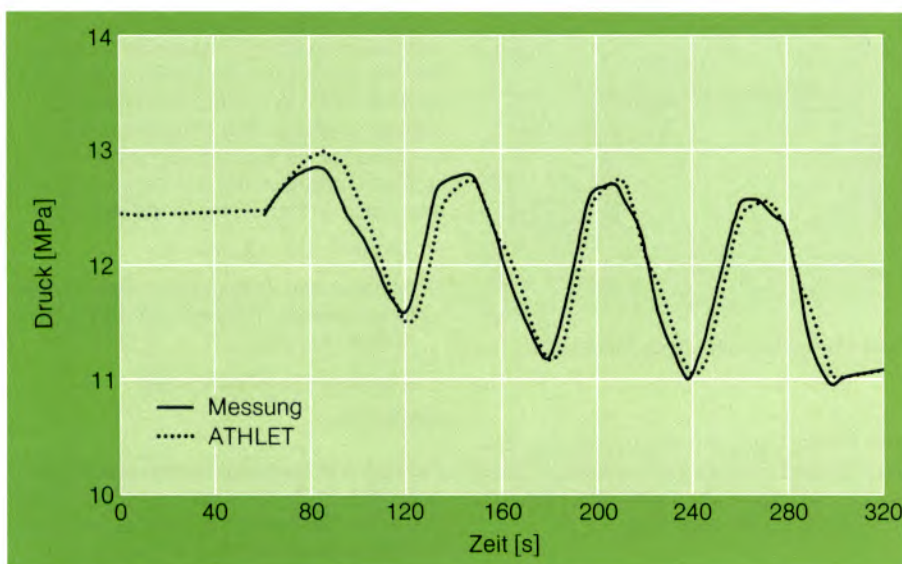


Bild 5.16: Druckhalterversuch Y05 in der NEPTUNUS-Anlage

Dampferzeuger-Modell UTSG

Ein detailliertes U-Rohr-Dampferzeuger-Modell ist als unabhängiges Modul in ATHLET/MOD1 verfügbar. Diesem Modell liegt eine feste Aufteilung in Wärmeübertragungsbereich, Steigraum, oberes Plenum und Fallraum zugrunde. Eine Beschreibung der Wanderung von Temperaturfronten im Fallraum wird mit geringem Rechenaufwand ermöglicht. UTSG läuft in Echtzeit als Stand-alone-Programm.

Verifikation und Anwendung

Der Verifikationsstand der schnellaufenden Fluidodynamik-Modelle in ATHLET wurde gegenüber ALMOD4 beibehalten (Tabelle 5.4). Dies wurde durch gezielte Vergleiche von Rechenergebnissen beider Computerprogramme abgesichert.

Darüber hinaus wurde die begleitende Verifikation der Modelle fortgesetzt. Bild 5.16 zeigt den Vergleich zwischen berechnetem und gemessenem Druck beim Druckhalterversuch Y05, bei dem das periodische Ein- und Ausspeisen mit zusätzlichem Sprühen in der NEPTUNUS-Anlage in den Niederlanden untersucht wurde. Diese Rechnungen wurden im Rahmen des „Code-Vergleich“-Projektes der Europäischen Gemeinschaft durchgeführt.

Erwähnenswert sind die Begleitrechnungen zur Versuchsspezifizierung A5.1 (0,1-F-Frischdampfleitungsleck) in der Integralversuchsanlage PKL-III (Primärkreisläufe III). Diese Begleitrechnungen werden durch entsprechende Nachrechnungen vervollständigt.

Die hier beschriebenen Modelle haben auch im Analysesimulator Anwendung gefunden. Bild 5.17 zeigt die dort ausgewählte Nodalisierung für den Referenz-Druckwasserreaktor. Oben im Bild sind die verschiedenen, auf der Basis des Programmmoduls GCSM (General Control Simulation Module) von ATHLET, nachgebildeten

Mit dem Programm-Modul GCSM von ATHLET nachgebildete Systeme

- Regelsysteme
 - Primärdruckregelung
 - Sekundärdruckregelung
 - Leistungsregelung
 - Volumenregelsystem (VRS)
- Schutzsystem
 - Sicherheitsventile (SV)
 - Hochdrucksicherheitseinspeisung (HDSE)
- Sekundärsysteme
 - Frischdampfsystem
 - Speisewassersystem

Abkürzungen

IV: Isolationsventile
 HKMP: Hauptkühlmittelpumpe
 SWRV: Speisewasserregelventil
 TV: Turbinenventil
 FDUV: Frischdampf-Umleitventil
 DHAV: Druckhalter-Abblaseventil

← Verknüpfungsstellen mit dem fluiddynamischen System

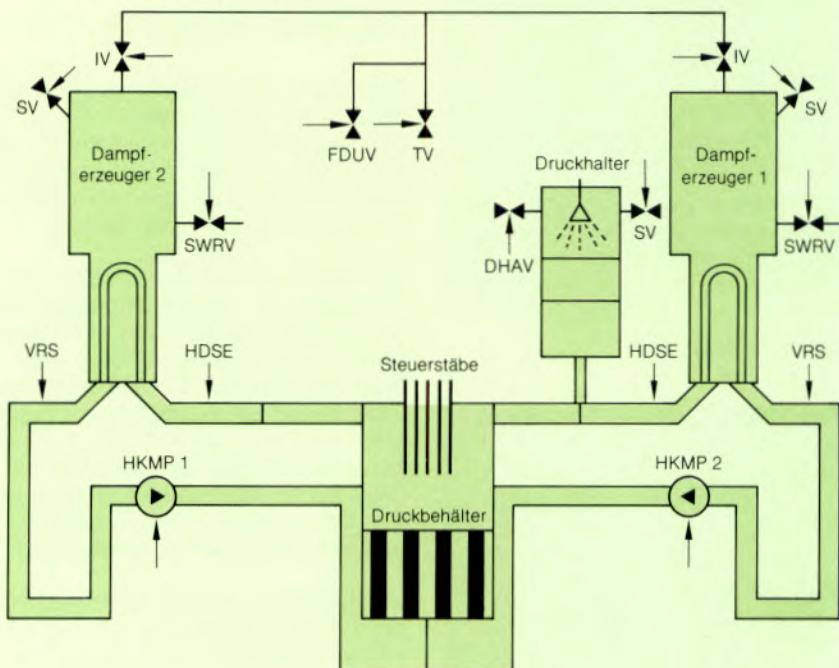


Bild 5.17: Darstellung eines Druckwasserreaktors im Analysesimulator mit ATHLET

Systeme aufgelistet. Die Anknüpfungsstellen dieser Systeme mit dem fluiddynamischen System sind mit Pfeilen gekennzeichnet.

Mehrere Institutionen der Bundesrepublik Deutschland und aus dem Ausland haben das Benutzungsrecht der ATHLET/MOD1-Programmversion beantragt.

Der Einsatz dieser Modelle in verschiedenen GRS-Projekten ist für 1989 geplant.

H. Austregesilo, J. E. Miró
 Abt. Reaktordynamik

5.7 Ein mesoskaliges Modellsystem zur Beschreibung von Schadstofftransport und Deposition in der Atmosphäre

Industrielle Prozesse zur Aufbereitung von Rohstoffen, zur Fertigung von Produkten oder zur Entsorgung von Abfällen sind im allgemeinen mit der Freisetzung einer Vielzahl unterschiedlicher Substanzen in die Atmosphäre verbunden (Emission). In Abhängigkeit von der physikalisch-chemischen Form können diese Schadstoffe sowohl im Nahbereich der Emissionsquelle wie auch im Fernbereich für Belastungen der Umwelt verantwortlich sein (Immission).

Ökologische Analysen der Umgebungsbelastung benötigen als Basisinformation einerseits Angaben zur Schadstoffkonzentration in der bodennahen Luft, um die aus der Schadstoffinhalation resultierende gesundheitliche Belastung abzuschätzen. Andererseits ist für die Bestimmung der Belastung durch Schadstoffaufnahme über die Nahrungskette die zusätzliche Kenntnis der Schadstoffkonzentration auf dem Erdboden bzw. der Vegetation notwendig. Die sich einstellenden Schadstoffkonzentrationen werden maßgeblich von den im Ausbreitungsgebiet herrschenden meteorologischen Bedingungen, wie dem mittleren Wind und der Turbulenzstruktur, geprägt. Die Eingabegrößen eines Modells zur Beschreibung des Schadstofftransportes in der Atmosphäre lassen sich entsprechend grob in die Bereiche

- Angaben zum Quellterm
 - Angaben zur Topographie des Ausbreitungsgebietes (Oberflächenform und -beschaffenheit)
 - Angaben zur Meteorologie
- unterteilen.

Die bisher in konventionellen und kern-technischen Genehmigungsverfahren eingesetzten Ausbreitungsmodelle sind auf Nahbereichsanwendungen beschränkt. Überdies berücksichtigen sie eine gegliederte Topographie, wenn überhaupt, nur

in grober Näherung, meistens zur Maximalwertabschätzung an einem Aufpunkt.

Die realitätsnähere, flächendeckende Beschreibung einer Schadstoffimmission setzt jedoch die Kenntnis des atmosphärischen Strömungsfeldes voraus, das durch eine gegliederte Topographie geprägt wird und dessen Struktur nicht nur von lokalen, sondern auch von übergeordneten regionalen meteorologischen und topographischen Gegebenheiten abhängt. Beispiele solcher atmosphärischer Zirkulationsphänomene sind:

- Strömungskanalisation in Tälern oder durch Bergrücken
- Land-Seewind-Systeme oder
- Hangwind- bzw. Berg-Talwind-Systeme.

Die räumliche Ausdehnung dieser Strömungsphänomene beträgt einige Kilometer bis einige zehn Kilometer, ihre zeitliche Dauer erstreckt sich über Periodenlängen kürzer als ein Tag. Diese und ähnliche meteorologische Systeme werden der sogenannten Mesoskala zugeordnet und können mit mesoskaligen meteorologischen Modellen beschrieben werden.

Am Beispiel des Land-Seewind-Systems, bei dem der mit nächtlichen ablandigen Winden in Richtung See bewegte Schadstoff am Tage mit den nun auflandigen Winden erneut in Richtung Land transportiert wird, wird deutlich, daß neben der räumlichen Variation der das Ausbreitungsverhalten bestimmenden Parameter auch ihre zeitliche Variation bekannt sein muß, um eine umfassende Information über die Auswirkungen kurzfristiger oder länger anhaltender Schadstofffreisetzungen zu erhalten.

Im Rahmen eines vom Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) geförderten Projektes wurde ein mesoskaliges Modellsystem entwickelt, das, zunächst am Einsatz in Risikostudien orientiert, ein rechenzeiteffektives Instrument zur Berechnung der Schadstoffausbreitung und -ablagerung in der Atmosphäre darstellt. Dieses Modellsystem ist in vielen Bereichen dem im Genehmigungsverfahren häufig eingesetzten Gauß-Fahnenmodell überlegen.

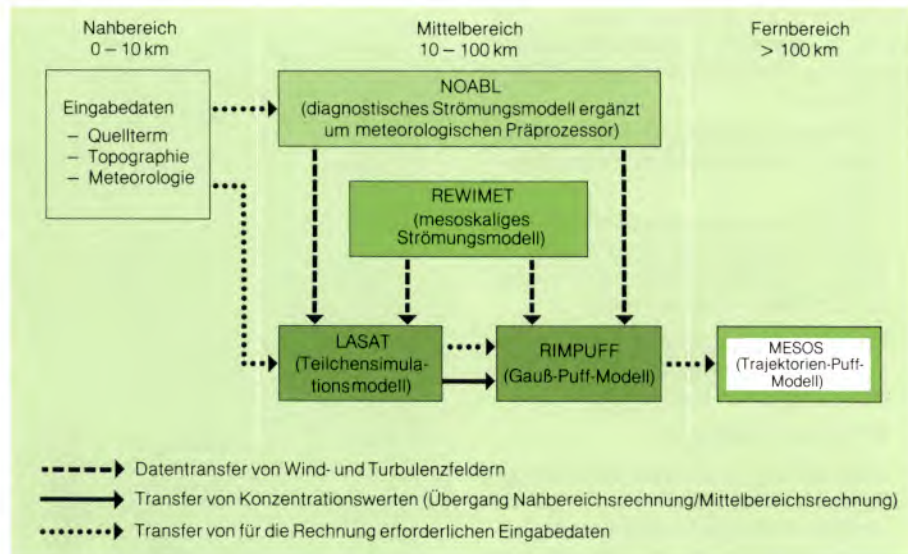


Bild 5.18: Blockdiagramm des Modellsystems

Die in diesem Modellsystem integrierten Strömungs- und Ausbreitungsmodelle berücksichtigen als Eingabedaten topographische Daten, getrennt nach Höhendaten und einer der jeweiligen Bodennutzung entsprechenden Bewuchsklassifizierung. Dabei werden typischerweise Gitterareale in der Größenordnung von einem bis zu einigen Quadratkilometern verwendet. Je nach Anwendungsfall entspricht dies einem Rechengebiet mit einer Fläche zwischen etwa $10 \times 10 \text{ km}^2$ (Nahbereich) und etwa $100 \times 100 \text{ km}^2$ (Mittelbereich). Das für die Ausbreitungsrechnung wesentliche Strömungsfeld kann entweder diagnostisch aus Windmessungen abgeleitet oder prognostisch mit einem sogenannten Mesoskalen-Modell berechnet werden. Die Grundstruktur des Modellsystems zeigt Bild 5.18.

Beim Aufbau des Modellsystems wurde von der Überlegung ausgegangen, daß Effekte im Nahbereich einer Quelle mit relativ hoher räumlicher und zeitlicher Detaillierung modelliert werden müssen, um den weiteren Ausbreitungsvorgang möglichst realistisch zu beschreiben. Demgegenüber kann und muß insbesondere bei probabilistischen Rechnungen über größere Entfernungen von der Quelle der Mo-

dellierungsaufwand in angemessenem Umfang reduziert werden, um den benötigten Datenaufwand in vertretbarem Rahmen und den Rechenaufwand in sinnvollen Grenzen zu halten. Die oben angegebenen Entfernungsbereiche für den Einsatz des relativ aufwendigen Teilchensimulationsmodells LASAT (Nahbereich bis etwa 10 km) und des vergleichsweise weniger aufwendigen Gauß-Puff-Modells RIMPUFF (Mittelbereich bis etwa 100 km) orientieren sich gerade an diesen Überlegungen. Die Grenzen dieser Bereiche sind fließend; im Einzelfall sind bei entsprechendem Aufwand Rechnungen mit hohem Detaillierungsgrad, z.B. mit dem Ausbreitungsmodell LASAT, auch über größere Entfernungen möglich.

Das Mesoskalen-Modell REWIMET liefert neben dem mittleren Windfeld ebenfalls Daten über den Turbulenzzustand der Atmosphäre. Windfeld- und Turbulenzdaten werden von den nachgeschalteten Ausbreitungsmodellen als Eingabedaten benötigt. Bei der Berechnung des Windfeldes mit dem diagnostischen Modell NOABL können die Turbulenzdaten durch Kopplung mit einem meteorologischen Präprozessor bereitgestellt werden.

Die Berechnung dreidimensionaler Wind- und Turbulenzfelder in dem Modellsystem erlaubt u.a. die Berücksichtigung folgender Effekte:

- vertikale Variation der Windgeschwindigkeit und Windrichtung (Windscherung)
- horizontal inhomogene Windfelder; hiermit kann z.B. die Umströmung von Hügeln bei stabil geschichteter Atmosphäre beschrieben werden
- Beschleunigung der Strömung bei der Überströmung orographischer Hindernisse, z.B. eines Bergrückens
- Berg-Talwind-Systeme
- vertikale und horizontale Variation der Turbulenzfelder; damit können z.B. horizontal inhomogene Bodenrauigkeiten infolge räumlich unterschiedlicher Bodennutzung berücksichtigt werden.

Das in dem Modellsystem integrierte prognostische Mesoskalen-Modell REWIMET erlaubt auch die Berechnung der zeitlichen Entwicklung der regionalen Wind- und Turbulenzfelder. Das Modell benötigt als Eingabedaten die Vorgabe der überregionalen Temperaturschichtung des großräumigen horizontalen Druckgradienten und der Oberflächentemperatur. Druckgradient und Oberflächentemperatur können zeitabhängig vorgegeben werden.

Neben der zeitlichen und räumlichen Variation der Wind- und Turbulenzfelder wird von REWIMET auch der Tagesgang der Mischungsschichthöhe berechnet. Dies ist für die Modellierung der Schadstoffausbreitung von Interesse, da sie im allgemeinen nur innerhalb dieser etwa 200 bis 2000 m mächtigen bodennahen Mischungsschicht betrachtet wird. Infolge der tageszeitlichen Variation der Mischungsschichthöhe kann sich z.B. eine Schadstoffkonzentration bei einer während der Nachtstunden auftretenden niedrigen Mischungsschichthöhe schnell verringern, wenn sich wegen der im Laufe der morgendlich einsetzenden Labilisierung der Atmosphäre deutlich größere Mischungsschichten ergeben und der Schadstoff in größere Höhen gelangt. Ein typischer Tagesgang der Mischungsschichthöhe ist schematisch für bewölkte

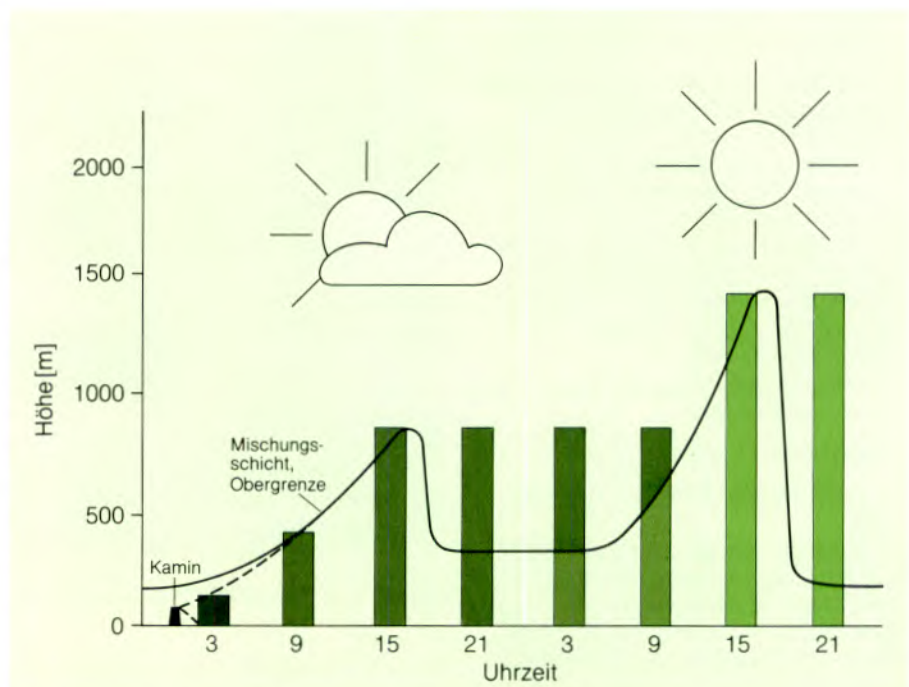


Bild 5.19: Schematische Darstellung der Abhängigkeit der Schadstoffkonzentration von der Reisezeit und der Mischungsschichthöhe (MESOS). Die Intensität der Säulenfärbung ist der Konzentration proportional.

und wolkenfreie Tage in Bild 5.19 dargestellt.

Zur Berechnung der Schadstoffausbreitung können in dem Modellsystem je nach Problemstellung drei verschiedene Ausbreitungsmodelle eingesetzt werden. Für den Nahbereich bis zu Entfernungen von etwa 20 km steht das von Dornier System entwickelte Teilchensimulationsmodell LASAT zur Verfügung, das in der gegenwärtig auf der GRS-Rechenanlage implementierten Version Ausbreitungs- und Ablagerungsprozesse (trocken und naß) auch unter komplexen Randbedingungen (z.B. vertikal inhomogene meteorologische Felder, instationäre Bedingungen) beschreiben kann. Eine für den Einsatz in topographisch gegliedertem Gelände vorgesehene erweiterte Version dieses Modells wird zur Zeit vorbereitet.

Im Hinblick auf die angestrebte Rechenzeiteffizienz – insbesondere bei probabilistischen Untersuchungen – und den an-

gestrebten Rechenbereich steht in dem Modellsystem für Ausbreitungsrechnungen einschließlich trockener und nasser Ablagerung bis zu Entfernungen von etwa 100 km das vom dänischen Risø National Laboratory entwickelte Gauß-Puff-Modell RIMPUFF zur Verfügung. Mit der auf der GRS-Rechenanlage implementierten Version dieses Modells können auch horizontal inhomogene Windfelder berücksichtigt werden. Das in dieses Modell integrierte Aufspaltungsschema für die einzelnen Schadstoff-Puffs („Pentafizierung“) erlaubt eine einfache Modellierung beispielsweise von Hügelumströmungen oder Kanalisierungseffekten in Tälern.

Die meteorologischen Eingabedaten für diese beiden Ausbreitungsmodelle können von den in dem Modellsystem vorgeschalteten Strömungsmodellen und, falls erforderlich, von einem meteorologischen Präprozessor erzeugt werden.

Für probabilistische Ausbreitungsrechnungen im Fernbereich steht das vom britischen Imperial College for Science and Technology entwickelte Trajektorien-Puff-Modell MESOS zur Verfügung. Dieses Modell verwendet empirische und einfache analytische Ansätze, u.a. zur Beschreibung der turbulenten Diffusion. Mit der auf der GRS-Rechenanlage implementierten Version kann die großräumige Schadstoffausbreitung unter Berücksichtigung von Abhängigkeiten, z.B. des Tagesgangs der Mischungsschichthöhe (Bild 5.19), diagnostisch bis zu Entfernungen von ca. 2000 km berechnet werden. Für dieses Modell sind als Eingabedaten großräumig vorliegende dreistündige synoptische Wetterdaten (z.B. Niederschlagsintensität und Luftdruck) erforderlich, die in dieser Form von dem Modellsystem nicht bereitgestellt werden können, jedoch für Europa als fertige Datenbasen für die Jahre 1982 und 1983 vorliegen.

Die Konzeption des hier vorgestellten Modellsystems ist so angelegt, daß die darin integrierten Modelle sowohl als Einzelmodelle für bestimmte Aufgaben als auch im Verbund miteinander für die Beantwortung vielfältiger Fragestellungen, insbesondere des mittel- und weiträumigen Transports, einsetzbar sind.

Wesentliche Anwendungsgebiete der Einzelmodelle sind z.B.:

- Strömungsmodelle
 - flächendeckende Ermittlung der Windklimatologie (Windrosen zur Standortanalyse)
 - Abschätzung der Auswirkungen geänderter Oberflächeneigenschaften auf das Windfeld
- Ausbreitungsmodelle (ohne Strömungsmodelle)
 - Einsatz in Genehmigungsverfahren technischer Anlagen in Sonderfällen, in denen das Gauß-Modell nicht anwendbar ist (z.B. bei der Ausbreitung sedimentierender Partikel)
 - Beschreibung zeitlich instationärer, jedoch horizontal homogener Ausbreitungsbedingungen

- Anwendungsgebiete des gekoppelten Modellsystems
 - Risikostudien kerntechnischer Anlagen
 - Regionalstudien konventioneller Anlagen (Ableitung von Emittor-Rezeptorbeziehungen zur Standortoptimierung)
 - Beschreibung der Schadstoffkonzentrationen in unterschiedlichen Entfernungsbereichen um die Emissionsquelle

Es muß an dieser Stelle auch auf den begrenzten Anwendungsbereich des Modellsystems hingewiesen werden: Trotz des Bestrebens, ein möglichst „breitbandig“ einsetzbares Instrumentarium zu entwickeln, ist auch dieses Modellsystem, wie alle Modelle, Randbedingungen unterworfen, die seinen Einsatz einschränken. Hierzu gehören beispielsweise topographisch sehr komplexe Strukturen, wie etwa enge oder tiefe Täler, die Berücksichtigung von Frontdurchgängen oder die Umströmung von Gebäuden, die den Einsatz aufwendigerer Strömungsmodelle erfordern würden.

Aufgrund der modularen Struktur des Modellsystems und der klar definierten Schnittstellen zwischen den Einzelmodellen ist es jedoch programmtechnisch unproblematisch, dem Modellsystem weitere neuentwickelte Komponenten hinzuzufügen, die leistungsfähiger als die bisher implementierten Module sind oder die den Anwendungsbereich bezüglich der oben beschriebenen Restriktionen erweitern.

R. Martens, K. Maßmeyer
Abt. Strahlenschutz

5.8 Beitrag zur Störfallanalyse beim NET-Projekt mit dem GRS-Programm CRDLOC

Die Analyse von Sicherheitsaspekten des Next European Torus (NET) beinhaltet auch die Untersuchung eines Kühlmittelverluststörfalls im Vakuumgefäß und seiner Konsequenzen¹⁾.

Im Rahmen eines Kooperationsvertrages zwischen der Europäischen Atomenergiegemeinschaft, der EURATOM/IPP-Vereinigung und der GRS mit Kostenbeteiligung durch den Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) wird das GRS-Programm CRDLOC zur Berechnung der Vorgänge bei der Graphit-Wasser-Reaktion eingesetzt.

Der Code CRDLOC wurde aus dem Programm RALOC^{2), 3)} weiterentwickelt, um chemische Reaktionen, die Verteilung von Produktgasen und andere örtliche Zustände (z.B. Temperaturen von Struktur und Atmosphäre, Dampfgehalt etc.) beispielsweise bei Öl- oder Kabelbränden zu ermitteln. Für die vorliegende Aufgabe wurde dieses Programm um einige Modelle erweitert, um das Verdampfen von Wasser an heißen Strukturen und die sogenannte „Wassergas-Reaktion“ zu berechnen.

Die in Bild 5.20 gezeigten, das Plasma umschließenden Stahl-Strukturen (Erste Wand) sind zur Wärmeabfuhr mit einer Wasserkühlung versehen und zum thermi-

¹⁾ Fusion Technology,
A Journal of the American Nuclear Society
Vol. 14, No. 1 FUSTE 8 (1), 1-246 (1988),
ISSN: 0748 – 1896

²⁾ H. Jahn, G. Weber, T. v. Pham
Description of the MOD2/85 Versions of the RALOC/
FIPLOC Family, Part 1: Code System
BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz
BMU-1989-213

³⁾ H. Jahn, E. Hofer
Description of the Mod2/85 Versions of the RALOC/
FIPLOC Family, Part 2: Physical Modelling of Thermal
Hydraulics and Integration Methods
BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz
BMU-1988-199

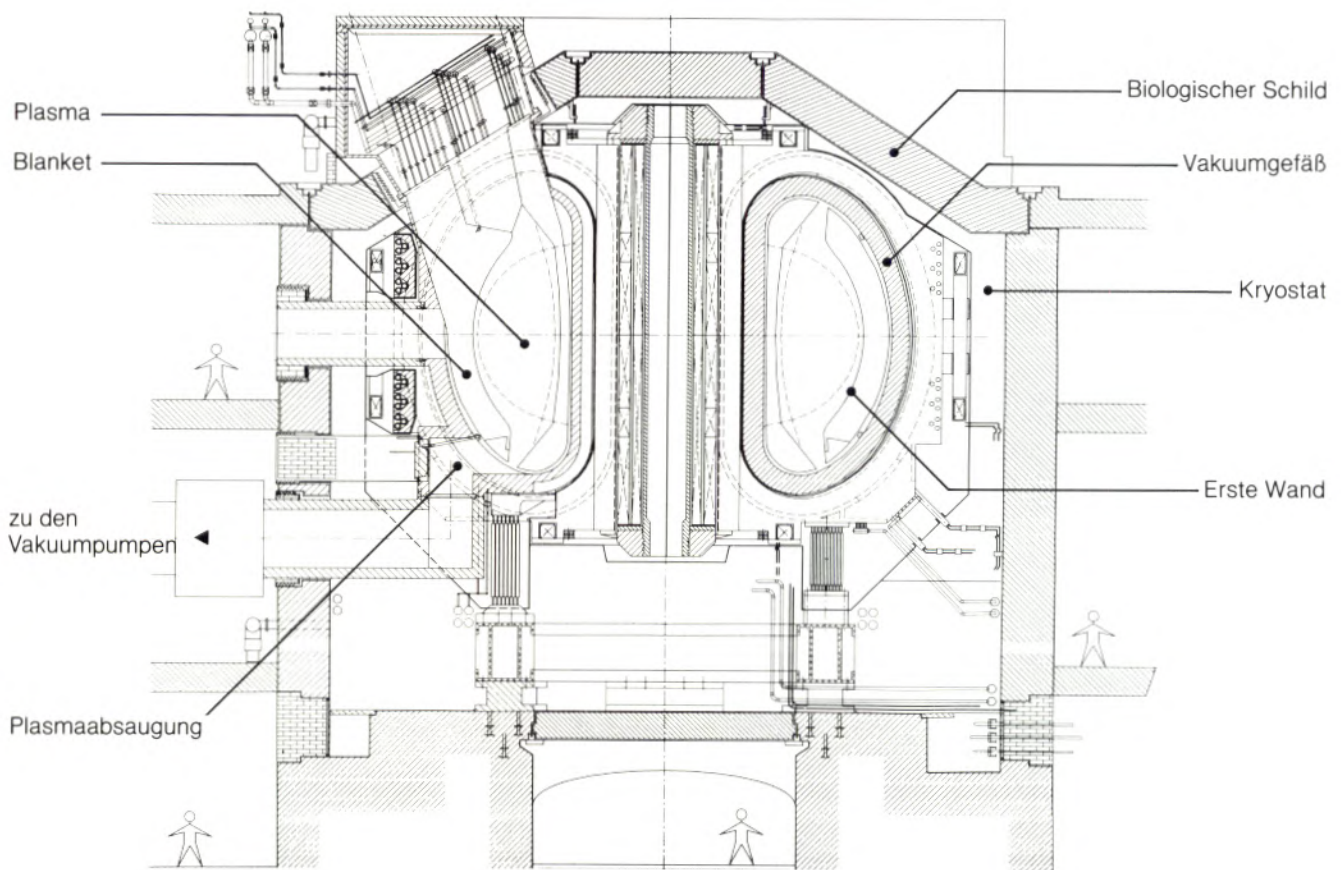
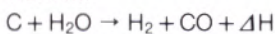


Bild 5.20: Querschnitt durch den Next European Torus (NET)

schen Schutz der Oberfläche mit Graphit-Ziegeln verkleidet.

Bei einem angenommenen Bruch einer Kühlleitung entströmt Wasser mit einem Druck von 1,0 MPa und 116°C. Dieses Wasser trifft auf die heißen Graphitoberflächen, verdampft dort und reagiert zu einem gewissen Teil, wobei Wasserstoff (H_2) und Kohlenmonoxid (CO) freigesetzt werden:



Die entstehenden Gase (Wasserdampf, H_2 , CO) füllen das Vakuumgefäß auf und führen zu einem Druckanstieg bei gleich-

zeitiger Abkühlung. Diese Vorgänge (Verdampfung, Reaktion, Verteilung, Druckaufbau und Abkühlung heißer Strukturen) waren zu berechnen.

Zur Simulation der chemischen und thermohydraulischen Vorgänge wurde der Torus über den Umfang in ein $1/4$ -Segment (Zonen 1 bis 4) und ein $3/4$ -Segment (Zone 5) unterteilt (Bild 5.21). Wie aus Bild 5.22 ersichtlich, erfolgte zudem vertikal eine Halbierung des Plasmavolumens (oben: Zonen 1,2,5; unten: Zonen 3, 4, 6), um die Untersuchung der freien Konvektion zu ermöglichen. Der äußere Ringspalt zwischen der ersten Wand und dem kalten

Vakuumgefäß, der über weitere Spalte mit dem Plasmavolumen in Verbindung steht, wurde analog unterteilt (Zonen 9 bis 16). Für die Störfallanalyse wurde der doppelendige Bruch einer Kühlmittleitung in Zone 1 unterstellt, wobei angenommen wurde, daß das austretende Wasser auf die Oberfläche der Strukturen von Zone 1 bis 4 verteilt wird.

Die möglichen Strömungswege sind durch Pfeile gekennzeichnet. Die Verbindungen zur Umgebung (Zone 19) blieben bei der vorliegenden Studie jedoch geschlossen, d.h., es wurde kein Versagen eines Bauteiles angenommen.

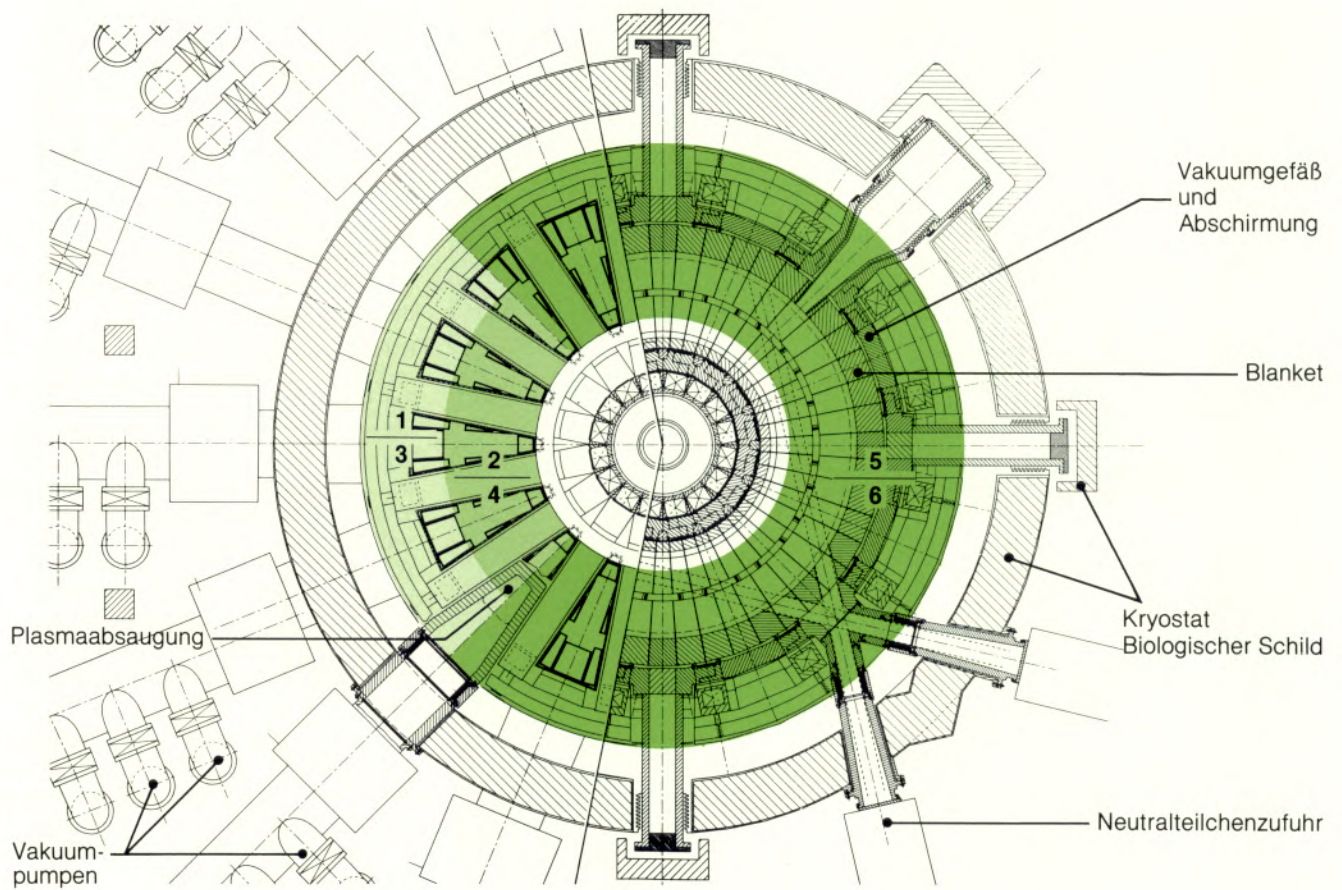


Bild 5.21: CRDLOC – Zonenaufteilung

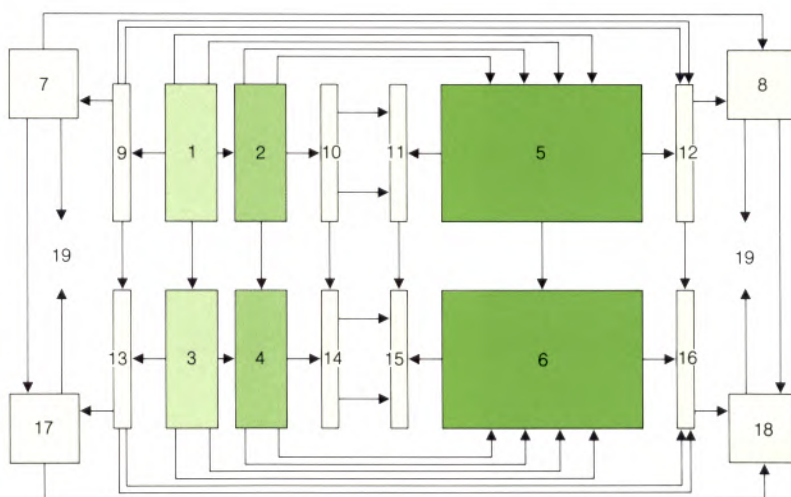


Bild 5.22: CRDLOC/NET – Zonenschema

NET/CRDLOC-Rechnung, 18 Zonen

Bild 5.23: Systemdruck im Vakuumgefäß

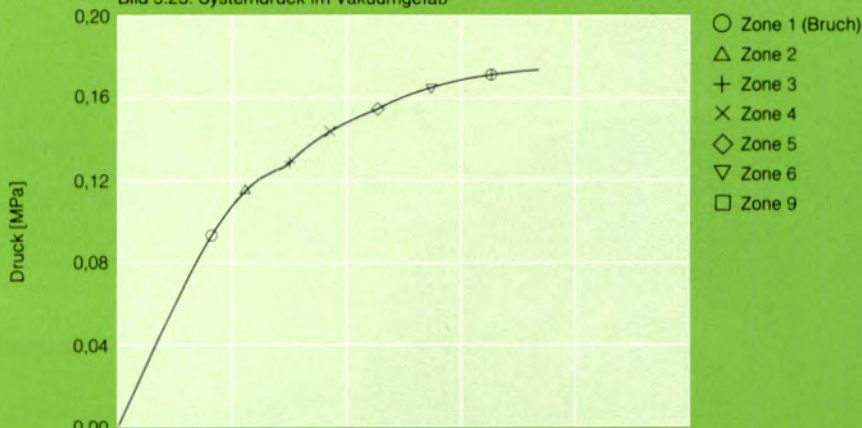


Bild 5.24: Temperatur der Atmosphäre

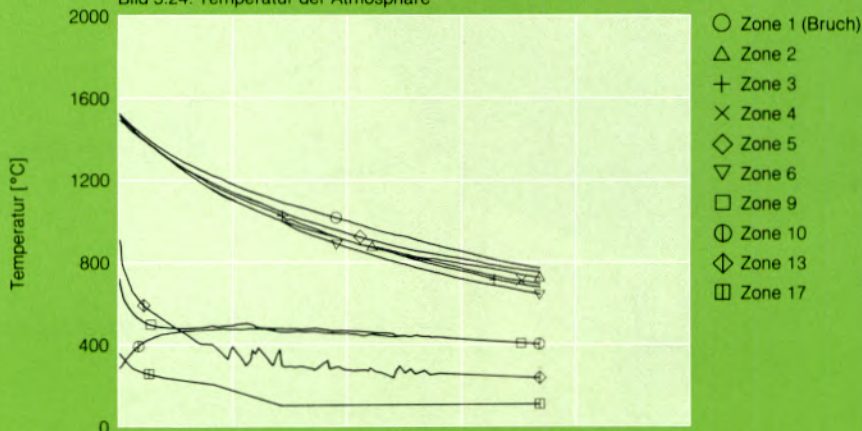
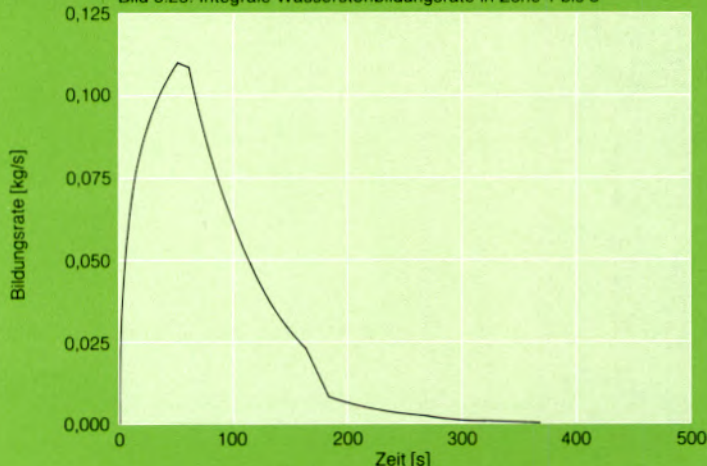


Bild 5.25: Integrale Wasserstoffbildungsrate in Zone 1 bis 8



Der Auslegungsdruck des Vakuumgefäßes liegt bei 0,2 MPa. Wie in Bild 5.23 gezeigt, erreicht der berechnete Druckverlauf diesen Wert nicht. Die Temperatur der Atmosphäre fällt im heißen inneren Bereich innerhalb weniger Minuten von anfänglich 1500°C auf Werte unter 800°C (Bild 5.24). Die berechnete Bildungsrate für Wasserstoff und dessen Verteilung sind in Bild 5.25 und 5.26 dargestellt. Bild 5.27 zeigt die örtliche Dampfkonzentration, Bild 5.28 die berechnete Strömung durch freie Konvektion.

Der nächste Analyseschritt wird die Untersuchung hinsichtlich der Bildung brennbarer Gemische in dem umgebenden Gebäude bei unterstelltem Versagen einer Komponente des Vakuumgefäßes (z.B. eines „Fensters“ für die Plasmaheizung) beinhalten. Es soll untersucht werden, wie sich das ausströmende Gemisch aus Wasserdampf, H_2 und CO mit der Luft der Umgebung vermischt, wieviel bzw. wie schnell und wo der inertisierend wirkende Dampf auskondensiert und welches Gefahrenpotential daraus abgeleitet werden kann.

Bei entsprechender Erweiterung des Programms zur Simulation der Reaktion von Kohlenstoff mit Sauerstoff bietet dieses Konzept die Möglichkeit, Ablauf und Auswirkungen eines Graphitbrandes bei Luft-einbruch zu untersuchen.

H. Jahn
Bereich Verfahren

Bild 5.26: Wasserstoffkonzentration

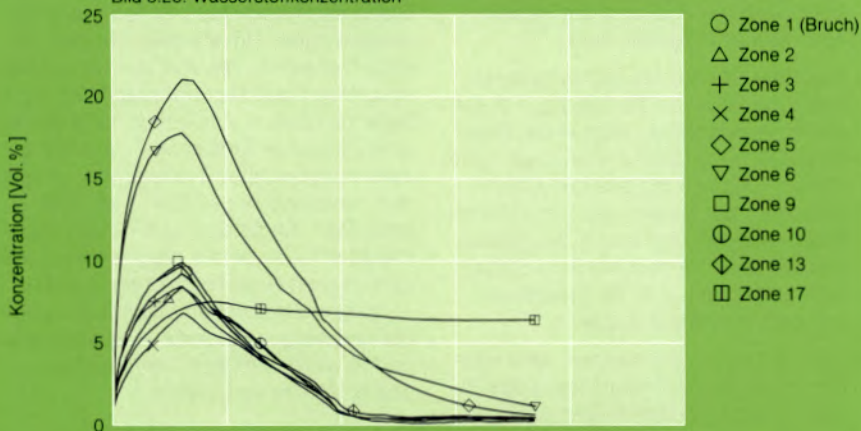


Bild 5.27: Dampfkonzentration

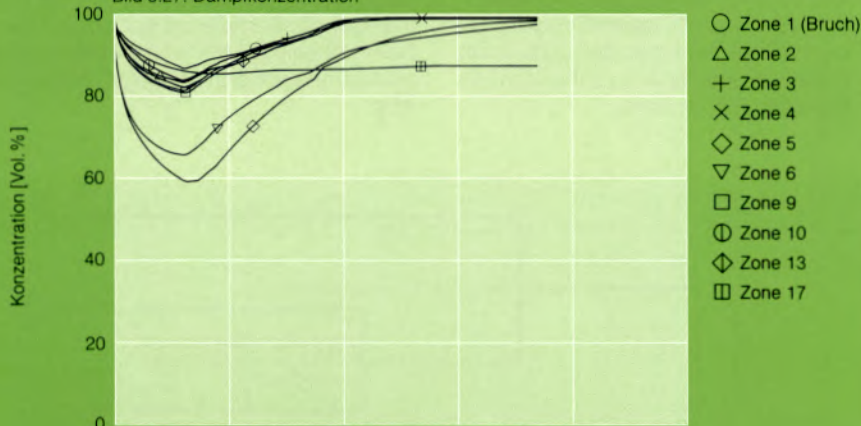
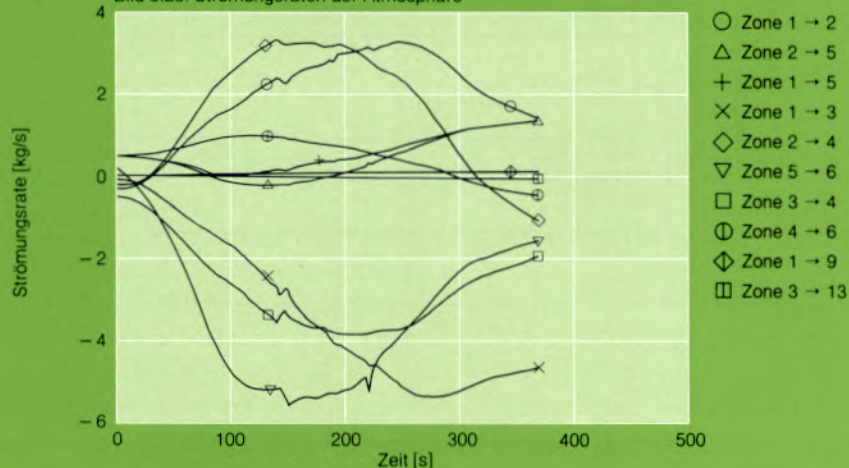


Bild 5.28: Strömungsraten der Atmosphäre



5.9 Untersuchungen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes

Neuere Untersuchungen zur Störfallanalyse zeigen, daß eine Anlage auch dann noch Sicherheitsreserven besitzt, wenn Sicherheitssysteme nicht wie vorgesehen eingreifen, sondern versagen, und nominelle Auslegungsgrenzen überschritten werden. Diese Sicherheitsreserven können für Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes genutzt werden. Das Ziel dieser Maßnahmen besteht darin, auslegungsgemäß nicht vorgesehene Anlagenzustände rechtzeitig zu erkennen, zu kontrollieren und in ihren möglichen Auswirkungen wirksam zu begrenzen. Das Sicherheitskonzept wird durch Einbeziehung dieser Maßnahmen um einen weiteren wichtigen Schritt ergänzt. Sie werden im folgenden für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor vorgestellt und diskutiert.

Anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen

Hierbei handelt es sich um Maßnahmen, die nicht mehr durch das Betriebshandbuch erfaßt werden. Es sind also zusätzliche Maßnahmen, die über die automatischen bzw. fest vorgeplanten Sicherheitsaktionen hinausgehen. Sie sind weitgehend am Zustand der Anlage orientiert und können damit unvorhergesehenen Situationen angepaßt werden. Sie umfassen den flexiblen Einsatz von Sicherheitssystemen sowie von Betriebssystemen, die im Notfall ausgefallene Sicherheitsfunktionen übernehmen.

Bei den Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes lassen sich prinzipiell zwei Ebenen unterscheiden: präventive Maßnahmen und begrenzende Maßnahmen. Der präventive Schutz, also die Verhinderung von Schäden, hat in jedem Fall Vorrang vor Maßnahmen zur Begrenzung von Schäden. Erstes Ziel solcher Maßnahmen ist es daher, Kernschäden überhaupt zu verhindern.

Im folgenden wird deshalb auf den Bereich präventiver Maßnahmen eingegangen. Diskutiert werden Prozeduren, mit denen nach einer Druckabsenkung im System und einer dadurch ermöglichten Kühlmiteileinspeisung eine längerfristige Freilegung des Kerns verhindert und die Wärmeabfuhr aus dem Reaktor sichergestellt werden kann (sogenannte Bleed-and-Feed-Prozeduren).

Sekundärseitige Maßnahmen

Diese Maßnahmen werden eingeleitet, wenn der Dampferzeuger-Füllstand unter zwei Meter absinkt. Die Dampferzeuger werden über das Öffnen der Frischdampf-Abblaseventile oder auch der Sicherheitsventile auf einen Druck von unter 1 MPa entlastet. Die Dampferzeuger können dann entweder mit Wasser aus dem Speisewasserbehälter (passiv) oder aber mit Hilfe mobiler Pumpen (z.B. Feuerlöschpumpen), die auf der Druckseite der Notspeisepumpen angeschlossen werden (aktiv), bespeist werden. Die Nachwärme wird über die Frischdampf-Abblasestation nach außen abgegeben.

Primärseitige Maßnahmen

Diese Maßnahmen erfolgen bei Absinken des kollabierten Wasserspiegels im oberen Plenum des Reaktordruckbehälters unter die Unterseite der Hauptkühlmittelleitungen. Über das Öffnen von Druckhalter-Ventilen wird der Druck im Primärsystem so weit abgesenkt, daß unterhalb von 11 MPa die Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen und im weiteren unterhalb von 2,6 MPa die Druckspeicher Notkühlwasser einspeisen. Die Nachwärme wird langfristig mit Hilfe des Nachkühlsystems abgeführt.

Für die Bleed-and-Feed-Prozeduren lassen sich folgende Schutzziele angeben:

- Mit sekundärseitigem Bleed and Feed kann die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger wiederhergestellt werden, so daß der Kern auch langfristig ausreichend gekühlt wird.
- Eine ausreichende Wärmeabfuhr und Kernkühlung kann auch durch ein primärseitiges Bleed erreicht werden,

wenn mit absinkendem Druck im Primärsystem die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung erfolgt und der Reaktor wieder aufgefüllt wird.

- Steht die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung nicht zur Verfügung, z.B. bei einem vollständigen Ausfall der Energieversorgung (Station Blackout), kann mit der Einspeisung aus den Druckspeichern der Beginn des Kernschmelzens verzögert und damit Zeit gewonnen werden, um ausgefallene Sicherheitsfunktionen, z.B. die Energieversorgung, wiederherzustellen.
- Kommt es zum Schmelzen, wird letztlich mit einer Druckentlastung des Primärsystems ein Schmelzen unter hohem Druck verhindert. Das ist vor allem deshalb wichtig, weil ein Kernschmelzen unter hohem Druck zu einem frühen Versagen des Sicherheitsbehälters und damit zu schweren Unfallfolgen führen kann.

Bild 5.29 zeigt ein vereinfachtes Ereignisablaufdiagramm, an dem die Strategie der Bleed-and-Feed-Maßnahmen erläutert werden kann. Einleitendes Ereignis ist eine Transiente, die von den Sicherheitssystemen nach Mehrfachausfällen nicht beherrscht wird. Zusätzlich ist in das Bild eine Zeitachse eingetragen, auf der zu zwei ausgewählten Transienten, „Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung“ und „Notstromfall“, Angaben zu den Zeiten gemacht sind, zu denen die jeweiligen anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen – gekennzeichnet im Diagramm durch die Verzweigungspunkte – spätestens ergriffen werden müssen, um ein Kernschmelzen zu verhindern.

Man wird zunächst alles daransetzen, mit Eingriffen auf der Sekundärseite die Wärme über die Dampferzeuger abzuführen. Sekundärseitige Maßnahmen haben generell Vorrang vor primärseitigen Maßnahmen.

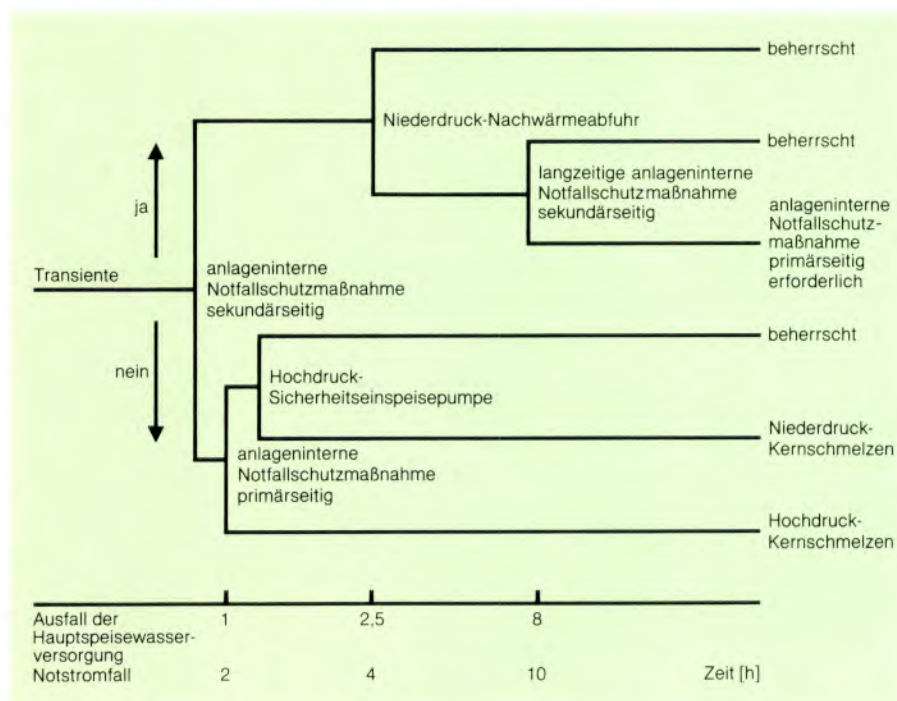


Bild 5.29: Ereignisablaufdiagramm für Transienten mit Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes

Erfolgt die sekundärseitige Druckentlastung, wird über knapp zwei Stunden die Bespeisung der Dampferzeuger aus dem Speisewasserbehälter sichergestellt. Mit dieser Maßnahme werden Druck und Temperatur im Primärsystem so weit abgesenkt, daß die langfristige Wärmeabfuhr mit Hilfe des Nachkühlsystems im Nachkühlbetrieb durchgeführt werden kann.

Versagt dieser Übergang auf primärseitige Nachkühlung, kann die Nachwärmeabfuhr mit mobilen Pumpen, die Zugriff auf praktisch unbegrenzte Wasservorräte haben, aufrechterhalten werden. Wenn diese Maßnahme versagt, müssen primärseitige Aktionen erfolgen.

Sind sekundärseitige Maßnahmen nicht möglich, müssen auch die primärseitigen Maßnahmen, das Abblasen über die Druckhalter-Ventile, spätestens eine Stunde nach Störfalleintritt ergriffen werden. Ist die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung vorhanden, wird Kernschmelzen verhindert. Anderenfalls kommt es zum Schmelzen unter niedrigem Druck. Hier wird mit der Einspeisung aus den Druckspeichern der Beginn des Schmelzens zwar noch etwas verzögert, das Schmelzen selbst aber – nach dem derzeitigen Stand der Untersuchungen – nicht mehr unterbunden.

Gelingen weder sekundärseitige noch primärseitige Maßnahmen, um das Primärsystem zu entlasten, kommt es zum Schmelzen unter hohem Druck.

Um die Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes insgesamt auch durchführen zu können, wurden bzw. werden in den Kernkraftwerken verschiedene systemtechnische Verbesserungen vorgenommen.

Wirksamkeit präventiver Notfallmaßnahmen

Um die Wirksamkeit der einzelnen Maßnahmen zu beurteilen, insbesondere auch die für diese Maßnahmen verfügbaren Zeitspannen zu ermitteln, sind umfangreiche thermohydraulische Rechnungen durchgeführt worden. Für diese Rechnungen wurde das GRS-Programm DRUFAN verwendet.

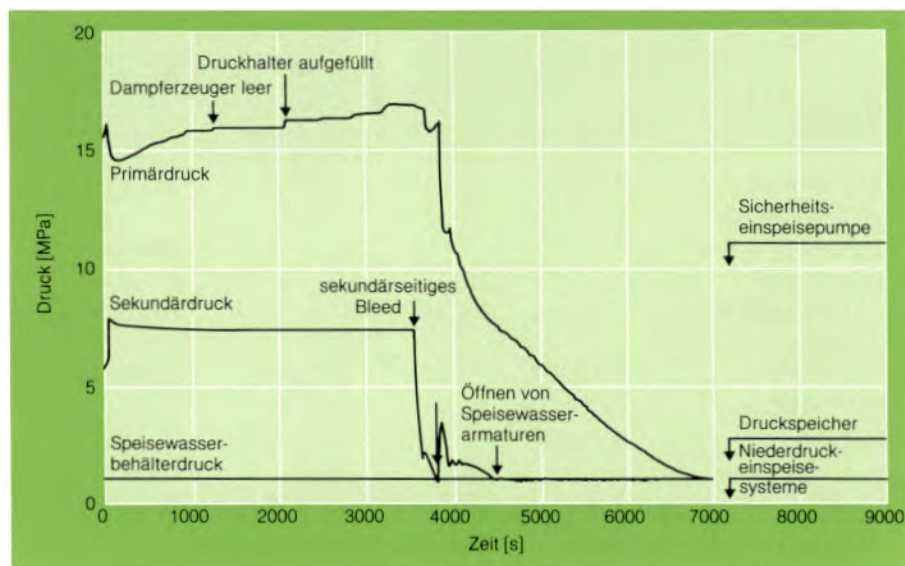


Bild 5.30: Systemdrücke bei Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung mit sekundärseitigen anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen

Bild 5.30 zeigt zur Transiente „Ausfall des Hauptspeisewassers“ den Druckverlauf im Primär- und Sekundärsystem, wenn nach einem vollständigen Ausfall der Dampferzeuger-Bespeisung 60 Minuten nach Störfalleintritt sekundärseitiges Bleed eingeleitet wird.

Mit Einleiten des sekundärseitigen Bleeds, dem Öffnen der Frischdampf-Abblaseregulventile 60 Minuten nach Störfalleintritt, sinkt der Druck im Sekundärsystem sehr schnell ab. Nach Öffnen von Speisewasserarmaturen gelangt Wasser aus dem Speisewasserbehälter in die leeren Dampferzeuger. Dabei wird die Dampfströmung von den Querschnitten der Abblaseregulventile begrenzt.

Die Maßnahme führt unmittelbar zur Absenkung des Drucks auf der Primärseite. Das Sicherheitsventil am Druckhalter schließt. Nach etwas mehr als zehn Minuten ist bereits die Nullförderhöhe der Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen erreicht. Der Reaktorkern wird wieder geflutet. Bei Ausfall der Hochdruck-Sicherheitseinspeisung wäre nach weiteren 30 Minuten der Primärdruck auf den Einspeisedruck der Druckspeicher abgesunken.

Bewertung präventiver Notfallmaßnahmen

Die in Bild 5.29 aufgeführten Maßnahmen sind derzeit noch nicht in allen Details und Einzelanforderungen spezifiziert. Das trifft insbesondere für die sekundärseitigen anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen zu. Hier sind auch anlagenspezifische Besonderheiten, wie Druck im Speisewasserbehälter, zu beachten.

Eine Bewertung der sekundärseitigen Maßnahmen im Hinblick auf ihr Gelingen ist vor allem deshalb noch schwierig.

Auch für die Bewertung der primärseitigen Bleed-Maßnahme müssen noch verschiedene Zuverlässigkeitsanforderungen im Detail nachgewiesen werden. Allerdings erscheint es erreichbar, daß diese Maßnahme in 99 von 100 Fällen erfolgreich ist (Versagenswahrscheinlichkeit 10^{-2}). Wahrscheinlichkeiten in diesem Bereich wurden auch bereits in anderen Ländern für diese Maßnahmen abgeschätzt.

Mit rechtzeitigem primärseitigen Bleed werden gleichzeitig zwei Wirkungen erzielt:

Auslösendes Ereignis	Erwartungswerte [1/a]			
	ohne anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen		mit primärseitigen anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen	
	HD-KS*)	ND-KS**)	HD-KS	ND-KS
Kleine Lecks	$1 \cdot 10^{-5}$	$5 \cdot 10^{-7}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$4 \cdot 10^{-6}$
Dampferzeuger-Heizrohrleck	$1 \cdot 10^{-5}$		$1 \cdot 10^{-7}$	gering
Leck in einer Anschlußleitung		$< 10^{-6}$		$< 10^{-6}$
Anlageninterne Transienten	$2,3 \cdot 10^{-5}$		$2 \cdot 10^{-7}$	gering
ATWS-Störfall	$\sim 10^{-7}$		$\sim 10^{-7}$	
Erdbeben	$3 \cdot 10^{-6}$		$2 \cdot 10^{-8}$	$< 10^{-6}$
Summe	$\sim 5 \cdot 10^{-5}$	$< 2 \cdot 10^{-6}$	$\sim 5 \cdot 10^{-7}$	$< 6 \cdot 10^{-6}$

*) HD-KS: Hochdruck-Kernschmelzen **) ND-KS: Niederdruck-Kernschmelzen

Tabelle 5.5: Häufigkeit nicht beherrschter Ereignisabläufe

- Bei Funktion der primärseitigen Notkühlung, also der Hochdruck- und Niederdruck-Einspeisungen, wird ein Kernschmelzen verhindert.
- Sind diese Systeme ausgefallen, so kommt es zu einem Kernschmelzen unter niedrigem Druck. Ein Kernschmelzen unter hohem Druck und eine damit verbundene Gefährdung des Sicherheitsbehälters wird jedoch vermieden.

Tabelle 5.5 enthält für verschiedene Gruppen von auslösenden Ereignissen eine Gegenüberstellung der Häufigkeiten nicht beherrschter Ereignisabläufe ohne und mit Berücksichtigung der primärseitigen anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen. Dabei wurde für die primärseitige anlageninterne Notfallschutzmaßnahme eine Versagenswahrscheinlichkeit von 10^{-2} pro Anforderung angenommen.

In der Summe liegt die mit primärseitigen anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen erreichbare Häufigkeit für Kernschmelzen unter hohem Druck bei etwa $5 \cdot 10^{-7}/a$. Dieser Wert kann mit den bisher nicht bewerteten sekundärseitigen Maßnahmen noch reduziert werden.

Unabhängig davon sind zum Kernschmelzen unter hohem Druck jedoch noch weitere Untersuchungen notwendig. Dabei ist vor allem zu klären, inwieweit vor einem Versagen des Reaktordruckbehälters heiße Leitungsabschnitte des Primärsystems versagen und damit den Druckbehälter entlasten. In diesem Fall würde das Hochdruck- in ein Niederdruck-Kernschmelzen übergehen und zu keiner unmittelbaren Gefährdung des Sicherheitsbehälters führen.

Die Häufigkeit für Kernschmelzen unter niedrigem Druck wurde zu insgesamt kleiner $6 \cdot 10^{-6}/a$ abgeschätzt. Dieser Wert kann mit sekundärseitigen anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen nicht wesentlich beeinflusst werden.

Abt. Thermohydraulik I

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

- Durchführung der Projektträgerschaft für den Programmbereich Reaktorsicherheitsforschung des BMFT
- Projektbegleitung der Untersuchungen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen des BMFT
- Unterstützung des BMFT bei der internationalen Zusammenarbeit
- Betreuung ausgewählter Untersuchungen zu Fragestellungen im Rahmen der Bundesaufsicht über den Vollzug des Atomgesetzes des BMU.

Schwerpunkte der Reaktorsicherheitsforschung

Die Forschungs- und Entwicklungs- (F + E)-Arbeiten in der Reaktorsicherheitsforschung konzentrieren sich auf die folgenden Schwerpunkte:

- Komponentensicherheit und Qualitätssicherung
- Transientenanalyse und Unfallabläufe
- Mensch-Maschine-Kommunikation
- Risiko und Zuverlässigkeit.

Komponentensicherheit und Qualitätssicherung

Im „Forschungsvorhaben Komponentensicherheit (FKS)“, das von der Staatlichen Materialprüfanstalt an der Universität Stuttgart (MPA) im Auftrag des BMFT und eines Industriekonsortiums durchgeführt wird, wurden die abgeschlossenen Arbeiten einer übergreifenden Bewertung unterzogen.

Mit den durchgeführten Untersuchungen wurde eine werkstoffmechanische Basis geschaffen, um den Sicherheitsabstand des Reaktordruckbehälters quantitativ zu

erfassen. Dies gilt sowohl für Werkstoffzustände, die außerhalb der Spezifikationsgrenzen liegen, als auch für die Berücksichtigung langfristig wirkender Umgebungseinflüsse.

Darüber hinaus wurden bestehende Methoden überprüft und Kriterien erarbeitet, um neben dem Sicherheitsabstand auch den Versagensablauf voraussagen zu können.

Die noch bis 1992 weiterlaufenden Untersuchungen zum Bestrahlungseinfluß werden das Verständnis über den Einfluß einzelner Bestrahlungs- und Werkstoffparameter vertiefen. Bei den durchgeführten Korrosionsuntersuchungen stand die Frage des korrosionsgestützten Rißwachstums sowohl für zyklische Belastung als auch bei länger anstehender statischer bzw. langsamer quasistatischer Belastung im Vordergrund.

Die Experimente zum Anrißverhalten ergaben für die untersuchten Werkstoffe, daß unterschiedliche Sauerstoffgehalte (0, 4, 2 und 8 ppm) sich bei Frequenzen von 0,1 und 1 s⁻¹ nicht auf die Anrißlastzielzahlen auswirkten.

Bei den Versuchen zum Rißfortschritt bei zyklischer Beanspruchung wird ersichtlich, daß sogar unterschiedliche Versuchsanlagen Auswirkungen auf die Rißwachstumsgeschwindigkeit haben können.

Zur Absicherung dieser Ergebnisse und zur Bearbeitung dehnungsinduzierter Rißkorrosion wurde ein neues Korrosionsvorhaben initiiert. Im Bereich der Qualitätssicherung wurde die Konzipierung eines Austenitprüfgerätes weiter vorangebracht, das alle Verbesserungsmöglichkeiten, die in der Vergangenheit entwickelt wurden, in sich vereinigt.

Ein großer Teil der mit Mitteln des BMFT entwickelten zerstörungsfreien Prüfverfahren wurde sowohl im internationalen Vergleich (Plate Inspection Steering Committee, PISC) als auch am Großbehälter der MPA in Stuttgart einem Leistungsvergleich unterzogen. Hierbei hat sich das im Institut für zerstörungsfreie Prüfverfahren der Fraunhofer Gesellschaft (IzfP) in Saarbrücken entwickelte ALOK-Verfahren als

eine Bereicherung für die Qualitätssicherung erwiesen. Dieses Verfahren fand bzw. wird Eingang in die neueren Prüfkonzepete für Kernkraftwerks-Komponenten finden.

Transientenanalyse und Unfallabläufe

Notkühlung und Transienten

Auf thermohydraulischem Gebiet konnten die Experimente an der 1:145 skalierten Integralanlage Primärkreisläufe (PKL) bei der Siemens AG/UB KWU erfolgreich abgeschlossen werden. Die Ergebnisse dieses gemeinsam von BMFT, Siemens und der Vereinigung Deutscher Elektrizitätswerke e.V. (VDEW) finanzierten Vorhabens haben deutlich die vorhandenen Sicherheitsreserven bundesdeutscher Druckwasserreaktoren auch unter extremeren Störfallsituationen aufgezeigt. Die gesammelten Erkenntnisse über das Verhalten der Reaktordruckbehälter-Deckelblase, die Wärmeabfuhr bei Naturumlauf im Primärkreis sowie das Dampferzeugerverhalten geben wichtige Hinweise zur geeigneten Fahrweise des Reaktors bei Störfällen.

In zahlreichen Gesprächen wurde an der Gestaltung eines Folgeprogramms für den Versuchsstand PKL bis 1991 mitgewirkt. Die geplanten Experimente sollen einen Beitrag zur Ermittlung und Untermauerung geeigneter und derzeit intensiv diskutierter Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (AM-Maßnahmen) liefern. Diese Maßnahmen sollen insbesondere unter Nutzung vorhandener Systeme bereits im Vorfeld eines Störfalls ergriffen werden, um die weitere Eskalation des Störfalls zu verhindern und die Anlage in einen sicheren Betrieb zu überführen. Entsprechend dem starken Praxisbezug der Untersuchungen wollen sich Hersteller und Betreiber von Kernkraftwerken mit insgesamt zwei Dritteln an den Gesamtkosten beteiligen.

Das 2D/3D-Projekt

Das trilaterale 2D/3D-Projekt, das gemeinschaftlich vom BMFT, der United States Nuclear Regulatory Commission (USNRC) und dem Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) durchgeführt wird, ist ei-

nes der umfangreichsten Einzelprojekte der Reaktorsicherheitsforschung und dient der gekoppelten experimentellen und analytischen Untersuchung von Notkühlvorgängen in Druckwasserreaktoren.

Zu diesem Zweck wurden in Japan zwei Versuchsanlagen im Maßstab 1:21 errichtet und betrieben, an denen das mehrdimensionale Reaktorkernverhalten (Slab Core Test Facility, SCTF) und das Systemverhalten einer maßstäblich verkleinerten Anlage (Cylindrical Core Test Facility, CCTF) untersucht wird. In der Versuchsanlage Upper Plenum Test Facility (UPTF) in Mannheim werden unter Verwendung der japanischen Ergebnisse zum Verhalten eines Reaktorkerns Versuche zur Ermittlung des thermohydraulischen Systemverhaltens einer Druckwasserreaktor-Anlage unter den Bedingungen eines Kühlmittelverluststörfalls im Maßstab 1:1 durchgeführt. Dabei kommt die von der USNRC zur Verfügung gestellte Zweiphasen-Sonderinstrumentierung zum Einsatz. Ein weiterer Leistungsbeitrag der USNRC ist die Bereitstellung des modernen Rechenprogramms TRAC und die Durchführung von Auslegungs- und Versuchsvorausrechnungen mit diesem Programm für die Versuchsprogramme der beiden anderen Partner.

Im Jahre 1988 wurden an der Versuchsanlage UPTF mehrere Integral- und Einzeleffektversuche durchgeführt. Mit diesen Versuchen wird eine Datenbasis erstellt, die der Überprüfung und Weiterentwicklung moderner Rechenprogramme für realistische Störfalluntersuchungen von Reaktoranlagen dient. Insbesondere die Integralversuche in der weitgehend originalgetreuen Versuchsanlage UPTF liefern Ergebnisse, die zum Teil direkt auf Reaktorverhältnisse übertragen werden können. Vergleiche zwischen Versuchsläufen weitgehend gleicher Spezifikation in der skalierten CCTF und der unskalierten UPTF ermöglichen die Ermittlung und Quantifizierung von mehrdimensionalen Strömungseffekten und deren Einfluß auf die Wirksamkeit von Notkühlsystemen.

Bis Ende 1988 wurden insgesamt 22 der 30 international vereinbarten UPTF-Versuche durchgeführt. Die Versuchsdaten

werden zur Zeit ausgewertet und analysiert. Die Projektleitung und damit die Koordination der bundesdeutschen und internationalen Aktivitäten im Rahmen des 2D/3D-Projekts wird von der Forschungsbetreuung durchgeführt. Hierzu zählen insbesondere die internationale Abstimmung der Feinspezifikationen für die UPTF-Versuche und der Informationsaustausch zur Auswertung und Analyse der Versuchsdaten.

Am 9. Februar 1988 wurde die erste UPTF-Fachtagung an der Versuchsanlage in Mannheim durchgeführt. Einem Publikum, bestehend aus Vertretern aus Industrie und Wirtschaft, Forschung sowie Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden, wurden Zielsetzung und bisherige Ergebnisse des 2D/3D-Projekts mit Schwerpunkt UPTF vorgestellt. Die Veranstaltung fand großen Anklang, so daß eine weitere UPTF-Fachtagung zur Darstellung des Projektfortschritts und wesentlicher Ergebnisse im Jahre 1989 durchgeführt wird.

Anlageninterner Notfallschutz

Alle Druck- und Siedewasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland werden mit zusätzlichen Filtern ausgerüstet, die als eine Maßnahme des anlageninternen Notfallschutzes eine gezielte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters bei schweren Störfällen ermöglichen. Hierdurch soll das unkontrollierte Versagen des Sicherheitsbehälters verhindert und die Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung auf ein Minimum reduziert werden. Zur Absicherung der Funktionssicherheit und zum Aufzeigen von Leistungsreserven in der Rückhaltefähigkeit verschiedener Filtertypen war die Forschungsbetreuung an der Initiierung und Begleitung verschiedener Experimente beteiligt. Das zunächst für Siedewasserreaktoren vorgesehene Unfallfilter enthält einen Venturi-Wäscher mit Wasserabscheider sowie einen Metallfaser-Trockenfilter. Es wird in einem großmaßstäblichen Versuchsstand bei der Siemens AG/UB KWU unter verschiedenen Betriebsbedingungen getestet. Die bisherigen Messungen mit Testaerosolen ergaben einen Rückhaltegrad des gesamten Filters von über 99,99%.

Das Trockenfilter, das insbesondere für Druckwasserreaktoren vom Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK) entwickelt wurde, wird in internationalen Vergleichsversuchen im Rahmen des Programms ACE des Electric Power Research Institute (EPRI) sowie am Versuchsstand für Sandbettfilter des Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) in Cadarache getestet werden. Die Zusammenarbeit mit den internationalen Partnern wurde von der Forschungsbetreuung vorbereitet und zum erfolgreichen Abschluß gebracht.

Mensch-Maschine-Kommunikation

Gegenstand des Forschungsschwerpunktes Mensch-Maschine-Kommunikation ist das komplexe Zusammenwirken des Menschen mit den leittechnischen Einrichtungen der Kernkraftwerksanlage. Die Erfahrungen aus dem Betrieb zeigen, wie wichtig zielgerichtete Untersuchungen auch des Einflusses menschlichen Handelns auf den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken sind.

Eines der Hauptziele der Forschungsaktivitäten ist, dem Operateur notwendige Informationen derart aufbereitet zu geben, daß sie durch Klarheit und Eindeutigkeit eine schnelle Zustandsdiagnose ermöglichen und sicherheitsgerichtete Entscheidungen auch in Streßsituationen erleichtern. Eine Grundvoraussetzung dazu ist die Zuverlässigkeit der aus dem Prozeß stammenden Primärinformation.

Im Themenbereich Sicherheit der Prozeßsignale und analytische Redundanz wurden Verfahren zur Beurteilung der Zuverlässigkeit von Prozeßinformationen entwickelt.

Im Forschungsvorhaben Analysesimulator wird das komplexe Zusammenwirken von physikalischen Abläufen, Steuerungs- und Regelsystemen sowie von Operateureingriffen über ein breites Spektrum möglicher Störungen und deren Kombination untersucht. Eine Simulator-Grundversion steht zur Verfügung. Diese ist wichtiger Bestandteil der Testwarte, mit deren Hilfe Methoden und Verfahren des anlageninternen Notfallschutzes entwickelt, analysiert und erprobt werden sollen.

Risiko und Zuverlässigkeit

In diesem Programmteil wurden die Arbeiten zur Phase B der Deutschen Risikostudie fortgeführt und an der Erstellung des Endberichtes gearbeitet. Untersuchungen zu auslegungüberschreitenden Ereignisabläufen in Siedewasserreaktoren (SWR-Sicherheitsanalysen) wurden begonnen. Die risikoorientierten Analysen für Hochtemperaturreaktoren werden weiter gefördert.

Neben den Risikoanalysen wird die Förderung von F + E-Arbeiten zur Aussagesicherheit von komplexen Rechenprogrammen weiterverfolgt.

Administrative Abwicklung

Im Jahre 1988 wurden im Rahmen eines Etats von 100,5 Mio. DM insgesamt 143 Vorhaben zu den genannten Forschungsschwerpunkten gefördert sowie fachlich und administrativ abgewickelt.

Davon wurden 41 Vorhaben neu bewilligt. Zu mehr als 50 Vorhaben waren Bewilligungsänderungen in Form von Laufzeitverlängerungen, Mittelverlagerungen oder Aufstockungen erforderlich.

Ca. 20 Vorhaben konnten 1988 nach endgültiger fachlicher und administrativer Prüfung abgeschlossen werden.

Internationale Zusammenarbeit

Die Zusammenarbeit mit ausländischen Institutionen und Fachleuten ist seit langem ein wesentliches Element der Forschungspolitik des BMFT. Die Forschungsbetreuung unterstützt den BMFT bei der Planung, Durchführung und Auswertung seiner Auslandszusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung.

Die Kooperation mit den westlichen Partnerländern und den internationalen Organisationen wurde kontinuierlich vertieft und intensiviert, mit osteuropäischen Staaten, wie der UdSSR und der DDR, wurde der Erfahrungsaustausch über Ergebnisse der jeweiligen Forschungsarbeiten aufgenommen.

Mit Organisationen in Frankreich, USA und Japan bestehen seit vielen Jahren

Verträge. In jährlichen Koordinatorengesprächen werden die laufenden Arbeiten diskutiert und neue Aktivitäten festgelegt. Die Forschungsbetreuung bereitet diese Gespräche vor, erarbeitet deren Ergebnisse auf und wirkt bei der Ausführung der getroffenen Vereinbarungen mit.

Die Vereinbarung zur Zusammenarbeit mit dem CEA (Frankreich) besteht seit zehn Jahren. Sie wurde 1988 um zunächst fünf Jahre verlängert. Aufgrund der bisherigen äußerst erfolgreichen Zusammenarbeit sollen kurzfristig die Gesamtprogramme beider Seiten in die Kooperation eingebracht werden. Schwerpunkte in der deutsch-französischen Zusammenarbeit sind zur Zeit

- gemeinsame Experimente zur Druckentlastung des Containments über Aerosolfilter an einem französischen Großversuchsstand
- der Austausch von Ergebnissen thermohydraulischer Experimente zur Verifizierung der Rechencodes ATHLET und CATHARE
- gemeinsame Arbeiten zu schweren Störfällen (PHEBUS, CORA, BETA).

Schwerpunkt der Zusammenarbeit mit der USNRC bilden Untersuchungen zum möglichen Ablauf schwerer Störfälle (Wasserstoff- und Spaltproduktverhalten).

Im Rahmen der Zusammenarbeit mit dem EPRI ist die Beteiligung der deutschen Forschungseinrichtungen am ACE-Programm (Advanced Containment Experiments) inhaltlich vorbereitet worden. Dieses Programm wird unter Federführung des EPRI unter multinationaler Beteiligung (13 Teilnehmer) durchgeführt. Es sollen vergleichende Untersuchungen von Störfallfiltern, das Verhalten von Jod bei schweren Störfällen und Phänomene der Beton-Schmelze-Wechselwirkung untersucht werden. Die Koordination der bundesdeutschen Beiträge und die Vertretung der bundesdeutschen Interessen im Lenkungsgremium des ACE-Programms wird von der Forschungsbetreuung wahrgenommen.

Der Informationsaustausch mit Japan (Science and Technology Agency, Mini-

stry for International Trade and Industry) wurde fortgeführt.

Mit der UdSSR und der DDR wurde 1988 die konkrete wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit aufgenommen. Je ein Seminar in der Sowjetunion bzw. in der Bundesrepublik Deutschland ermöglichten einen ersten fachlichen Erfahrungsaustausch über den Stand der Reaktorsicherheitsforschung in den beiden Ländern. Besonderes Interesse wurde deutlich an Untersuchungen zu schweren Störfällen, an probabilistischen Risikoanalysen und an theoretischen und experimentellen Untersuchungen zu schweren Störfällen. Hierzu wurde die Durchführung gemeinsamer Projekte grundsätzlich vereinbart.

Gemeinsam mit Experten der DDR wurden Seminare zu „Thermohydraulik, Notkühlung“ und „Spaltproduktfreisetzung, -verhalten, -ausbreitung“ durchgeführt. Auch hier sind gemeinsame Projekte vorgesehen.

In Großbritannien hat mit dem Baubeginn der Anlage Sizewell B und den vorausgehenden Untersuchungen die Sicherheitsforschung für Leichtwasserreaktoren an Bedeutung gewonnen. Daher wird künftig der Zusammenarbeit mit der United Kingdom Atomic Energy Authority (UKAEA) wachsende Bedeutung zukommen. Die einzubeziehenden Themen und die Durchführung gemeinsamer Arbeiten wurden in ersten Gesprächen mit der englischen Seite diskutiert.

In zahlreichen Sitzungen der ca. 20 Beratungsgremien der International Atomic Energy Agency (IAEA), der Organization for Economic Cooperation and Development (OECD) und der Kommission der Europäischen Gemeinschaften (KEG) zu Fragen der Reaktorsicherheit und in mehr als 20 sonstigen Fachveranstaltungen setzten Experten aus der Bundesrepublik Deutschland ihre Mitarbeit fort.

Die FB betreute diese Mitwirkung koordinierend und durch Aufbereitung der fachlichen Ergebnisse für die Sitzungsvorbereitung der Leitungsgremien „Technical Committee on Thermal Reactor Safety Research“ der IAEA, des „Committee on the Safety of Nuclear Installations“ (CSNI) der

OECD und des „Beratenden Verwaltungs- und Koordinierungsausschusses 5“ (BVKA 5) der KEG, in denen sie zum Teil auch selbst vertreten ist.

Neben Austausch und Diskussionen von Ergebnissen in den internationalen Gremien werden eine Reihe von Großprojekten mit multinationaler Beteiligung durchgeführt. Hierzu zählen HALDEN und RISØ, in deren Lenkungsgremien die FB mitarbeitet.

Weiterhin wurde im Berichtsjahr die bundesdeutsche Beteiligung am TMI-VIP-Projekt zur Untersuchung der Temperaturbelastung des Druckbehälters von Three Mile Island (TMI) 2 inhaltlich vorbereitet. Eine entsprechende Vereinbarung der teilnehmenden Länder soll 1989 getroffen werden.

schungsbetreuung durchgeführten Arbeiten umfaßten die beschränkte Ausschreibung und die Auftragsvergabe an kompetente Institutionen und Firmen, die redaktionelle Bearbeitung der Auswertungen und die ergänzende Information über weiterführende Forschungsvorhaben zum behandelten Themenkreis.

Arbeiten im Auftrag des BMU

Wie bereits in den Vorjahren konzentrierten sich 1988 die Arbeiten auf die fachliche Unterstützung des Referates RS I 2 (N). Hervorzuheben ist die Bewertung von Vorhaben zum Werkstoffverhalten von Hochtemperaturreaktoren sowie die Betreuung von Untersuchungen zum Wasserstoffverhalten, insbesondere beim Übergang von einer Deflagration in eine Detonation. Für den internen Gebrauch im BMU wurden Kurzfassungen der Ergebnisse der BMU-geförderten Untersuchungen in Berichtsform zusammengestellt. Der 12. Fortschrittsbericht 1987, der einen breiten Verteiler über die in den BMU-Vorhaben zur Reaktorsicherheit erzielten Ergebnisse informiert, wurde veröffentlicht.

Im internationalen Bereich wurden die Sitzungen des „Beratenden Verwaltungs- und Koordinierungsausschusses für Kernspaltungsenergiereaktoren und Sicherheitskontrolle spaltbaren Materials“ (BVKA 5) der KEG fachlich vorbereitet und über wichtige Aktivitäten im EG-Rahmen informiert.

Die Auswertung neuerer Ergebnisse der Reaktorsicherheitsforschung für die Berücksichtigung beim Vollzug des Atomgesetzes wurde fortgesetzt. Die von der For-

7.1 RSK-Geschäftsstelle

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

Zum Vorsitzenden der RSK für das Jahr 1988 bestellte der BMU nach Anhörung der RSK Prof. Dr. Dr.-Ing. E.h. A. Birkhofer und zum stellvertretenden Vorsitzenden Prof. Dr. J. Eibl.

Die RSK-Geschäftsstelle hat die Aufgabe, die RSK und ihre Ausschüsse sowie deren Arbeitsgruppen bei der Wahrnehmung ihrer Aufgaben und den BMU bei der Umsetzung der Beratungsergebnisse der RSK zu unterstützen. Die RSK-Geschäftsstelle arbeitet wissenschaftlich-technisch orientiert. Fachliche Ausarbeitung der Fragestellungen und sachgerechte Vorbereitung der Beratungen sowie fachgerechte Aufarbeitung und Analyse der Beratungsergebnisse stehen im Vordergrund.

Dabei hat die Geschäftsstelle auch im Jahr 1988 die Nähe zu den Fachbereichen der GRS für die Vorbereitung der Beratungen in der RSK intensiv genutzt. Das Zusammenwirken der Geschäftsstellen mit den verschiedenen Fachdisziplinen der GRS hat wesentlich dazu beigetragen, daß die Beratungen der RSK zur Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland im Rahmen der vorgegebenen Termine durchgeführt und abgeschlossen werden konnten. Die Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke war für die RSK und damit auch für die Geschäftsstelle der wesentliche Arbeitsschwerpunkt im Jahr 1988.

Weitere Schwerpunkte der Tätigkeit der RSK-Geschäftsstelle waren die Vorbereitung der Beratungen in der RSK zur Inbetriebnahme des Gemeinschaftskernkraftwerkes Neckar, Block 2, zu sicherheitstechnischen Einzelfragen zum Kernkraftwerk Kalkar und zu den Betriebserfahrungen und besonderen Vorkommnissen bei

Sitzungen	1986	Anzahl 1987	1988
RSK-Sitzungen	11	11	11
Ausschußsitzungen			
– Leichtwasserreaktoren	8	9	7
– Natriumgekühlte Reaktoren	4	4	6
– Hochtemperaturreaktoren	–	2	3
– Druckführende Komponenten	8	9	7
– Spaltproduktückhaltung	1	–	2
– Elektrische Einrichtungen	3	5	6
– Bautechnik	4	2	4
– Reaktorbetrieb	5	7	3
– Brennstoffverarbeitung und -lagerung	4	5	2
– Wiederaufarbeitung	1	5	4
– Endlagerung	5	3	5
– Sicherheitsforschung und Grundsatzfragen	1	1	1
– Ad-hoc-Sonderfragen	2	2	–
– Ad-hoc-Betriebliche-Fragen der Sicherheitsüberprüfung	–	3	3
– Ad-hoc-Meldeverfahren für die Alarmierung der Katastrophenschutzbehörde	–	1	1
– BMU/RSK/SSK-Gesprächskreis	2	2	3
Summe der Ausschußsitzungen	48	60	57
Sonstige RSK-Veranstaltungen	30	47	53
Insgesamt	89	118	121

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

den in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken. Ferner wurde Ende 1988 der erste Beratungsschritt für die Hochtemperatur-Modul-Kraftwerksanlage vorbereitet und durchgeführt.

Zu den Tätigkeiten der RSK-Geschäftsstelle gehörte auch die Vorbereitung der Beratungen in der RSK zur zweiten Teilgenehmigung für die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf, zur ersten Teilgenehmigung für die Pilot-Konditionierungsanlage Gorleben und zur Konditionierung und Lagerung radioaktiver Abfälle.

Auf dem Gebiet internationaler Kontakte wurden von der RSK-Geschäftsstelle Informationsreisen von Delegationen der RSK nach Frankreich und England vorbereitet und betreut. Im Dezember 1988 traf sich eine BMU/RSK-Delegation mit der

Groupe Permanent Réacteurs (GPR) in Frankreich zu einem weiteren Meinungsaustausch.

Zusätzlich zu diesen Tätigkeiten wurden in der RSK-Geschäftsstelle die Arbeiten für die Datenbanken weitergeführt.

Tabelle 7.1 gibt einen Überblick über die Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse im Jahr 1988. Tabelle 7.2 informiert über die im Jahr 1988 veröffentlichten Empfehlungen der RSK.

Projekt	Gegenstand der Empfehlung	RSK-Sitzung		Bundesanzeiger	
		lfd. Nr.	Datum	lfd. Nr.	Datum
Abfall-behandlung	Überprüfung der gegenwärtigen Praxis in der Behandlung schwach- und mittelaktiver radioaktiver Abfälle	229	20. 1. 1988	104	8. 6. 1988
KKK	Untersuchungen zu Ereignisabläufen für Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktor unter Einbeziehung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes am Beispiel des Kernkraftwerks Krümmel (KKK)	230	16. 3. 1988	105	9. 6. 1988
GKN 2	Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar, Block 2 (GKN 2) Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb	233	22. 6. 1988	212	11. 11. 1988
Sicherheits-überprüfung der KKW	Abschlußbericht über die Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland durch die RSK	238	23. 11. 1988	Veröffentlichung in Vorbereitung	

Tabelle 7.2: Empfehlungen der RSK im Jahr 1988

Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland durch die RSK

Leichtwasserreaktoren

Der Bundesminister des Innern (BMI) hat die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) 1986 gebeten, neben der Analyse und Bewertung des Unfalls im Kernkraftwerk Tschernobyl eine Sicherheitsüberprüfung aller in der Bundesrepublik Deutschland in Betrieb und im Bau befindlichen Kernkraftwerke durchzuführen. Der ab Mitte 1986 zuständige Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) hat den Beratungsauftrag bestätigt und erweitert.

Bei der Bestandsaufnahme des Sicherheitsstatus der einzelnen Kernkraftwerke durch die RSK wurde auch untersucht, ob sich aufgrund von Betriebserfahrungen und Erkenntnissen aus besonderen Vorkommnissen Hinweise auf die Möglichkeit von sicherheitstechnischen Verbesserungen der Kernkraftwerke ergeben sowie

die Frage, ob und gegebenenfalls welche Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes sinnvoll sind, das heißt, wie die geringe Wahrscheinlichkeit von Reaktorunfällen noch weiter herabgesetzt werden kann und deren Folgen weiter reduziert werden können. Die RSK ist weiterhin gebeten worden, einen Vorschlag für Anforderungen an künftige periodische Sicherheitsüberprüfungen der Kernkraftwerke in Ergänzung der ständigen Aufsicht vorzulegen.

Die Sicherheitsüberprüfung erstreckte sich im wesentlichen auf Fragen von grundsätzlicher Bedeutung und hatte daher nicht den Detaillierungsgrad der Überprüfungen im Rahmen der Begutachtung im atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren.

Im Rahmen der Überprüfung wurden alle Kernkraftwerke begangen und vor Ort mit den Betreibern insbesondere betriebliche Fragen diskutiert. In ca. 70 Sitzungen befaßten sich die RSK und ihre Ausschüsse mit der Überprüfung.

Die Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung lassen sich wie folgt zusammenfassen:

Es ergaben sich keine Mängel, die Sofortmaßnahmen erforderlich machen.

Die sicherheitstechnische Ausrüstung der einzelnen Kernkraftwerke ist wegen der jeweiligen Anforderungen zum Zeitpunkt ihrer Genehmigung unterschiedlich. Durch gezielte Nachrüstmaßnahmen, die im Laufe der bisherigen Betriebszeit, zum Teil in erheblichem Umfang, durchgeführt wurden, konnten die Kernkraftwerke dem neuen Stand sicherheitstechnischer Überlegungen weitgehend und ausreichend angepaßt werden. Die Beratungen ergaben darüber hinaus sowohl anlagenübergreifend als auch anlagenspezifisch Hinweise, in welchen Punkten weitere Verbesserungen zweckmäßig sind – auch im Sinne einer Weiterentwicklung der Reaktorsicherheitstechnik – bzw. wie weitere Untersuchungen oder Entwicklungsarbeiten durchgeführt werden sollen. Als Beispiel hierfür sind zu nennen: Verbesserungen im Bereich der elektrischen Einrichtungen bei einzelnen Anlagen, Über-

prüfung der Schnittstelle zwischen Hoch- und Niederdrucksystemen, erneute Behandlung der Fahrweise beim Dampferzeugerheizrohrbruch bei älteren Anlagen mit Druckwasserreaktor und Überprüfung der Anforderungen an die Wiederholungsschulung von Betriebspersonal.

Maßnahmen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes erhöhen die Flexibilität der Anlagen zur Beherrschung von Ereignissen weit über das betrachtete Störfallspektrum hinaus. Auf Empfehlung der RSK wurde ein Teil solcher Maßnahmen bereits verwirklicht oder geplant. Weitere Maßnahmen werden zur Zeit untersucht bzw. Untersuchungen sind von der RSK angeregt worden. Hier sind als Beispiele zu nennen: das Konzept zur Druckentlastung und Bespeisung der Sekundär- und der Primärseite von Druckwasserreaktoren, Möglichkeiten der Wasserstoffverbrennung im Sicherheitsbehälter von Druckwasserreaktoren und die Druckentlastung der Sicherheitsbehälter von Druck- und Siedewasserreaktoren.

Zur Frage von periodischen Sicherheitsüberprüfungen ist die RSK der Auffassung, daß die Kernkraftwerke im Rahmen der Aufsicht einer ständigen Sicherheitsüberprüfung unterliegen, es aus grundsätzlichen Erwägungen dennoch zweckmäßig ist, in einem Zehnjahresrhythmus eine generelle Sicherheitsbewertung durchzuführen. Wesentliche Elemente einer derartigen Sicherheitsüberprüfung sind nach Meinung der RSK auf der einen Seite die Erfassung des Sicherheitsstatus in einer zusammenfassenden Darstellung und zum anderen die Durchführung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse für jedes Kernkraftwerk. Eine Bewertung erfolgt auf der Basis der probabilistischen Sicherheitsanalysen, die jeweils zu aktualisieren sind.

THTR-300

Die Sicherheitsüberprüfung des Kernkraftwerks mit Hochtemperaturreaktor, THTR-300, erfolgte auf der Grundlage eines Beratungsplans, der mit dem Beratungsplan für Leichtwasserreaktoren vergleichbar, aber reaktorlinien-spezifisch

angepaßt war. Die Überprüfung ergab auch hier keine Mängel, die Sofortmaßnahmen erforderlich machen. Weiterhin ergab die Überprüfung, daß bei Auslegungsfällen die radiologischen Auswirkungen weit unter den Planungsrichtwerten der Strahlenschutzverordnung bleiben. Hinsichtlich des Reaktorbetriebs ergaben sich ähnlich wie bei Leichtwasserreaktoren einige Hinweise auf mögliche Verbesserungen, die insbesondere das frühzeitige Erkennen anomaler Zustände und die Ausbildung des Betriebspersonals betreffen.

Ein wichtiger Punkt der Überprüfung war die Beratung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes für extrem unwahrscheinliche bzw. hypothetische Ereignisabläufe in der Anlage und Einwirkungen von außen, z.B. Flugzeugabsturz. Für beide Fälle hat der Betreiber bereits weitgehend Vorsorge getroffen, durch die Beratung konnten aber zusätzliche sinnvolle Notfallschutzmaßnahmen aufgezeigt werden.

SNR-300

Da es sich beim Kernkraftwerk mit schnellem natriumgekühlten Brutreaktor, SNR-300, um eine noch in der Errichtung befindliche Anlage handelt, ist die RSK der Ansicht, daß die Sicherheitsüberprüfung analog zu den neueren Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor (Konvoi-Anlagen) durchgeführt werden sollte, das heißt, die RSK wird sich im Zusammenhang mit der Inbetriebnahme nochmals davon überzeugen, daß ihre wesentlichen sicherheitstechnischen Forderungen durch die Ausführung der Betriebs- und Sicherheitssysteme sowie durch die vorgesehene Betriebsweise der Anlage erfüllt werden.

Die Fragen zum anlageninternen Notfallschutz hat die RSK beraten. Dabei hat sie die bereits realisierten präventiven und schadensmindernden Maßnahmen im Hinblick auf schwere Unfälle berücksichtigt. Sie wird voraussichtlich im ersten Halbjahr 1989 eine zusammenfassende Stellungnahme zum anlageninternen Notfallschutz beim SNR-300 abgeben.

Inbetriebnahme des Gemeinschaftskernkraftwerks Neckar, Block 2

Die RSK hat auf ihrer 233. Sitzung am 22. 6. 1988 eine Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb des Gemeinschaftskernkraftwerks Neckar, Block 2 (GKN 2), verabschiedet.

GKN 2 ist eine 1300-MWe-Druckwasserreaktoranlage und gehört zu den nahezu zeichnungsgleichen „Konvoi-Anlagen“ (Hersteller: Siemens AG/UB KWU). Die Beschlußfassung der RSK zu den sicherheitstechnisch relevanten Fragestellungen und anlagentechnischen Merkmalen wurde von den zuständigen Ausschüssen vorbereitet. Dabei wurden die Ergebnisse der vorangegangenen Beratungen zu den beiden anderen „Konvoi-Anlagen“ Kernkraftwerk Emsland (KKE) und Kernkraftwerk Isar 2 (KKI 2) und die Stellungnahmen und Empfehlungen der RSK zum anlageninternen Notfallschutz berücksichtigt.

Die RSK informierte sich auch über den sachlichen Hintergrund der öffentlich vorgetragenen Kritik zum Baugrund. Sie überzeugte sich, daß alle Besonderheiten des Baugrundes bei der Auslegung des Gemeinschaftskernkraftwerks Neckar hinreichend bekannt waren, ausreichend berücksichtigt wurden und bautechnisch beherrscht werden.

Zusammenfassend stellt die RSK in ihrer Empfehlung fest, daß sie aufgrund ihrer Beratungen und bei erfolgreichem Abschluß der vorbetrieblichen Funktions- und Abnahmeprüfungen keine Bedenken gegen die nukleare Inbetriebnahme von GKN 2 hat. Vorbehaltlich der erfolgreichen Durchführung der Nulleistungs- und Leistungsversuche bestehen aus Sicht der RSK auch keine Bedenken gegen den Betrieb des Kernkraftwerks.

Anlagen des Brennstoffkreislaufs

Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf

Der Deutschen Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH (DWK) wurde im September 1985 die 1. Teilgenehmigung zum Bau der Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf (WAW) erteilt.

Am 26. 1. 1988 hat die DWK eine 2. atomrechtliche Teilgenehmigung (2. TG) für die WAW beantragt. Sie soll im wesentlichen die Errichtung des Hauptprozeßgebäudes einschließlich der metallischen Auskleidung sowie Gebäude und Systeme der Infrastruktur enthalten.

Es wurden ein neuer Sicherheitsbericht und eine neue Kurzbeschreibung der Anlage vorgelegt. Die Neufassung des Sicherheitsberichts wurde erforderlich, weil sich wesentliche Änderungen des Vorhabens gegenüber der Darstellung im Sicherheitsbericht vom August 1983 ergeben hatten.

Die Planungsänderungen machten gemäß atomrechtlicher Verfahrensverordnung eine erneute Öffentlichkeitsbeteiligung erforderlich. Die Antragsunterlagen zur 2. TG (Antragsschreiben, Sicherheitsbericht und Kurzbeschreibung der Anlage) wurden vom 22. 2. bis zum 22. 4. 1988 öffentlich ausgelegt. Die Erörterung fand im Juli/August 1988 statt.

Die RSK bzw. ihre Ausschüsse haben sich im Laufe des Jahres 1988 mit dem Sicherheitsbericht und den Antragsunterlagen der DWK befaßt. Für eine vertiefte Beratung wurden Arbeitsgruppen gebildet, die sich aus Mitgliedern des RSK-Ausschusses WIEDERAUFARBEITUNG zusammensetzten; diese haben auf mehreren Sitzungen die Themenbereiche Brennelementeingang und Head-end, Extraktion, FEMO-Technik und Hauptprozeßgebäude, Abgas- und Abluftreinigung sowie Abfallbehandlung und -lagerung erörtert.

Im Ausschuß ENDLAGERUNG wurde zu Fragen der Zwischen- bzw. grundsätzlichen Endlagerfähigkeit der in der WAW anfallenden Abfallprodukte beraten. Fer-

ner hat eine Arbeitsgruppe dieses Ausschusses Fragen zur Tiefenversenkung tritiumhaltiger Wässer aus der WAW beraten. Die RSK hat dazu auf ihrer 232. Sitzung am 18. 5. 1988 eine Stellungnahme verabschiedet.

Der RSK-Ausschuß WIEDERAUFARBEITUNG hat sich auch auf mehreren Sitzungen mit Sicherheitsanforderungen für die Wiederaufarbeitung von abgebrannten Kernbrennstoffen befaßt, die u.a. der Begutachtung der WAW zugrunde liegen. Die niedergelegten Sicherheitsanforderungen wurden von der RSK auf ihrer 232. Sitzung am 18. 5. 1988 zustimmend zur Kenntnis genommen.

Das Ergebnis der Beratungen zur WAW wird in einer gemeinsamen Empfehlung von RSK und SSK enthalten sein, die im ersten Halbjahr 1989 verabschiedet werden soll. Die Genehmigungsbehörde plant, über den Antrag zur 2. TG im Sommer 1989 zu entscheiden.

Zeiträumen für die Beurteilung der Langzeitsicherheit eines Endlagers für radioaktive Abfälle

Auf mehreren Sitzungen hatte sich ein von der RSK-Geschäftsstelle betreuter Gesprächskreis, bestehend aus Mitgliedern des BMU (BMI), der RSK und der SSK, mit Fragen zur Langzeitsicherheit eines Endlagers befaßt. Das Ergebnis dieser Diskussion wurde von der RSK und der SSK beraten; es wurde eine gemeinsame Stellungnahme erarbeitet.

Nach Abwägung geologischer, hydrogeologischer und hydrologischer, klimatologischer sowie besiedlungs- und kulturge-schichtlicher Aspekte gelangten RSK und SSK zu der Ansicht, daß der zu fordernde Nachweis der Endlagersicherheit durch eine Sicherheitsanalyse für den Zeitraum von etwa 10 000 Jahren zu führen ist. Für diesen Nachweiszeitraum ist zu fordern, daß die durch eine mögliche Ausbreitung von Radionukliden aus dem verschlossenen Endlager in die Biosphäre potentiell resultierenden Individualdosen nicht größer sein dürfen als die Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenexposition.

Für jenseits von 10 000 Jahren liegende Zeiträume werden die Ansätze über die dann herrschenden Umgebungs- und Ausbreitungsbedingungen in den grundwasserführenden Schichten immer hypothetischer, so daß die Zuverlässigkeit der Analyse stark abnimmt und insbesondere der Ermittlung der Individualdosen in der Umgebung eines Endlagers keine belastbare Aussagekraft mehr zukommt.

Internationale Zusammenarbeit

Im Juli 1988 besichtigten Mitglieder der RSK die Wiederaufarbeitungsanlage Selafeld und führten Gespräche mit den britischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden (NII, DOE). Dabei wurden Fragen zur Sicherheit und Genehmigung von Wiederaufarbeitungsanlagen und zur Meldung von Vorkommnissen besprochen.

Im September 1988 besuchten Mitglieder der RSK die Brüterkraftwerke SPX-1 in Frankreich und PFR in England, um sich vor Ort über die Ursachen der aufgetretenen Schäden (Leck im Lagertank des SPX-1 und Heizrohrschäden im Überhitzer des PFR) zu informieren.

Im Dezember 1988 traf sich eine BMU/RSK-Delegation mit der Groupe Permanent Réacteurs (GPR) in Frankreich zu einem weiteren Meinungsaustausch. Erörtert wurden insbesondere Maßnahmen zur Begrenzung der Folgen von Unfällen in Kernkraftwerken und Betriebserfahrungen in bundesdeutschen und französischen Anlagen.

RSK-Datenbank

Im Berichtszeitraum wurde die RSK-Datenbank fortgeführt und nur stichwortartig erfaßte Dokumente mit den Volltexten der RSK-Ergebnisprotokolle ergänzt. Die Speicherkapazität des Betriebssystems mußte für die Volltexteingabe vergrößert werden. Die Eingabe der Texte wird voraussichtlich im 2. Quartal 1989 abgeschlossen werden, so daß die RSK-Datenbank dann weitgehend mit Volltexten zur Verfügung steht.

Die RSK-Datenbank wurde häufig genutzt, um Anfragen des BMU bezüglich aller bisherigen RSK-Beratungen zu bestimmten Einzelthemen zu beantworten.

Darüber hinaus wurden im Rahmen des INTAB-Projekts auch anlagentechnische Grundinformationen für die GRS-Datenbank LIBA zusammengestellt.

7.2 SSK-Geschäftsstelle

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

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

Zu den sieben Ausschüssen der SSK wurde im Jahre 1988 zusätzlich der Ausschuß „Nichtionisierende Strahlen“ eingerichtet. Das Gebiet der „Nichtionisierenden Strahlen“ umfaßt:

- die elektromagnetischen nichtionisierenden Strahlen außerhalb des sichtbaren Bereichs
- die statischen elektrischen und magnetischen Felder
- die Schalldruckwellen außerhalb des hörbaren Bereichs
- die optischen Laserstrahlen im gesamten Intensitätsbereich.

Die elektromagnetischen „Nichtionisierenden Strahlen“ werden in folgende Frequenz- bzw. Wellenlängenbereiche unterteilt:

- ultraviolette Strahlen: 100 nm bis 400 nm
- infrarote Strahlen: 780 nm bis 3 mm
- Radiofrequenzen einschließlich Mikrowellen: 300 Hz bis 300 GHz (3 mm bis 1000 km)
- extrem niederfrequente Felder unter 300 Hz (im wesentlichen elektromagnetische Felder von 50 bzw. 60 Hz).

Das sichtbare Licht natürlicher Intensität (Wellenlängenbereich 400 nm bis 780 nm) und der hörbare Schall (Frequenzbereich 20 Hz bis 20 kHz) gehören definitionsgemäß nicht zu den „Nichtionisierenden Strahlen“. Der Schutz der Bevölkerung

und des einzelnen vor gesundheitlichen Beeinträchtigungen und Gefährdungen ist in diesen Bereichen Aufgabe des Immissionsschutzes und des Arbeitsschutzes.

Die in der GRS eingerichtete SSK-Geschäftsstelle unterstützt die Strahlenschutzkommission, ihre Ausschüsse und Arbeitsgruppen in ihrer Arbeit.

Zu den Aufgaben der Geschäftsstelle gehören u.a.:

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

Tabelle 7.3 gibt die Anzahl der Sitzungen der einzelnen SSK-Beratungsgremien im Jahr 1988 sowie einen Vergleich zum Vorjahr wieder.

Veröffentlichungen

Im Berichtsjahr hat die SSK fünf Veröffentlichungen herausgegeben:

Band 8: Zur beruflichen Strahlenexposition in der Bundesrepublik Deutschland

Die Veröffentlichung enthält eine Bestandsaufnahme über die Zahl der beruflich strahlenexponierten Personen in Kernkraftwerken, Industrie und Medizin sowie deren Individual- und Summendosen, über die Methoden der jeweils angewandten Dosisermittlung der Ganz- und Teilkörperbestrahlung und bei Inkorporation sowie über die Ergebnisse epidemiologischer Studien. Daran anschließend wird eine Wertung der Daten vorgenommen und daraus Empfehlungen zur Optimierung des Schutzes beruflich strahlenexponierter Personen vor den Auswirkungen ionisierender Strahlen abgeleitet.

Beratungsgremien	Zahl der Sitzungen (Zahl der Sitzungstage)	
	1987	1988
● Strahlenschutzkommission (SSK)	7 (15)	8 (15)
● Ausschüsse der SSK:		
– Strahlenschutztechnik	3 (3)	4 (5)
– Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen	3 (3)	4 (5)
– Medizin und Strahlenschutz	4 (6)	4 (5)
– Radioökologie	5 (11)	5 (9)
– Strahlenschutz bei radioaktiven Abfällen und Reststoffen	3 (5)	4 (7)
– Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen	8 (11)	6 (9)
– Strahlenrisiko	3 (3)	4 (4)
– Nichtionisierende Strahlen	–	3 (5)
● Kommission zur wissenschaftlichen Vorbereitung von Rechtsverordnungen nach § 6 des Strahlenschutzvorsorgegesetzes	4 (4)	–
● Arbeitsgruppen	47 (52)	41 (60)
● Gemeinsame Arbeitskreise von RSK und SSK	6 (6)	3 (3)
Insgesamt:	93 (119)	86 (127)

Tabelle 7.3: Sitzungen der SSK, ihrer Ausschüsse und Arbeitsgruppen

Band 9: Radionuklide in Wasser-Schwebstoff-Sediment-Systemen und Abschätzung der Strahlenexposition

In der Veröffentlichung werden das Forschungsprogramm und dessen Ergebnisse sowie das aus den gewonnenen Erkenntnissen entwickelte Modell beschrieben. Damit kann eine realitätsnähere potentielle Strahlenexposition durch radionuklidbefrachtete Sedimente für die in der Bundesrepublik Deutschland bestehenden Verhältnisse berechnet werden als mit dem für US-amerikanische Verhältnisse. Dieses Berechnungsmodell berücksichtigt nicht nur den Aufenthalt auf Sedimenten, sondern auch andere Expositionspfade, die bei der Nutzung von Überschwemmungsgebieten und Spülfeldern auftreten können. Es findet Eingang in die Verwaltungsvorschrift zu „Allgemeine Berechnungsgrundlage für die Strahlenexpo-

sition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässer“.

Band 10: Empfehlungen der Strahlenschutzkommission 1987

Die Veröffentlichung enthält die Empfehlungen der SSK in deutscher und englischer Sprache zu:

- Strahlenschutzgrundsätzen zur schadlosen Wiederverwertung und -verwendung von schwachradioaktivem Stahl und Eisen aus Kernkraftwerken
- den anlageninternen Notfallmaßnahmen bei den Kernkraftwerken Isar 2, Emsland und dem Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar 2 (Konvoianlagen)
- der Begrenzung der beruflichen Strahlenexposition.

Band 11: Strahlenschutzfragen bei Anfall und Beseitigung von radioaktiven Reststoffen

Es werden die Erfahrungen vorgestellt, die man bei der Stilllegung und Demontage von Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland gesammelt hat. Dabei wird den Problemen des Strahlenschutzes, die bei den verschiedenen Zerlegungs- und Dekontaminationstechniken auftreten, besonderes Augenmerk geschenkt. Die Empfehlungen der SSK zur Wiederverwertung und -verwendung von schwachradioaktiven Feststoffen sind dieser Veröffentlichung vorangestellt.

Band 12: Aktuelle Fragen zur Bewertung des Strahlenkrebsrisikos

Neuere Dosisbestimmungen für die Überlebenden der Atombombenabwürfe in Hiroshima und Nagasaki sowie aktuelle epidemiologische Erhebungen haben weltweit zu einer Diskussion der bisherigen Schätzwerte für das Risiko der kanzerogenen Wirkung ionisierender Strahlung geführt. Die SSK hat anlässlich ihrer Klausurtagung 1987 ausführlich diese aktuellen Fragen zur Bewertung des Strahlenkrebsrisikos und die ihr zugrundeliegenden neuesten Daten diskutiert. Mit dieser Veröffentlichung wird die Möglichkeit geboten, die wesentlichen Argumente und die ihnen zugrundeliegenden Untersuchungsergebnisse nachzuvollziehen, die zu der Empfehlung geführt haben, die Grenzwerte der beruflichen Strahlenexposition zu reduzieren.

Strahlenschutzgrundsätze zur Begrenzung der Strahlenexposition der Bevölkerung durch Radon und seine Zerfallsprodukte

Die Isotope Rn 220 und Rn 222 des Edelgases Radon sind natürliche radioaktive Stoffe aus der Uran/Radium- bzw. Thorium-Zerfallsreihe, die überall in der Umwelt vorkommen. Radon und Thoron können aus dem Boden, dem Baumaterial von Häusern und aus dem Wasser in die Atmosphäre und somit auch in die Raumluft von Häusern diffundieren. Beim Zerfall dieser Isotope entstehen radioaktive Zerfallsprodukte, die bei Inhalation zu einer Strahlenexposition der Lunge führen.

Infolge dieser Inhalation ist die Lunge das Organ des Menschen mit der höchsten Strahlenexposition aus natürlichen Quellen. Zur Strahlenexposition in Häusern tragen vor allem die kurzlebigen Zerfallsprodukte des Radons ($Rn\ 222$) bei.

Die Konzentration von Radon ($Rn\ 222$) in der Raumluft kann von Haus zu Haus sehr verschieden sein. Die Ergebnisse der Messungen der Radon-Aktivitätskonzentration in etwa 6000 Wohnungen in der Bundesrepublik Deutschland überdecken einen Bereich von einigen Bq/m^3 bis zu mehreren tausend Bq/m^3 ; der Mittelwert liegt bei etwa $50\ Bq/m^3$ (Bild 7.1).

Ein Wert von $50\ Bq/m^3$ führt zu einer mittleren jährlichen Äquivalentdosis von etwa $15\ mSv$ im Bronchialepithel und von etwa $2\ mSv$ im Alveolarbereich der Lunge. Diese Dosisabschätzung geht von einer mittleren Aufenthaltsdauer in Häusern von 7000 h pro Jahr aus, was etwa 80% der gesamten Zeit eines Jahres entspricht.

Es ist davon auszugehen, daß zur Zeit bei etwa 1% der Bevölkerung die natürliche Strahlenexposition des Bronchialepithels größer als $50\ mSv$ pro Jahr bzw. die des Alveolargewebes größer als $7\ mSv$ pro Jahr ist.

Wenn der langzeitige Mittelwert der Radonkonzentrationen im Wohn- und Aufenthaltsbereich des Hauses oberhalb von $250\ Bq/m^3$ liegt, sind nach Auffassung der Strahlenschutzkommission bei existierenden Häusern Sanierungsmaßnahmen zu empfehlen. Für zukünftige Häuser sollte durch geeignete Planung gewährleistet werden, daß dieser Wert nicht überschritten wird.

Die praktische Umsetzung der Empfehlung erfordert sachkundige Stellen in der Bundesrepublik, die die notwendigen Messungen durchführen bzw. auswerten und die betroffenen Hauseigentümer beraten. Dabei müssen auch Ursache und Quelle der erhöhten Radonkonzentration identifiziert werden, um die Sanierungsmaßnahmen kostengünstig zu gestalten. Die technische Realisierung muß durch hierfür geeignete Betriebe erfolgen.

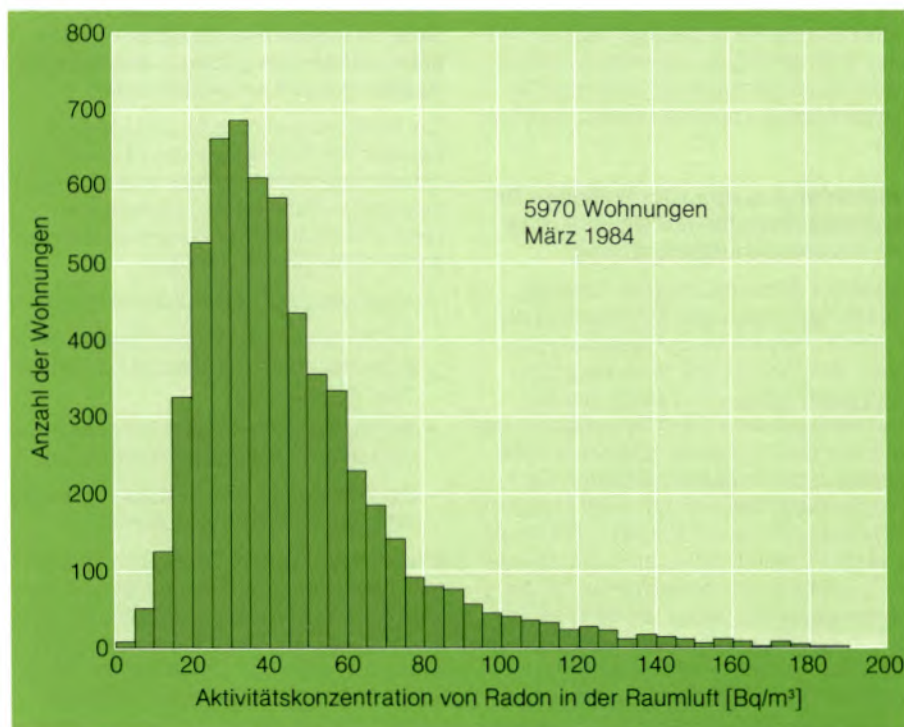


Bild 7.1: Häufigkeitsverteilung der mittleren Radonkonzentration in der Raumluft von Wohnungen

Empfehlung der SSK zur Festlegung von Höchstwerten an Radioaktivität in Futtermitteln im Falle eines Unfalls oder einer anderen radiologischen Notstandssituation

In der EG-Verordnung Nr. 3954/87 wird das Verfahren zur Bestimmung der Höchstwerte an Radioaktivität in den Nahrungs- und Futtermitteln festgelegt, die nach einem nuklearen Unfall oder einer anderen radiologischen Notstandssituation, die zu einer erheblichen radioaktiven Kontamination von Nahrungsmitteln und Futtermitteln führen können oder geführt haben, auf den Markt gelangen können. Die Grenzwerte der spezifischen Aktivität in Futtermitteln werden so festgelegt, daß bei normalen Verfütterungsbedingungen keine Gefahr besteht, die Höchstwerte der spezifischen Aktivität bzw. Aktivitätskonzentration in Nahrungsmitteln zu überschreiten.

In Ergänzung hierzu wird seitens der SSK und des BMU der Wunsch geäußert, auch Maßnahmen berücksichtigen zu können, die zur Reduktion der Kontamination – insbesondere bei regional erzeugtem Frischfutter – führen.

Es gibt eine Reihe von verschiedenartigsten Maßnahmen, mit denen in landwirtschaftlichen Betrieben die Kontamination von Futtermitteln und von damit gewonnenen Nahrungsmitteln tierischen Ursprungs stark (um mehr als den Faktor 10) verringert werden kann. Die SSK ist deswegen der Meinung, daß es im Sinne einer Kosten-Nutzen-Optimierung von Schutz- und Gegenmaßnahmen nach den Empfehlungen des Reports 26 der International Commission on Radiological Protection (ICRP) weder sinnvoll noch zweckmäßig ist, vorab und in Unkenntnis des Ausmaßes (hinsichtlich Höhe und geographischen Umfangs) einer Umweltkontamina-

tion durch einen großen kerntechnischen Unfall Höchstwerte der spezifischen Aktivität in Futtermitteln unter der Annahme chronischer Verfütterung und ohne Berücksichtigung von Maßnahmen festzulegen.

Empfehlung zu den vorgesehenen Dosisgrenzwerten bei der Novellierung der Strahlenschutzverordnung

Ausgelöst durch die neueren Dosisabschätzungen nach den Atombombenabwürfen in Hiroshima und Nagasaki und durch die Fortsetzung der Auswertung von epidemiologischen Daten bei den strahlenexponierten Überlebenden in Hinsicht auf das Leukämie- und Krebsrisiko werden in der wissenschaftlichen Fachwelt die Risikofaktoren für diese malignen Erkrankungen erneut diskutiert. Die Analyse dieser Daten führt zu einer Erhöhung des Leukämie- und Krebsrisikos für die Gesamtpopulation etwa um den Faktor fünf im Vergleich zu früheren Abschätzungen. Das Leukämie- und Krebsrisiko ist vor allem bei Kindern und Jugendlichen angestiegen. Bei erwachsenen Personen, die beruflich strahlenexponiert sind, ist die Zunahme geringer, die Risikofaktoren sind entsprechend kleiner. Neben diesen neuen Erkenntnissen müssen auch die epidemiologischen Studien an anderen exponierten Personengruppen (z.B. strahlenbehandelten Morbus-Bechterew-Patienten) berücksichtigt werden, die diese hohen Risikofaktoren nicht ergeben. Ebenso sind bei umfangreichen Personengruppen, die in kerntechnischen Anlagen tätig sind, bisher keine erhöhten Krebstodesraten beobachtet worden. Allerdings sind die Beobachtungszeiten bei den letztgenannten Studien noch nicht lang genug, um eine abschließende Beurteilung vorzunehmen.

Die SSK hat unter Würdigung dieser Kenntnisse empfohlen, die Minimierung der Strahlenexposition bei beruflich Strahlenexponierten noch straffer als bisher zu handhaben und die Lebensarbeitszeitdosis auf 400 mSv zu begrenzen.

Richtlinie für die Fachkunde von Strahlenschutzbeauftragten in Kernkraftwerken und anderen Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen

Die Richtlinie beschreibt Umfang und Qualität der Fachkunde von Strahlenschutzbeauftragten entsprechend deren innerbetrieblichem Entscheidungsbereich. Die für den Strahlenschutz erforderliche Fachkunde besteht aus

- einer geeigneten Berufsausbildung
- der für die vorgesehene Tätigkeit erforderlichen Fachausbildung und den nötigen Kenntnissen
- der für die vorgesehene Tätigkeit erforderlichen praktischen Erfahrung und
- der Ausbildung in der Anlage, in der die Tätigkeit ausgeübt werden soll.

Die bei Inkrafttreten dieser Richtlinie bereits bestellten Strahlenschutzbeauftragten benötigen für die Fortführung der bisherigen Tätigkeit keinen erneuten Fachkundenachweis. Zur Erhaltung der Fachkunde haben die Strahlenschutzbeauftragten an geeigneten Fachveranstaltungen in Abständen von längstens zwei Jahren teilzunehmen. Wird die Tätigkeit länger als fünf Jahre unterbrochen, muß die Fachkunde erneut erworben werden.

Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen

Die Aufgaben des Fachberaters Strahlenschutz umfassen

- die Ermittlung von Dosiswerten bzw. die Überprüfung entsprechender Angaben der Betreiber
- die Beratung der Katastrophenschutzleitung bezüglich radiologischer Lage und notwendiger Maßnahmen.

Gerade in den ersten Stunden nach Eintritt eines kerntechnischen Notfalls wird der Fachberater Strahlenschutz gegebenenfalls mit einem Minimum an Hilfsmitteln und Personal seinen Aufgaben nachkommen müssen. Für diesen Zeitraum benötigt er Arbeitshilfen, die ihm mit diesem Leitfaden an die Hand gegeben werden. Im wesentlichen handelt es sich dabei um Hilfsmittel zur Dosisabschätzung sowie

Hinweisen zur Bewertung der Ergebnisse und der daraus abgeleiteten Empfehlungen zu Vorsorgemaßnahmen.

Bestandsaufnahme zur Personenüberwachung und Inkorporationskontrolle in kerntechnischen Anlagen

Nach § 62 der Strahlenschutzverordnung sind an Personen, die sich in Kontrollbereichen aufhalten, die Körperdosen zu ermitteln oder die Personendosen zu messen. Die Dosisgrenzwerte der Strahlenschutzverordnung beziehen sich auf Körperdosen. Die Körperdosen sind jedoch nicht direkt meßbar. Sie werden in der Regel in konservativer Weise aus der gemessenen Personendosis und aus den Ergebnissen der Inkorporationsmessungen abgeleitet. Als Personendosis gilt der Meßwert eines geeignet kalibrierten Personendosimeters. Die Personendosis ist also eine Meßgröße des praktischen Strahlenschutzes bei äußerer Exposition. Die Inkorporationskontrolle liefert in ähnlicher Weise Meßwerte beim Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen. Die Kontrolle wird in der Regel durch direkte Messung der Körperaktivität oder der Aktivität der Ausscheidungen durchgeführt. In besonderen Fällen erfolgt sie auch indirekt durch Messungen der Luftaktivität.

Die amtlichen und betrieblichen Messungen zur Personendosisüberwachung und Inkorporationskontrolle haben zum Ziel, die Einhaltung der Grenzwerte, insbesondere die der Anlage X der Strahlenschutzverordnung, zu überwachen. Die zur Zeit praktizierte amtliche und betriebliche Personendosimetrie und Inkorporationskontrolle erfüllen diese Aufgabe.

Der überwiegende Teil der beruflichen Strahlenexposition wird sowohl hinsichtlich der Anzahl der Überwachten als auch hinsichtlich der Höhe der Dosen durch Photonen verursacht. Die meisten Auswertungen in der Personendosisüberwachung der bundesdeutschen Meßstellen entfallen somit auf Photonendosimeter. Von diesen waren über 95 % Filmdosimeter, weniger als 1 % Phosphatglasdosimeter und etwa 3 % Thermolumineszenzdosimeter; die letzteren werden ausschließlich als Teilkörperdosimeter eingesetzt.

Der Grund für die bevorzugte Benutzung des Filmdosimeters ist, daß neben dem Dosismesswert selbst und der Möglichkeit seiner Archivierung zu Dokumentationszwecken noch zusätzlich Angaben über die Bestrahlungsbedingungen, wie z.B. Strahleneinfallsrichtung und -qualität, geliefert werden. Diese Angaben helfen in vielen Fällen bei der Ermittlung der Körperdosis und sind deshalb bei erhöhten Expositionen von besonderem Wert und ermöglichen gezielte Maßnahmen zur Verbesserung der Arbeitsbedingungen.

Im Falle der Beta-Strahlung ist die erzeugte Dosis in den meisten Fällen eine Teilkörperdosis der Haut an den unbedeckten Extremitäten. Sie wird überwiegend durch Teilkörperdosimeter mit Thermolumineszenzsonden überwacht. Als Kontrolldosimeter für die Bestrahlung der übrigen Körperpartien hat das Filmdosimeter nach wie vor Bedeutung und ist entsprechend dieser Aufgabenstellung für den Nachweis mittlerer und harter Beta-Strahlung geeignet.

Die Neutronendosimetrie hat nicht denselben Qualitätsstandard erreicht wie die Photonendosimetrie. Es wird empfohlen, die Entwicklung verbesserter Meßverfahren für die Neutronen-Personendosimetrie voranzutreiben.

Bei der Inkorporation radioaktiver Stoffe wird die Körperdosis aus der zugeführten Aktivität eines Radionuklids oder Nuklidgemischs und den entsprechenden Dosisfaktoren ermittelt. Die zugeführte Aktivität und das entsprechende Nuklidspektrum können über Messung der Aktivitätskonzentration am Arbeitsplatz oder über Ganzkörper- und Ausscheidungsmessungen ermittelt werden. Es wird jeweils dasjenige Verfahren angewendet, für das die benötigten Daten vollständiger oder genauer bekannt sind bzw. bestimmt werden können. Unter diesen Voraussetzungen ist unbestritten, daß die Meßgenauigkeit ausreicht, um die Einhaltung der Grenzwerte der Strahlenexposition nachzuweisen.

Die SSK stellt fest, daß der Strahlenschutz und insbesondere die qualifizierte Personendosisüberwachung der Beschäftigten in kerntechnischen Anlagen stets gewährleistet war und ist.

Radiologische Bewertung des Plutoniums

Bei der Beurteilung der Strahleneinwirkung durch Plutonium ist nicht so sehr die äußere, sondern vielmehr die innere Strahleneinwirkung bedeutsam, wie dies auch bei anderen Alpha-Strahlern, z.B. bei den natürlich vorhandenen Thorium- und Radiumisotopen, der Fall ist. Diese natürlichen Radionuklide haben mit den für den Strahlenschutz bedeutsamen Plutoniumisotopen gemeinsam, daß ihre physikalische Halbwertszeit und ihre Verweildauer im Organismus sehr lang sind. Diese lange Zeitdauer der Bestrahlung sowie die hohe biologische Wirksamkeit der Alpha-Strahlen sind in Dosisfaktoren berücksichtigt, mit denen man bei bekannter Inkorporation die daraus resultierende Strahlendosis berechnen kann.

Betrachtet man für Plutonium die Dosisfaktoren im einzelnen, so zeigt sich, daß sie mit denjenigen der natürlich vorhandenen Thorium- und Uranisotope vergleichbar sind. Die Dosisfaktoren sind im Falle der Ingestion um etwa den Faktor 100 niedriger als im Falle der Inhalation. Der Grund hierfür ist durch die geringe Aufnahme der Plutonium-Verbindungen aus dem Verdauungstrakt in das Blut bedingt.

Plutonium kann in der Atemluft, in Kontaminationen des Arbeitsplatzes, der Arbeitskleidung und der Haut und in den entsprechend aufgearbeiteten menschlichen Ausscheidungen hinreichend genau nachgewiesen werden. Bezüglich der Überwachung möglicher Inkorporationen ist eine ähnliche Situation gegeben wie beim Umgang mit Chemikalien, mit deren Inkorporation ein Gesundheitsrisiko für die Beschäftigten verbunden sein kann.

Bei normalem Betriebsablauf erfolgt die Ermittlung der Plutonium-Inkorporation aus den gemessenen Werten der Luftkontamination. In besonders angezeigten Fällen kann aus Inkorporations- und Ausscheidungsmessungen unter Einbeziehung biokinetischer Daten die Zufuhr an Plutonium ermittelt werden. Zur weiteren Absicherung der Inkorporationskontrolle werden die mit Plutonium Beschäftigten zudem durch regelmäßige Urin- und Inkorporationsmessungen überwacht. Somit

sind genügend Möglichkeiten gegeben, die Grenzwerte für Plutonium-Inkorporation sicher einzuhalten.

Für beruflich strahlenexponierte Personen in der Bundesrepublik sei hier stellvertretend auf die Auswertung der Plutonium-Analysen der letzten 13 Jahre, die vom Kernforschungszentrum Karlsruhe durchgeführt wurden, verwiesen. Hierbei wurden über 4000 Personen untersucht. Bei nur 2% ergaben sich nachweisbare Werte oberhalb von 5% des Grenzwertes der Jahresaktivitätszufuhr. Bei 3% der untersuchten Personen wurden Überschreitungen festgestellt, die bis zum Dreifachen dieses Grenzwertes reichten.

Die langjährigen Beobachtungen bei Kernkraftwerken zeigen, daß die Plutonium-Emissionen zu einer Strahlenexposition der Bevölkerung in der Umgebung von Kernkraftwerken führen, die weitaus geringer ist als diejenige durch andere Radionuklide. Hierbei ist anzumerken, daß die Gesamtdosis als Folge der Emission aller Radionuklide aus Kernkraftwerken klein gegenüber der Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenexposition ist.

Das System der Dosisbegrenzung, wie es in der bisherigen und in der novellierten Strahlenschutzverordnung niedergelegt ist, gilt für alle kerntechnischen Anlagen und damit auch für Wiederaufarbeitungsanlagen. Damit ist sichergestellt, daß generell die aus dem bestimmungsgemäßen Betrieb von kerntechnischen Anlagen resultierende Strahlenexposition der Bevölkerung klein im Vergleich zur natürlichen Strahlenexposition ist.

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

Zur Vorbereitung seiner Beschlußfassungen setzt der KTA Unterausschüsse ein. Bislang waren dies drei Unterausschüsse mit allgemeinen Aufgaben (KTA-Regelprogramm, Rechtsfragen, sicherheitstechnische Grundsatzfragen) und 16 fachlich orientierte Unterausschüsse. Als im September 1988 turnusmäßig die KTA-Mitglieder neu berufen wurden, setzte der neu zusammengesetzte KTA auch seine Unterausschüsse neu ein und reduzierte dabei ihre Zahl auf acht. Diese Maßnahme wurde aus der Überlegung abgeleitet, daß sich die Arbeit des KTA in der nächsten Zeit zunehmend von der Aufstellung neuer Regeln auf die Pflege und Erhaltung des Regelwerks verlagern wird. Diese neuen Unterausschüsse (UA) sind:

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

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

Sie bedienen sich dabei insbesondere bei Textfassungen, deren Verabschiedung als Regelentwurf angestrebt wird, einer Umfrage bei den KTA-Mitgliedern, um noch bestehende unterschiedliche Auffassungen in einen Text einfließen zu lassen. Die Unterausschüsse erarbeiten dann die Beschlußvorlage für den Kerntechnischen

Ausschuß. Die Beschlußvorlage enthält den Wortlaut einer Regel und den Vorschlag, ihn als Regelentwurf zu verabschieden, oder, wenn ein Regelentwurf der Öffentlichkeit zur Einreichung von Änderungsvorschlägen bereits vorgelegen hatte, ihn als Regel aufzustellen.

Von der Geschäftsstelle wurden 27 Unterausschußsitzungen betreut. In dieser Phase der Regelerstellung besteht die Aufgabe der Geschäftsstelle hauptsächlich darin, die verschiedenen Stellungnahmen zu einer Textfassung eines künftigen Regelentwurfs oder Änderungsvorschläge zu einem Regelentwurf so aufzubereiten, daß sie beratungsfähig werden. Das heißt, formale Anforderungen an Inhalt, Aufbau und äußere Form sind abschließend einzuarbeiten und Beratungsergebnisse eines Unterausschusses in die Textfassung einzubringen.

Regelentwürfe werden im Auftrag des KTA von Arbeitsgremien vorbereitet. Der KTA-Auftrag zur Vorbereitung eines Regelentwurfs wird aus sachlichen Gründen an eine bestimmte Institution vergeben, die das Arbeitsgremium einberuft.

Häufig wird vor der Aufnahme einer Regelerstellung durch einen Vorbericht geklärt, welche Kenntnisse über ein Regelthema bereits vorhanden und in entsprechenden Unterlagen festgelegt sind, ob das Thema regelfähig ist und welche Gliederung für eine künftige Regel dem KTA vorgeschlagen werden kann. Vorberichte werden von dafür eingesetzten Arbeitsgremien angefertigt. Im Jahr 1988 gab der KTA zwei Vorberichte in Auftrag. Einer hat rechnergestützte Leittechnik, der andere Spannbeton-Reaktordruckbehälter für Hochtemperaturreaktoren zum Gegenstand.

Bei vielen Regelvorhaben unterstützt die Geschäftsstelle die jeweiligen Auftragnehmer, indem sie die Betreuung der Arbeitsgremien übernimmt. In dieser Phase liegt das Hauptgewicht der Regelarbeit darin, einen geschlossenen Text zu erarbeiten, der die sicherheitstechnischen Anforderungen zu einem Thema enthält. 38 Sitzungen von Arbeitsgremien haben im Jahr 1988 stattgefunden. In vielen Fällen erweist es sich als zweckmäßig, themati-

sche Schwerpunkte in Arbeitsgruppen, die aus Mitgliedern des Arbeitsgremiums gebildet worden sind, zu erörtern und für die Textarbeit vorzubereiten. Auch in der Endphase einer Texterstellung wird die redaktionelle Bearbeitung zweckmäßig in solchen Arbeitsgruppen vorgenommen. Schließlich sind es Arbeitsgruppen, die häufig die Zusammenhänge mit und die Abgrenzung gegenüber anderen Regelvorhaben klarstellen. So sind diese Arbeitsgruppen ein wichtiges Element bei der Regelerstellung. 82 Sitzungen von Arbeitsgruppen haben im Berichtsjahr stattgefunden.

Neben der weiteren Vervollständigung des KTA-Regelwerks ist auf seine ständige Überarbeitung hinzuweisen. Gegenwärtig steht im Vordergrund, die aufgestellten Regeln zu ergänzen und Lücken aufzufüllen. Anlässlich solcher Überarbeitungen wird auch der bereits vorhandene Erfahrungsrückfluß aus der Regelanwendung in der Praxis berücksichtigt. Derartige Überarbeitungen werden als Änderungsverfahren durchgeführt, die in ihrer formalen Abwicklung denen der Regelerstellung entsprechen. Von den 68 Regeln sind insgesamt 15 Regeln bisher geändert worden. Gegenwärtig laufen 14 Änderungsverfahren, bei einem von ihnen liegt ein Entwurf zur Änderung der Regel vor.

Alle Regeln sind entsprechend den Forderungen der Verfahrensordnung zur Erstellung sicherheitstechnischer Regeln bis spätestens fünf Jahre nach ihrer Aufstellung auf ihre Aktualität zu überprüfen. Von den neun im Berichtszeitraum überprüften Regeln wurde bei sechsen festgestellt, daß sie nicht geändert werden müssen.

Zum Jahresende 1988 umfaßte das KTA-Regelwerk:

- 68 Regeln²⁾,
- 9 Regelentwürfe²⁾,
- 22 Regelentwürfe in Vorbereitung,
- 5 Vorberichte.

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

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

Sachgebiet	KTA-Nr.	Regeln und Regelentwürfe (in der Fassung 9/88)
Organisation, Arbeitsschutz und Qualitätssicherung	1301.2	Berücksichtigung des Arbeitsschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken, Teil 2: Betrieb (Entwurf zur Änderung der Regel)
	1404	Dokumentation beim Bau und Betrieb von Kernkraftwerken (Regelentwurf)
Gesamtanlage und bauliche Anlagen	2501	Bauwerksabdichtungen von Kernkraftwerken (Regel)
Kühlsysteme	3205.3	Komponentenstützkonstruktionen mit nichtintegralen Anschlüssen, Teil 3: Serienmäßige Standardhalterungen (Regelentwurf)
Instrumentierung und Reaktorschutz	3504	Elektrische Antriebe des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken (Regel)
	3904	Warte, Notsteuerstelle und örtliche Leitstände in Kernkraftwerken (Regel)
Sicherheits-einschluß	3401.1	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl, Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen (Regeländerung)
	3404	Abschließung der den Reaktorsicherheitsbehälter durchdringenden Rohrleitungen von Betriebssystemen im Falle einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen in den Reaktorsicherheitsbehälter (Regel)
Aktivitätskontrolle und -führung	1502.2	Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken, Teil 2: Kernkraftwerke mit Hochtemperaturreaktor (Regelentwurf)
	1508	Instrumentierung zur Ermittlung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe in der Atmosphäre (Regel)
	3605	Behandlung radioaktiv kontaminierter Gase in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren (Regelentwurf)
Versorgungs- und Hilfseinrichtungen	3705	Schaltanlagen, Transformatoren und Verteilungsnetze zur elektrischen Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken (Regel)

Tabelle 8.1: Im Jahr 1988 aufgestellte Regeln und beschlossene Regelentwürfe

Nachdem zehn Regelvorhaben eingestellt worden sind, umfaßt das Regelprogramm 104 Themen. Die im Jahr 1988 aufgestellten Regeln und die beschlossenen Regelentwürfe sind in Tabelle 8.1 zusammengestellt.

In der Zeit vom 7. bis 10. November 1988 fand das „Internationale Symposium über die regulatorische Praxis und sicherheitstechnische Regeln für Kernkraftwerke“ im Europäischen Patentamt in München statt. Es wurde vom Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) zusammen mit der Internationalen Atomenergie Agentur (IAEA) und der Kernenergieagentur (NEA) der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) veranstaltet. In

die fachliche Vorbereitung und Durchführung war die KTA-Geschäftsstelle maßgeblich einbezogen. Die organisatorische Vorbereitung und Durchführung lag für die bundesdeutsche Seite bei der GRS-Garching. An der Konferenz nahmen Vertreter aus 32 Ländern und von vier internationalen Organisationen teil. 50 Vorträge aus 17 Ländern und aus zwei internationalen Organisationen waren vorgelegt worden. Mehr als 200 Teilnehmer, vornehmlich von Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden, waren anwesend. Es wurde über Aufgaben und Aufbau nationaler Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden berichtet sowie über technische und betriebliche Aspekte bei der Durchführung der regulatorischen Praxis. Besonders wurden Entwicklungen und Trends erörtert, die sich

aus dem Bemühen ergeben, den Schutz bei in Betrieb befindlichen Anlagen auch für den Bereich auslegungsüberschreitender Störfälle zu erhöhen, die Sicherheit periodisch nachzuweisen sowie allgemein akzeptierte probabilistische Nachweisverfahren einzuführen. Dieser Thematik wurde auch eine Paneldiskussion gewidmet. Schließlich wurden Fragen behandelt, die sich aus grenznahen Standorten von Anlagen wie auch aus ihrem Export oder Import ergeben.

In einem die Konferenz abschließenden Panel wurde über Notwendigkeit, Möglichkeiten und Grenzen einer Harmonisierung von regulatorischen Praktiken und von Standards diskutiert. Übereinstimmung bestand in folgenden Punkten:



Das Auditorium (Foto: Richter)

Die „Basic Safety Principles“ (IAEA-75-INSAG-3) und die seit 1986 überarbeiteten fünf NUSC-Codes sind ein geeigneter Rahmen, auf den nationale Regelungen abgestimmt werden sollten. Eine weitergehende Vereinheitlichung von Regeln und regulatorischer Praxis erscheint als nicht zweckmäßig, weil rechtliche und technische Traditionen, Struktur der Behörden, Erfahrungen, auch Ausbildung und Auswahl von Personal unterschiedlich sind. Vor einer „Überregulierung“ wurde gewarnt.

Es sollten aber Schritte unternommen werden, die unterschiedlichen nationalen Verhältnisse sich gegenseitig näherzu-

bringen, und es sollten für die Bewertung der Sicherheit von Kernkraftwerken gleichwertige Verfahren eingeführt werden.

Die Anwesenheit von Vertretern vieler Behörden, die Diskussion der aktuellen Probleme und die festgestellten Übereinstimmungen sowie der ausdrücklich geäußerte Wunsch nach einer Fortsetzung dieser internationalen Zusammenarbeit machten den Erfolg des Symposiums aus.

Bereits 1981 hat eine Informations- und Dokumentationsstelle (IuD-Stelle) in der GRS ihre Tätigkeit aufgenommen. Sie beschäftigt sich mit der professionellen Informationsbeschaffung für die wissenschaftlich-technischen Mitarbeiter der GRS und der fachlichen Aufbereitung der in der GRS vorhandenen Literatur für die eigenen Bibliotheks- und IuD-Datenbanken. Die GRS-IuD ist dazu mit moderner PC-Hard- und -Software sowie entsprechenden Telekommunikationseinrichtungen ausgestattet und an die GRS-eigenen Rechenanlagen in Garching und Köln angeschlossen (Bild 9.1).

Externe Quellen

On-line-Datenbanken

Neben der Informationsbeschaffung aus konventionellen Medien, z. B. Nachschlagewerken und Referateorganen, haben sich Informationsdatenbanken in den vergangenen Jahren durchgesetzt. Die GRS-IuD hat Nutzungsverträge mit 19 nationalen und internationalen kommerziellen Datenbankanbietern (Hosts) geschlossen, bei denen Informationen in bibliographischen, numerischen, Fakten- und Volltextdatenbanken on line, d. h. im direkten Dialog, am Bildschirm abgerufen werden können (Bild 9.2).

Zur Zeit können etwa 2000 On-line-Datenbanken von der GRS-IuD direkt über Telekommunikationseinrichtungen angesprochen werden. In diesen Datenbanken werden Recherchen und Informationsabonnements – sogenannte Periodische Profildienste – durchgeführt und bei Bedarf am Bildschirm im direkten Dialog mit den Datenbanken optimiert. Die Ergebnisse lassen sich auf dem Drucker der IuD-Stelle ausgeben. Die On-line-Literaturrecherche arbeitet definierte Fragestellungen retrospektiv ab, beispielsweise darüber, welche Informationen es über die Auslegung bundesdeutscher Kernkraftwerke gegen Flugzeugabsturz gibt. Das Informationsabonnement überprüft, welche neue Literatur eines vorher definierten Interessenprofils im Rhythmus der Aktualisierungszyklen der relevanten Datenbanken hinzugekommen ist. Damit erhält der Besteller laufend und automatisch einen aktuellen

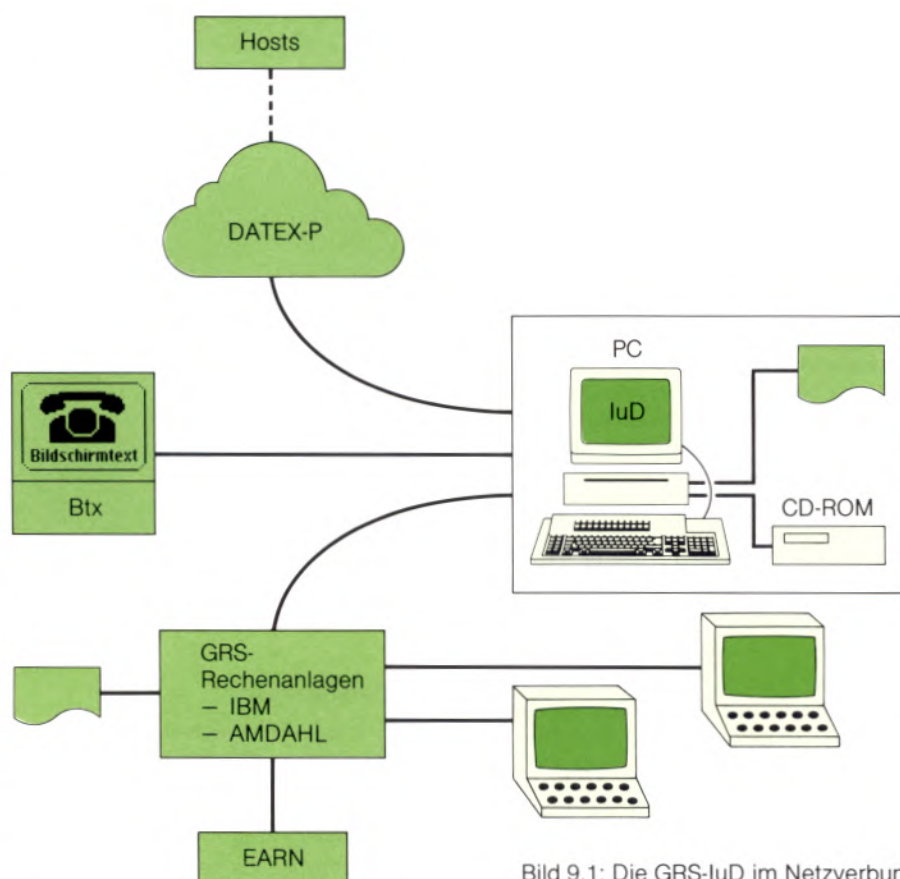


Bild 9.1: Die GRS-IuD im Netzverbund

BIS/BRIS	ECHO	LDS
Data Centralen	ESA	Mead
data-star	FIZ-Technik	Newsnet
DIALOG	GBI	Pergamon
DIMDI	Genios	SDC
DPA	IP SHARP	STN
		Wharton

Bild 9.2: Hostverbindungen der GRS-IuD

Überblick zum Stand von Wissenschaft und Technik auf seinem Arbeitsgebiet. Neben Literaturrecherchen werden auch vermehrt Primärinformationen in On-line-Datenbanken abgefragt, z. B. chemische oder physikalische Stoffwerte, komplette Volltexte aus Fachzeitschriften, Pressemeldungen oder statistische Zeitreihen.

CD-ROM

Die CD-ROM-Technik (Compact Disc Read Only Memory) ist bereits von der Musikwiedergabe bekannt. Dort hat sie sich wegen der hohen Tonqualität als Konkurrent der Schallplatte etabliert. Eine CD-ROM kann ca. 550 Megabyte (MB) speichern. Bei reiner Textinformation entspricht dies ca. 270 000 vollgeschriebenen DIN-A4-Seiten. Daher bietet sie sich aufgrund ihrer Speicherkapazität als idealer Massenspeicher für die professionelle Informationsvermittlung an.

Die GRS-luD hat im ersten Quartal 1988 einen CD-Player angeschafft, der mit entsprechender Hard- und Software an einen PC angeschlossen wurde. Inzwischen konnten verschiedene professionelle CD-ROM-Datenbanken getestet werden. So nahm die GRS-luD als zweiter bundesdeutscher Teilnehmer – neben dem Fachinformationszentrum Karlsruhe – an der internationalen Evaluierungsphase der INIS-Datenbank auf CD-ROM der Internationalen Atomenergieorganisation IAEA im Sommer teil.

Für den praktischen Einsatz wurden inzwischen CD-ROM-Datenbanken angeschafft. Dazu gehört beispielsweise die des National Technical Information Service (NTIS) in den USA. Die gewonnenen Erfahrungen unterstreichen, daß die CDs eine interessante und leistungsfähige Ergänzung zum Angebot der On-line-Datenbanken bilden.

Btx

Auch den Bildschirmtext (Btx) der Deutschen Bundespost setzt die GRS-luD in der Informationsbeschaffung ein. Nach einer gewissen Stagnation dieses Mediums in den vergangenen Jahren ist nun ein neuer Angebotsschub bei Btx erkennbar.

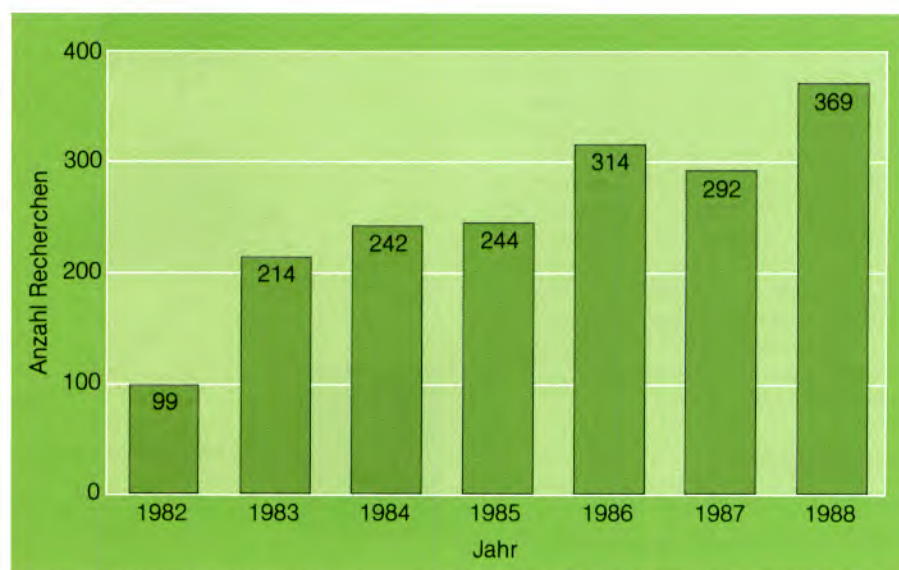


Bild 9.3: luD-Recherchen (Arbeitsaufwand mehr als 1 h)

GRS-Datenbanken

Bereits in der Anfangsphase der luD hat die GRS erkannt, daß neben der Nutzung externer Quellen ein weiterer Schwerpunkt in der Dokumentation der im Hause vorhandenen Literatur und des publizierten Expertenwissens der Mitarbeiter liegen muß. Daher wurden bereits sehr früh Konzepte erarbeitet, um diese Informationen in Datenbanken inhouse zu speichern. Als Datenbankmanagementsystem kommt dafür das Produkt „Storage and Information Retrieval System“ (STAIRS) von IBM zum Einsatz. Parallel zur Entwicklung der Datenbanken wurde ein „GRS-Thesaurus Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“ aufgebaut. Dieses Verzeichnis enthält ca. 2000 normierte Fachtermini (Deskriptoren bzw. Keywords) zu den Arbeitsgebieten der GRS. Die dritte Auflage ist in Vorbereitung. Mit dem GRS-Thesaurus wird die in die GRS-Datenbanken eingehende Literatur zusätzlich inhaltlich beschrieben.

BISS

Das „Bibliotheksinformations-System mit STAIRS“ (BISS) ist eine gemeinsame Entwicklung der luD und der Bibliothek. Diese

Datenbank ersetzt seit 1983 den Zettelkatalog der Bibliotheksteile in Garching und Köln. Sie hat einen Bestand von 24 690 Dokumentationseinheiten (DE) und setzt sich aus den Teildatenbanken KISS (21 541 DE) und MISS (3149 DE) zusammen. Damit ist ein On-line-Verbund entstanden, der die Bestände der beiden Bibliotheksteile als Gesamtkatalog der GRS bereitstellt. Die Neuzugänge der Bibliothek werden von der luD auf der Basis des GRS-Thesaurus inhaltlich beschrieben.

GLIS

Die Datenbank „Graue-Literatur-Informationssystem mit STAIRS“ (GLIS) wurde zusammen mit der Gruppe Information entwickelt. GLIS hat einen Bestand von 8691 DE. In dieser Datenbank werden Informationsmaterialien gesammelt, die Ad-hoc-Anfragen der Fachabteilungen und der Vorbereitung von Vorträgen und Veröffentlichungen dienen. Die GRS verfügt über einen umfangreichen Bestand an Dias, die von der luD dokumentiert und ebenfalls in GLIS integriert werden. Ein Teil der Bilder ist bereits textmäßig erfaßt. Etwa 1800 Diavorlagen wurden bisher gescannt und sollen gemeinsam mit den

Texten über Bildschirm abrufbar gemacht werden.

Weiterhin wurden alle Vorträge und Veröffentlichungen von GRS-Mitarbeitern für GLIS aufgearbeitet. Dieses Firmenwissen wird dann als sogenannte „Corporate-Intelligence-Datenbank“ in einem internen On-line-System zusammengefaßt werden.

A I S

Das „Abteilungsinformations-System mit STAIRS“ (AIS) ist ein Service der IuD für die Fachabteilungen. Mit AIS werden speziell auf die Informationsbedürfnisse der Fachabteilungen zugeschnittene Einzeldatenbanken angeboten. Sie dienen der DV-gestützten Dokumentation ihrer Informationen. Bei Bedarf werden gemeinsam mit dem Fachbereich DV derartige Datenbanken konzipiert.

Die DV-gestützte Informationsvermittlung erlebte in den vergangenen Jahren überdurchschnittliche Zuwächse. Die Entwicklung der GRS-IuD entspricht diesem Trend (Bild 9.3). Dies zeigen die Zuwachsraten der vergangenen Jahre deutlich: 1988 waren es 26%.

*K.-A. Höpfner
Abt. Kommunikation*

10 Zwölftes GRS-Fachgespräch

Neuere Forschungsergebnisse zur Erhöhung der Reaktorsicherheit wurden im November rund 300 Gästen aus dem In- und Ausland auf dem 12. Fachgespräch der GRS im Kölner Gürzenich vorgestellt. Den Rahmen für die Fachvorträge bildeten die Ansprachen der beiden GRS-Geschäftsführer, Prof. Dr. Adolf Birkhofer und Gerald Hennenhöfer, die Begrüßung von Staatssekretär Dr. Albert Probst, der in Vertretung von Bundesminister Dr. Heinz Riesenhuber das Wort an die Zuhörer richtete, und der Festvortrag von Prof. Dr. Michael Stürmer, Direktor der Stiftung Wissenschaft und Politik.

In seiner Eröffnungsansprache wies Prof. Birkhofer darauf hin, daß ein großer und zunehmend wachsender Anteil der in unserer Nähe betriebenen Kernkraftwerke sich in Ländern mit sozialistischen Gesellschaftssystemen befindet. Die Auseinandersetzung mit der Technik dieser Anlagen sowie eine Kooperation mit diesen Ländern sei daher ein wichtiges Anliegen. Stillstand und Routine, so Prof. Birkhofer, seien für die Reaktorsicherheit gleichbedeutend mit Rückschritt. „Sicherheit kann auf Dauer nur in einem Klima des fortwährenden Bemühens nach Fortschritt und der ständigen kritischen Bewertung der Praxis gewährleistet werden.“

Die Bedeutung einer künftigen wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit den osteuropäischen Ländern, um international ein gleichwertiges, möglichst hohes Sicherheitsniveau zu erreichen, wurde auch von Dr. Probst hervorgehoben. Die Weitergabe von Forschungsergebnissen an solche Länder, die nur über geringe eigene Forschungskapazitäten verfügten, dürfe nicht an einem falsch verstandenen Kosten-Nutzen-Denken scheitern. Welcher Nutzen, fragte Dr. Probst, könne größer sein, als durch Kenntnisvermittlung Unfälle vermeiden zu helfen.

Er warnte auch vor einer weiteren Zunahme der Verbrennung fossiler Energieträger mit der Folge ernsthafter klimatischer Probleme. Die einzige saubere Energie, die in ausreichendem Umfang jederzeit zur Verfügung stehe, sei die Kernenergie. „Ich rechne fest damit, daß sich die zur Zeit eher kritische Einstellung zur friedli-

chen Nutzung der nuklearen Energie aufgrund der Klima-Problematik schon in der näheren Zukunft wieder wandeln wird“, äußerte Dr. Probst.

„Energie: Die endlose Geschichte — Die Energiefrage im historischen Wandel“ lautete der Titel des Festvortrages von Prof. Stürmer. Er zeichnete ein anschauliches Bild von der Energiewelt in verschiedenen geschichtlichen Zeiträumen und machte deutlich, in welchem Ausmaß die Energiefrage unser Leben bestimmt. Den Schwerpunkt seiner Ausführungen legte Prof. Stürmer auf die heutige Zeit, die Zeit der unterschiedlichsten energiepolitischen Szenarien und der Energieschocks, zu denen er auch Tschernobyl zählte.

Den Auftakt der Fachvorträge bildete das Referat „Reaktorsicherheitsforschung — Ergebnisse und Perspektiven“ von Dr. Manfred Banaschik. Vor dem Hintergrund einer hohen Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit der Kernkraftwerke stellte Dr. Banaschik die Frage, ob Reaktorsicherheitsforschung überhaupt noch nötig sei. Mit den forschungspolitischen Grundsätzen: Gewährleistung der Sicherheit von Mensch und Umwelt, Vorsorge für den Schutz der Bevölkerung und Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik hat er diese Frage eindeutig bejaht.

In den letzten 20 Jahren, erläuterte Dr. Banaschik, konzentrierten sich die Arbeiten auf Experimente und die Entwicklung theoretischer Modelle, die die Anforderungen an die Auslegung von Kernkraftwerken absichern sollten. Diese Arbeiten hätten erhebliche Sicherheitsreserven aufgezeigt und gleichzeitig dazu geführt, die Sicherheitstechnik weiterzuentwickeln. Zukünftiger Schwerpunkt in der Reaktorsicherheitsforschung werde die Analyse auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe sein, mit dem Ziel, vorbeugende Maßnahmen gegen Notfälle zu identifizieren.

Gleiche Zielsetzungen verfolgt auch der überwiegende Anteil der Forschungsarbeiten in Frankreich, wie Jean Bussac vom Commissariat à l'Energie Atomique darstellte. Nach Bussac wird sich allerdings in den kommenden Jahren aus dem zunehmenden Alter der Kernkraftwerke und den damit verbundenen Problemen ein steigender Forschungsbedarf ergeben, um das heute erreichte Sicherheitsniveau zu erhalten.

Voraussetzungen, Stand und Perspektiven beim Einsatz künstlicher Intelligenz, sogenannter Expertensysteme, für die Reaktorsicherheit schilderte Dr. Werner Bastl. Über die Möglichkeiten von Exper-

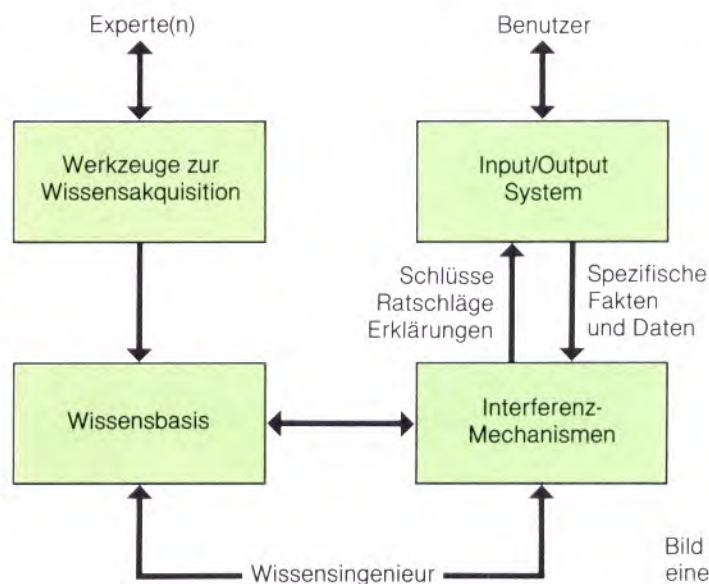


Bild 10.1: Grundstruktur eines Expertensystems

tensystemen sagte er: „Ein Expertensystem denkt nicht, sondern ist lediglich in der Lage, das Herangehen eines Experten an ein Problem nachzubilden. Es kann immer nur so gut sein, wie die in seiner Wissensbasis abgelegte Information“ (Bild 10.1). In den letzten Jahren kam es jedoch zu einer explosionsartigen Entwicklung von Expertensystemen. Und es wurden auch Systeme für Sicherheitsfragen in der Kerntechnik entwickelt. Dr. Bastl stellte fest, daß der eigentliche Durchbruch zur praktischen Anwendung von Expertensystemen noch nicht erreicht, aber in folgenden Bereichen zu erwarten sei: Als Wissensbasis und Analysehilfe für Sicherheitsuntersuchungen, als Diagnose- und Übungssysteme für einen sicheren Betrieb, zum Training von Notfallmaßnahmen, als Führungssystem vor Ort oder als Informationssystem in überregionalen Leitzentralen.

Welche Bedeutung experimentelle Untersuchungen für die Entwicklung und Prüfung (Verifikation) von Rechenprogrammen haben, erläuterte Dr. Klaus Wolfert. Seit mehr als 20 Jahren entwickelt die GRS im Auftrag des BMFT Rechenprogramme zur Simulation von Störfällen in Druck- und Siedewasserreaktoren. Bis vor einigen Jahren wurden die Rechenprogramme zur Analyse von Auslegungsstörfällen im Rahmen atomrechtlicher Genehmigungsverfahren bereitgestellt. Aufgrund der dabei verwendeten, vergleichsweise einfachen physikalischen Modelle wurden die Auswirkungen von Störfällen eher überschätzt. Heute, so Dr. Wolfert, gehe es darum, eine möglichst wirklichkeitsnahe Simulation des gesamten Störfall- und Unfallspektrums zu erreichen. Besonders wichtig seien daher Großexperimente mit einer Nachbildung von Reaktorkomponenten im Maßstab 1:1, wie die UPTF-Anlage, und Integraleexperimente mit der Nachbildung des gesamten Reaktorkühlsystems, wie PKL.

Victor Teschendorff berichtete über die Entwicklung des Rechenprogramms ATHLET, mit dem die GRS die Möglichkeit geschaffen hat, das gesamte Spektrum der Kühlmittelverlust- und Transientenstörfälle in Kernkraftwerken mit einem einzigen Programm zu berechnen (Bild 10.2). Dar-

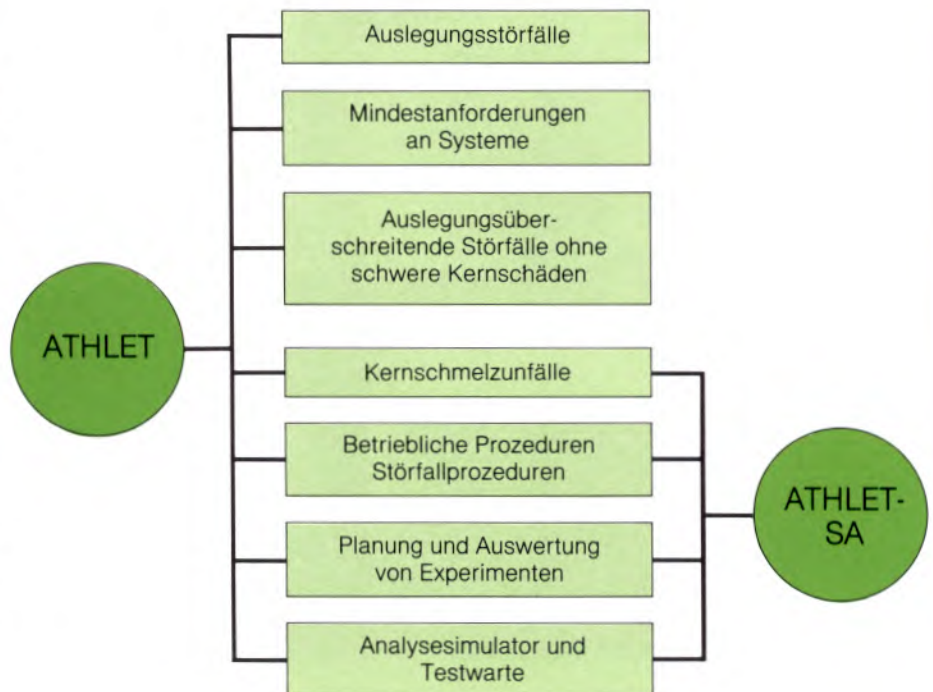


Bild 10.2: Anwendungsbereiche der Programme ATHLET und ATHLET-SA

über hinaus könnten mit ATHLET auch auslegungsüberschreitende Störfälle berechnet werden. Es sei geplant, für alle bundesdeutschen Druck- und Siedewasserreaktoren ATHLET-Datensätze zu erstellen und bei der GRS für Störfallberechnungen in akuten Situationen bereitzuhalten.

Neben weiteren Rechenprogrammen wird ATHLET auch im GRS-Analysesimulator eingesetzt. Analysesimulatoren, so schilderte Dr. David Beraha, können die im Kernkraftwerk ablaufenden dynamischen Prozesse nachbilden und analysieren. Damit habe man ein Werkzeug in der Hand, praktisch beliebige, also auch ungeplante Betriebszustände am Bildschirm durchzuspielen und zu bewerten.

Neuere Untersuchungen zur Risikominimierung durch anlageninternen Notfallschutz stellte Dr. Friedrich W. Heuser vor. Insbesondere die Arbeiten zur Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B, hätten gezeigt, daß eine Anlage auch dann noch Sicherheitsreserven besitzt,

wenn Sicherheitssysteme nicht wie vorgesehen eingreifen, sondern versagen. Diese Sicherheitsreserven könnten für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen (Accident Management) genutzt werden. Das Ziel dieser Maßnahmen sei es, auch unter erschwerten Bedingungen einen Unfall (Kernschmelzen) zu verhindern, oder aber, wenn dies nicht gelänge, die Schadensfolgen wirksam zu begrenzen. Als Maßnahmen nannte Dr. Heuser u. a. die Druckentlastung des Reaktorkühlkreislau- fes und die Wiederherstellung der Notkühlfunktion durch Wassereinspeisung sowie die automatische Beseitigung des beim Kernschmelzen produzierten Wasserstoffs.

Erstmals wurden bei diesem Fachgespräch Forschungsergebnisse der GRS auch in einer Poster-Session präsentiert (Bild 10.3). GRS-Angehörige erläuterten den interessierten Besuchern die Systeme zur Schadenfrüherkennung und Reaktordiagnose oder die Arbeiten der GRS im



Bild 10.3: Präsentation von GRS-Forschungsergebnissen auf einer Poster-Session

Zusammenhang mit verschiedenen Groß- und Integralexperimenten, wie UPTF und PKL.

Auf der Pressekonferenz zum Fachgespräch wurden die Entwicklung im laufenden Jahr und das Thema des Fachgesprächs dargestellt. Die 15 Journalisten zeigten besonderes Interesse an der vierten Sicherheitsebene (Accident Management), der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B, und am Einsatz künstlicher Intelligenz in Expertensystemen für die Reaktorsicherheit.

H. May
Abt. Kommunikation



Kontakte auf internationaler Ebene

Die GRS hält Kontakte mit den verschiedensten Ländern zum Erfahrungsaustausch sowie zur direkten Beratung und Mitarbeit in Gremien und Arbeitsgruppen. Bilaterale Kontakte bestehen zu den Ländern:

Ägypten	Indonesien	Schweiz
Argentinien	Italien	Spanien
Belgien	Japan	Taiwan
Brasilien	Jugoslawien	Türkei
Bulgarien	Kanada	UdSSR
DDR	Korea	Ungarn
Finnland	Mexiko	USA
Frankreich	Niederlande	VR China
Großbritannien	Polen	
Indien	Schweden	

Darüber hinaus unterhält die GRS ein Büro in Washington/USA mit einem dafür abgestellten Mitarbeiter.

Mitarbeit in internationalen Organisationen

Die GRS sieht es in besonderem Maße als ihre Aufgabe, in Arbeits- und Entscheidungsgremien folgender internationaler Organisationen mitzuarbeiten:

- International Atomic Energy Agency (IAEA)
- Organization for Economic Cooperation and Development/Nuclear Energy Agency/Committee on the Safety of Nuclear Installations (OECD/NEA/CSNI)

- Commission of the European Communities (CEC)
- International Organization for Standardization (ISO)
- International Electrotechnical Commission (IEC)

Tätigkeiten für ausländische Stellen

Die seit Jahren stetig gewachsenen Kooperationen mit ausländischen Stellen konnten trotz hoher Auslastung durch gestiegene Inlandsaufgaben auf dem hohen Niveau des Vorjahres gehalten werden. Die wesentlichen Einzelvorhaben und Kontakte sind nachfolgend aufgeführt:

- Im Rahmen der Förderungsprogramme der Europäischen Gemeinschaft (EG) für neue Technologien arbeitet die GRS gemeinsam mit anderen europäischen Partnern in den Programmen ESPRIT (European Strategic Programme for Research and Development in Information Technology) und BRITE (Basic Research in Industrial Technologies for Europe), darin im einzelnen in den Vorhaben:

ESPRIT-PAQO

Rechnergestützte Überwachung und Fehlervorhersage an flexiblen Fertigungszellen (mit Erfolg abgeschlossen)

ESPRIT-REQUEST

Entwicklung und Prüfung von Methoden zum Nachweis der Zuverlässigkeit komplexer Softwareprogramme

BRITE

Rechnergestützte Methoden zur Überwachung von Prozeßanlagen.

- Die Beiträge der GRS zu den obigen Vorhaben führten zu einem verstärkten Interesse anderer Organisationen an der Mitarbeit unserer Gesellschaft auch bei künftigen Projekten. Daher ist die GRS an drei europäischen Konsortien beteiligt, die sich erfolgreich bei den folgenden EG-Forschungsprojekten beworben haben:

ESPRIT-SCOPE

Methodik zur Zertifizierung von Software

ESPRIT-DARTS

Demonstration fortschrittlicher Methoden zum Nachweis der Zuverlässigkeit von Computersystemen mit sicherheitsrelevanten Aufgaben

ESPRIT-ISEM

Informationstechnologie im Notfallmanagement

- An verschiedenen vergleichenden Untersuchungen (Benchmark Exercises) der EG, u. a. zu den Themen Quellterme (z. B. PHEBUS), Dosisabschät-

zung, Ereignisablaufanalysen, hat die GRS teilgenommen.

- Im Rahmen des Shared Cost Forschungsprogramms der EG, z. B. Methodenentwicklung für probabilistische Unsicherheitsanalysen, Code-Verifizierung, Spaltproduktfreisetzung, wurden Untersuchungen durchgeführt.
- Spezielle Studien für die EG wurden erstellt.

Neben den Arbeiten für die EG wurden im Berichtsjahr noch folgende Arbeiten erledigt bzw. begonnen:

- Entwicklung von Methoden und Erhebung von Zuverlässigkeitskenngrößen für eine Chemieanlage in Spanien
- Durchführung von Transientenanalysen für die neue DWR-Baulinie in England
- Durchführung von Transientenanalysen und Analysen zur Wasserstoff-Entstehung und -Verteilung für ein 500-MWe-Kernkraftwerk russischer Bauart in Finnland im Auftrag des finnischen Energieversorgungsunternehmens IVO
- Beratung der schwedischen Genehmigungsbehörde SKI im Zusammenhang mit der Bewertung der von den Betreibern inzwischen realisierten schadensmindernden Maßnahmen in schwedischen Kernkraftwerken für hypothetische Kernschmelzunfälle
- Analyse von Kühlmittelverluststörfällen mit großem Bruch und kleinem Leck unter der Annahme des totalen Ausfalls der elektrischen Energieversorgung mit ATHLET für das Reaktorkonzept VVER-1000/88 im Auftrag der UdSSR. Für den Fall des kleinen Lecks wurde die Wirksamkeit eines passiven Systems zur Wärmeabfuhr auf der Sekundärseite untersucht.
- Durchführung von bzw. Teilnahme an Seminaren im Rahmen deutsch-sowjetischer bzw. deutsch-deutscher Abkommen über wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit
- Beratung der niederländischen Genehmigungsbehörde zu möglichen Accident-Management-Maßnahmen für die

Kernkraftwerke Borssele (DWR) und Dodewaard (SWR)

- Fortführung der probabilistischen Sicherheitsanalyse für das chinesische Kernkraftwerk Qinshan gemeinsam mit chinesischen Experten
- Nachrechnung der Equivalent-Rod-Bundle-(ERB-2-)Korrelation zum Einsatz von Brennelementen deutschen Ursprungs in Westinghouse-Druckwasserreaktoren im Auftrag des staatlichen schwedischen Betreibers Vattenfall
- Information von Entscheidungsträgern aus Ägypten, Argentinien, Korea, China und Taiwan in der GRS über das deutsche Genehmigungsverfahren und neuere Ergebnisse der Reaktorsicherheitsforschung in der Bundesrepublik Deutschland
- Durchführung eines Seminars über Kernaussagen in Shanghai.

Mitarbeit in nationalen und internationalen Gremien

12

GRS-Mitarbeiter wirken maßgeblich in nationalen und internationalen Gremien mit, die sich mit Forschung und Entwicklung, Sicherheit und Genehmigung, Zuverlässigkeit und Qualitätskontrolle im Bereich der Kerntechnik befassen.

Mitarbeit in nationalen Gremien

- Beratungsgremien des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU)

Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit läßt sich in wesentlichen Fragen der Reaktorsicherheit von Sachverständigengremien beraten.

Reaktorsicherheitskommission (RSK)

Die GRS ist mit einem Mitglied in der RSK vertreten. Außerdem arbeiten sechs GRS-Sachverständige in 13 RSK-Ausschüssen mit.

Strahlenschutzkommission (SSK)

In drei SSK-Ausschüssen war die GRS mit zwei Mitarbeitern vertreten.

- Kerntechnischer Ausschuß (KTA)

Für den Kerntechnischen Ausschuß als regelgebendes Gremium stellt die GRS zwei Mitglieder und zwei Ersatzmitglieder. Ferner war ein GRS-Sachverständiger an den Arbeiten in einem KTA-Unterausschuß beteiligt. An den 46 laufenden Regelvorhaben in den beauftragten Arbeitsgremien arbeiteten 13 GRS-Sachverständige mit.

- Sonstige Gremien

In sechs Sicherheitsbeiräten für Kernkraftwerke und drei technisch-wissenschaftlichen Beiräten waren insgesamt fünf GRS-Mitarbeiter vertreten.

Mitarbeit in internationalen Gremien

- International Atomic Energy Agency (IAEA)

Insgesamt drei GRS-Mitarbeiter waren in den folgenden ständigen IAEA-Gremien tätig:

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

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

- Commission of the European Communities (CEC)

Insgesamt arbeiten neun GRS-Sachverständige bei folgenden CEC-Gremien mit:

- Ausschuß für Wissenschaft und Technik (AWT) der Kommission der Europäischen Gemeinschaften
- „Safety Working Group“ (Arbeitsgruppe SBR-Sicherheit) mit 2 Arbeitsgruppen: „Containment Loading and Response“ und „Whole Core Accident“
- Beratender Verwaltungs- und Koordinierungsausschuß (BVKA 5)
- LOBI-B Working Group
- Arbeitsgruppe „CEDB (Component Event Data Base) Data Suppliers“

- Organization for Economic Cooperation and Development (OECD)

Die GRS stellte ein Mitglied des „Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)“. Acht GRS-Mitarbeiter wirkten in den Principal Working Groups der OECD mit:

- Principal Working Group 1 „Operational Experiences and Human Factors“
- Principal Working Group 2 „Transients and Breaks“

- Principal Working Group 3 „Primary Circuit Integrity“
- Principal Working Group 4 „Source Term and Environmental Consequences“
- Principal Working Group 5 „Risk Assessment“
- Senior Group of Experts on Severe Accidents
- Fuel Cycle Group
- Reformed Group on Safety Research Programmes

In sieben Sub- bzw. Taskgroups waren sieben GRS-Mitarbeiter tätig.

- Sonstige internationale Tätigkeiten

Ein GRS-Angehöriger ist Mitglied der österreichischen Reaktorsicherheitskommission.

Die GRS-Arbeitsergebnisse finden ihren Niederschlag in Berichten, Studien und Gutachten, die für unsere Auftraggeber (Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden von Bund und Ländern) erarbeitet werden. In Abstimmung mit ihnen wird ein Teil als GRS-Berichte, als Veröffentlichungen in der Fachpresse und durch Informationsdienste publiziert. Das allgemein zugängliche Schrifttum wird nach vorgegebenen Verteilern versandt und ist auf Anfrage erhältlich.

Nach Gruppen gegliedert, wurden 1988 folgende Berichtsreihen, Informationsdienste und sonstige Schriften erarbeitet, veröffentlicht und versandt:

GRS-Berichtsreihen

- Jahresbericht
- GRS-Berichte
- Stellungnahmen zu Kernenergiefragen

GRS-Informationsdienste

- Translations – Safety Codes and Guides
- Faltblätter

Sonstige Veröffentlichungen

Im Auftrag des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit wurden Schriften erarbeitet, gedruckt und versandt.

Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften

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

Vorträge

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



GRS-Berichtsreihen

• Jahresbericht

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

• GRS-Berichte

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

Alle GRS-Berichte haben ein Report-Siegel mit laufender Nummer und Datum. Im Berichtszeitraum ist folgender GRS-Bericht erschienen:

Betriebserfahrungen und Reaktorsicherheit, Tagungsbericht

11. GRS-Fachgespräch München, 29. – 30. 10. 1987

• Stellungnahmen zu Kernenergiefragen

In den Stellungnahmen zu Kernenergiefragen wird der Notwendigkeit Rechnung getragen, die in der Öffentlichkeit kontrovers diskutierten Vor- und Nachteile der Kernenergie zu versachlichen. Sie tragen das Report-Siegel GRS-S mit Nummer und Datum.



GRS-Informationsdienste

• Translations – Safety Codes and Guides

Mit diesem Informationsdienst werden Übersetzungen deutscher kerntechnischer Regeln ins Englische hauptsächlich ins Ausland geliefert. Sie sind mit einer laufenden Nummer und der Jahreszahl gekennzeichnet. Im Berichtszeitraum erschienen keine neuen Ausgaben dieser Translations.

• Faltblätter

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

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

Sonstige Veröffentlichungen

Im Auftrag des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) übernahm die GRS im Berichtszeitraum den Versand für:

Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit und der vorliegenden Ergänzungslieferungen.

Im Auftrag des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) erarbeitete die GRS den Bericht:

Übersicht über besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland für das Jahr 1987

Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Pressedienst des BMU

Die Veröffentlichung ist in Vorbereitung.

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

Band 8: Zur beruflichen Strahlenexposition in der Bundesrepublik Deutschland, Klausurtagung der Strahlenschutzkommission 6. – 8. 11. 1985

Band 9: Radionuklide in Wasser-Schwebstoff-Sediment-Systemen und Abschätzung der Strahlenexposition

Band 10: Empfehlungen der Strahlenschutzkommission 1987 (Recommendations of the Commission on Radiological Protection 1987)

Band 11: Strahlenschutzfragen bei Anfall und Beseitigung von radioaktiven Reststoffen. Klausurtagung der Strahlenschutzkommission, 6. – 7. 11. 1986

Band 12: Aktuelle Fragen zur Bewertung des Strahlenkrebsrisikos. Klausurtagung der Strahlenschutzkommission, 5. – 6. 11. 1987

Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit.
Gustav Fischer Verlag, Stuttgart, New York, 1988



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:

Baumgärtel, K.:
Auswertungen von Forschungsarbeiten und Untersuchungen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit für die Ausführung des Atomgesetzes. Band II
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1987-175

Becker, A., H. Biesold und P. Handge:
Analysen über den Transfer von Radiojod über den Luft-Weide-Kuh-Milch-Pfad
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1988-181

Birkhofer, A., und F. Mayinger:
Neuere Entwicklungen in der Sicherheitsforschung und Sicherheitstechnik
atw 8/9, 1988

Bönigke, G.:
Betriebs- und Störfallverhalten schneller natriumgekühlter Reaktoren. Vorausrechnung von Inbetriebsetzungsversuchen des SNR 300
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1988-182

Bogorinski, P.:
How Do the Code Verification and Validation Projects HYDROCOIN and INTRACOIN Cope with Licensing Requirements for Nuclear Waste Repositories in the FRG?
Proceedings of the GEOVAL 1987 Symposium in Stockholm, 7. – 9. 4. 1987 Vol. II, S. 559 – 568, Stockholm, 1988

Bogorinski, P., B. Baltes, J. Larue und K.-H. Martens:
The Role of Transport Code Verification and Validation Studies in Licensing Nuclear Waste Repositories in the FRG
Radiochimica Acta, 44/45, 1988, S. 367 – 372

Bracht, K., A. K. Chakraborty, G. Herbold, E. Kersting und M. Tiltmann:
Untersuchungen zu schadensmindernden Maßnahmen – Abschlußbericht
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1988-191

Chakraborty, A. K.:
Catalytic Removal of Hydrogen
Kerntechnik, Oktober 1988, 53/1, S. 53 – 55

Erven, M., W. Nolte, J. von Linden und H. Weidlich:
Untersuchungen zu Ereignisabläufen für SWR-Anlagen unter Einbeziehung von Maßnahmen des anlagen-internen Notfallschutzes am Beispiel des Kernkraftwerks Krümmel (KKK)
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1988-188

Frey, W., H. Hörtnner, J. von Linden, G. Roppl und G. Reichart:
Deutsche Precursor-Studie
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1988-187

Grebner, H., und A. Höfler:
Zählbruchmechanische Analysen und Leckratenermittlung an einem Krümmer mit Längsschlitz
Tagungsband der Jahrestagung Kerntechnik 1988, S. 239 – 242

Gruner, P., und J. Jonczyk:
Sensitivity of the Response of Piping Systems Due to Variations of Important Parameters
Seismic Engineering 1988, ASME, PVP-Vol. 144, S. 25 – 30

Hauptmanns, U.:
Fault Tree Analysis and its Application to an Exothermal Reaction
in: Maltezon, S. P., A. K. Biswas und H. Sutter (Eds.): Hazardous Waste Management – Selected Papers from an International Expert Workshop Convened by UNIDO, Vienna, 22 – 26 Juni 1987; TYCOOLY, London und New York, 1989

Hauptmanns, U.:
Fault Tree Analysis for Process Plants
in: Kandel, A., und E. Avni (Eds.): Engineering Risk and Hazard Assessment, Vol. I, CRC Press, Inc., Boca Raton (Florida) 1988

Hicken, E. F.:
Ein Vergleich der Sicherheit von RBMK (Tschernobyl) mit LWR in OECD-Ländern
Hrsg.: Prof. Stichel, Universität Bielefeld: 52. Physiker-tagung, Karlsruhe: Hauptvorträge des Arbeitskreises Energie

Höld, A.:
Simulation of the Transient Behavior of a Natural Circulation U-Tube Steam Generator
Proceedings of the Eastern Simulation Conference on NPP Simulators, Orlando, 18. – 21. 4. 1988, Simulations Councils Inc., 1988, Simulators V, S. 173 – 179

Höld, A.:
Calculation of the Time Behavior of a PWR NPP During a Loss of Feedwater ATWS Case
Proceedings of the International ANS/ENS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety (NUCSAFE 88), Avignon, 2. – 7. 10. 1988, Vol. III, S. 1037 – 1047

Jahn, H., und E. Hofer:
Description of the MOD2/85 Version of the RALOC/FIPLOC Family. Part 2: Physical Modelling of Thermal Hydraulics and Integration Methods
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1988-199

Kafka, P., und H. Polke:
Intelligent Decision Aids for Abnormal Events in Nuclear Power Plants Reliability Engineering and System Safety 22 (1988) S. 355 – 370

G. E. Apostolatis (University of California), P. Kafka (GRS) und G. Mancini (CEC):
Accident Sequence Modelling. Human Actions, System Response, Intelligent Decision Support
Elsevier Applied Science Publishers, Barking/Essex, 1988

Kersting, E. J.:
Untersuchungen über Eingriffsmöglichkeiten bei Störfällen mit Ausfall von Sicherheitsfunktionen
Technische Mitteilungen 81 (1988) 1, S. 51 – 59

Kersting, E. J.:
Accident Management Measures
Kerntechnik, Vol. 53/1 (Okt. 1988)

Kersting, E. J.:
Beratungsstudie zu Accident Management Maßnahmen für die KKW Borssele und Dodewaard
SPH-03-09, ISBN 9034615359, März 1988

Keusenhoff, J.:
Das Rechenprogramm TESPA zur probabilistischen Beschreibung des Brennstabverhaltens nach Störfällen
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1988-190

Lange, F.:
Consequence Assessment for Design Basis Accidents in Nuclear Power Plants: Results of a Comparison Exercise Performed by the Commission of the European Communities
Proceedings of the Joint CEC/OECD (NEA) Workshop on Recent Advances in Reactor Accident Consequence Assessment, Rom 1988, Report EUR 11408 EN/ISBN 92-825-8424-0

Langhans, J.:
Inbetriebnahme, Verifikation und Weiterentwicklung des Rechenprogramms CONTAIN zur Unfallanalyse für SBR-Containments
Tagungsbericht zur „Jahrestagung Kerntechnik 1988“, S. 211 – 214

Liemersdorf, H., und L. Sütterlin:
Probabilistic Risk Assessment of Nuclear Power Plants for Seismic Events in the FRG
Nuclear Engineering and Design, 110, 1988, S. 165 – 169

Liemersdorf, H., und L. Sütterlin:
Concepts and Design Criteria for the Protection of Nuclear Facilities (and in Particular Power Plants) Against External Impacts in the FRG
Nuclear Engineering and Design, 110, 1988, S. 201 – 205

Mielke, H. G.:
SFR – Das Endlager für leicht- und mittelaktive Abfälle in Schweden. Übersicht und vorläufige Erkenntnisse zu sicherheitstechnischen Aspekten während der Betriebsphase
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1987-174

Forse, A. et al. (CEA) und Miró, J. E. et al. (GRS):
Comparison of Thermal Hydraulic Safety Codes for PWR System
Commission of the European Communities 1988, Graham & Trotman, London, Dordrecht, Boston

Morlock, G., und W. Müller:
Die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus radioaktiven Abfällen in abgeworfenen Einlagerungskammern in die Wetter eines Endlagers
Proceedings der 20. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz, FS-87-44-T, S. 349 ff.

Müller, W.:
– Überblick über die berufliche Strahlenexposition in Kernkraftwerken und in Anlagen des Brennstoffkreislaufs

– Strahlenschutzmaßnahmen in Kernkraftwerken im internationalen Vergleich
– Tätigkeitsbezogene Erfassung von Strahlenexpositionen
in: Zur beruflichen Strahlenexposition in der Bundesrepublik Deutschland, Veröffentlichungen der SSK, Bd. 8
Gustav Fischer Verlag, Stuttgart, New York 1988

Olma, B. J., und B. Schütz:
Körperschallüberwachung in Leichtwasserreaktoren. Internationaler Status
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1988-193

Pana, P.:
Grundlegende theoretische Betrachtungen zur Kondensation an Aerosolen
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1988-197

Pfeffer, W., E. Hofer (GRS), E. Nowak und H. Schnadt (TÜV Rhld.):
Parametrization of the Driving Time in the Evaluation or Fast Relocation Model of an Accident Consequence Code
Proceedings of the Joint CEC/OECD (NEA) Workshop on Recent Advances in Reactor Accident Consequence Assessment, Rom 1988, Report EUR 11408 EN/ISBN 92-825-8424-0, S. 312 ff.

Pfeffer, W. (GRS), H. Schnadt (TÜV Rhld.) und K. Burkart (KfK):
Driving Time in Evacuation
Radiation Protection Dosimetry Vol. 21, No. 1-3, 1987, S. 159 – 164

Schulz, H., und R. Sunder:
Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung für die Lebensdauer von Komponenten
Technische Mitteilungen 81 (1988) 1, S. 36 – 44

Schweigert, J., und G. Schnürer:
Einfluß des Fehlansprechens von Überstromschutzeinrichtungen auf die Zuverlässigkeit der Versorgung elektrischer Verbraucher
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1988-178

Simon, M.:
Sicherheitsreserven bei der Beherrschung von Störungen
Technische Mitteilungen 81 (1988) 1, S. 18 – 23

Stegmeyer, R., A. Sauter (MPA), A. Höfler, J. Sievers (GRS) und H. Kordisch (IWM):
3D-FE-Analysen an einem Druckbehälter unter Thermoschock
14. MPA-Seminar, Vortrag Nr. 9, Band 1, 1988

Urbahn, H., W. Müller und H. Marx:
Die Strahlenbelastung der Arbeitskräfte in deutschen Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren im Jahre 1986
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1988-185

Verstegen, C., und E. Lindauer:
Nutzung der Instandhaltungsunterlagen für den Erfahrungsrückfluß
Technische Mitteilungen 81 (1988) 1, S. 24 – 28

Wahba, A. B.:
Experiment Analysis Summary Report (EASR) of OECD LOFT LP-FP-1, Volume 3, Post-Test-Analysis; OECD LOFT LP-FP-1

Weidlich, H., und T. Seidl (TÜV Bayern):
Die schutzzielorientierte Vorgehensweise bei der Auswahl sicherheitstechnischer Maßnahmen
Technische Mitteilungen 81 (1988) 1, S. 45 – 51



Vorträge

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

Austregesilo, H., und T. Voggenberger:
Simulation of Control and Safety Systems within the German NPA
5th Summer School on Heat Transfer, Lappeenranta, 8. – 11. 8. 1988

Austregesilo, H., W. Frisch, G. Höppner und J. E. Miró:
Analysis of Multiple Failure Transients in BWRs with the System Code ATHLET
NUCSAFE '88 International ANS/ENS Conference on Thermal Reactor Safety, Avignon, 2. – 7. 10. 1988

Bachner, D.:
Informationen zur Lagebeurteilung – KFÜ und Ausbreitungsmodellierung
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von folgenschweren Ereignissen“, Köln, 23. – 24. 2. 1988

Banaschik, M.:
Überblick über die Aufgaben und Einrichtungen in der Kernenergie-technik und Genehmigung
Deutsch-Sowjetisches Seminar „Gewährleistung der Sicherheit von Kernkraftwerken bei der Projektierung, Errichtung sowie Betrieb, einschließlich Risikoanalyse“, Kurchatow-Institut, Moskau, 12. – 19. 9. 1988

- Banaschik, M.:
Reaktorsicherheitsforschung — Ergebnisse und Perspektiven
GRS-Fachgespräch, Köln, 3. — 4. 11. 1988
- Bastl, W.:
Perspektiven von Expertensystemen in der Reaktorsicherheit
GRS-Fachgespräch, Köln, 3. — 4. 11. 1988
- Bauernfeind, V., und D. Wach:
Anomaly Detection by Spectral Analysis of Incore Neutron Flux Fluctuations
OECD/NEA Specialists Meeting on Instrumentation and Reactor Core Assessment, Cadarache, 7. — 10. 6. 1988
- Beraha, D., und T. Voggenberger:
A Review of Simulator Activities at GRS
EHPG-Meeting on Computational Man-Machine Communication, Loen, Mai 1988
- Beraha, D., G. Lerchl und T. Voggenberger:
Analysesimulator, ein Werkzeug zur Beurteilung schutzzielorientierter Maßnahmen
GRS-Fachgespräch, Köln, 3. — 4. 11. 1988
- Berg, H. P. (PTB), H. G. Mielke, H. G. Riethe und W. Wurtinger (GRS):
Loads and Precautions Regarding the Design Base Accidents for the Planned Konrad Repository
International Symposium on Management of Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste, Stockholm, 16. — 20. 5. 1988
- Birkhofer, A.:
Anlageninterner Notfallschutz in Leichtwasserreaktoren
VDI-Gesellschaft Energietechnik, Hannover, 24. — 25. 2. 1988
- Birkhofer, A., und A. Jahns:
Severe Accidents: Analysis, Strategies and Accident Management in the FRG
IAEA/OECD International Symposium on Severe Accidents in Nuclear Power Plants, Sorrento, 21. — 25. 3. 1988
- Birkhofer, A.:
Die Behandlung von Störfällen im Rahmen der Risikoanalyse
2. Kolloquium der Arbeitsgruppe Umweltstandards: Fakten und Bewertungsprobleme am Beispiel des Strahlenrisikos
Akademie der Wissenschaften, Berlin, 15. 4. 1988
- Birkhofer, A., und F. Mayinger (TU München):
Neuere Entwicklungen in der Sicherheitsforschung und Sicherheitstechnik
Jahrestagung Kerntechnik, Travemünde, 17. — 19. 5. 1988
- Birkhofer, A.:
Applications of Safety Research and PSA to Nuclear Plant Design and Operations
EPRI Nuclear Power Division Advisory Committee Meeting, Philadelphia, 20. 5. 1988
- Birkhofer, A.:
Tendenzen und Ziele der Reaktorsicherheitsforschung
Deutsch-Sowjetisches Seminar „Gewährleistung der Sicherheit von Kernkraftwerken bei der Projektierung, Errichtung sowie Betrieb, einschließlich Risikoanalysen“, Kurchatow-Institut, Moskau, 12. — 16. 9. 1988
- Birkhofer, A.:
Severe Accident Management, Review of Some National Practices
IAEA General Conference, Scientific Afternoon, Wien, 22. 9. 1988
- Birkhofer, A.:
Safety Achievement Linked to Operational Experience and R&D Results Accumulated Till Now
NUCSAFE '88 International ANS/ENS Conference on Thermal Reactor Safety, Avignon, 2. — 7. 10. 1988
- Birkhofer, A.:
Trends in der nuklearen Sicherheitstechnik
Internationales Symposium über die regulatorische Praxis und über sicherheitstechnische Regeln für Kernkraftwerke, München, 7. — 10. 11. 1988
- Bogorinski, P.:
Stand der Verifikation und Validierung von Simulationsmodellen zur Langzeitsicherheit von Endlagern
Jahrestagung Kerntechnik, Travemünde, 17. — 19. 5. 1988
- Butz, H.-P.:
Sicherheit von Kernkraftwerken und Anlagen des Brennstoffkreislaufs — Überblick über die Situation in der Bundesrepublik Deutschland
Abendveranstaltung der Kolpingfamilie Grefrath, Grefrath, 22. 11. 1988
- Casper, H.:
Bisherige Schwerpunkte BMFT-geförderter Untersuchungen zum thermohydraulischen Anlagenverhalten
Konstituierende Sitzung des Projektkomitees Thermohydraulisches Anlagenverhalten, Hannover, 15. 4. 1988
- Chakraborty, A. K.:
Development of Catalytic Foils for Mitigation of Hydrogen Problems During a Core Melt-Accident
French-German Specialist Meeting on Hydrogen Aspects During S.A., Karlstein, 30. 6. — 1. 7. 1988
- Farber, G.:
Verifying Competence, Authorizations, Licenses
IAEA-Interregional Training Course on Qualification of Nuclear Power Plant Operations Personnel, Karlsruhe, 11. 4. — 19. 5. 1988
- Frisch, W., und D. Beraha:
Scope and Structure of the German Nuclear Plant Analyzer
5th Summer School on Heat Transfer, Lappeenranta, 8. — 11. 8. 1988
- Frisch, W.:
Accident Analysis Related to Core Design
Seminar on Reactor Core Design, Shanghai, 12. — 15. 9. 1988
- Goßner, S.:
Genehmigungsaspekte der computerunterstützten Leittechnik
SVA-Vertiefungskurs „Computereinsatz im Kernkraftwerk“, Winterthur, 28. — 30. 11. 1988
- Goßner, S.:
Anforderungen an den Nachweis der Lebensdauer störfallfester elektrischer Komponenten im Rahmen von Typprüfungen und wiederkehrenden Prüfungen
Behördenseminar „Sicherheitssystem Leittechnik“, Köln, 27. — 28. 9. 1988
- Gruner, P., P. Bachmann, P. Eisert und W. Kuntze (GRS), W. Eibl und F. H. Schlüter (Universität Karlsruhe):
Progress in the Posttest Analyses of a 1:6 Scale Lined and Reinforced Concrete Containment Model
4th Workshop on Containment Integrity, Arlington, 14. — 17. 6. 1988
- Heuser, F. W., H. Hörtnner und E. Kersting:
Ereignisabläufe mit anlageninternem Notfallschutz in der Risikostudie
GRS-Fachgespräch, Köln, 3. — 4. 11. 1988
- Hicken, E. F.:
Ein Vergleich der Sicherheit von RBMKs (Tschernobyl) mit Leichtwasserreaktoren in OECD-Ländern
Physiker-Frühjahrstagung der DPG, Karlsruhe, 19. 3. 1988
- Hicken, E. F.:
Elements of a Strategy for Safety Research Applied to Thermal Hydraulics of Severe Accidents
IAEA/OECD International Symposium on Severe Accidents, Sorrento, 21. — 25. 3. 1988
- Hicken, E. F. (GRS), und P. M. Herttrich (BMU):
Prevention and Mitigation of Severe Accidents Objective and Design Requirements for Containment Venting Systems
Specialists' Meeting on Filtered Containment Venting Systems, Paris, 17. — 18. 5. 1988
- Hicken, E. F.:
Forschungsarbeiten zu Ereignissen mit schweren Kernschäden
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von folgenschweren Ereignissen“, Köln, 7. — 8. 6. 1988
- Hicken, E. F., E. J. Kersting und J. Rohde:
FRG Perspective on Severe Accident Phenomena
3rd Chemical Congress of North America, Toronto, 5. — 10. 6. 1988
- Hicken, E. F.:
Survey of Codes and Verification in Thermal Hydraulics
NUCSAFE '88, International ANS/ENS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Avignon, 2. — 7. 10. 1988
- Hicken, E. F. (GRS), und R. Caruso (OECD):
International Standard Problems
NUCSAFE '88, International ANS/ENS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Avignon, 2. — 7. 10. 1988
- Höfler, A., H. Grebner und O. Haber:
Elastoplastische Rohrleitungsanalyse mit ADINA-PIPE-Elementen
Seminar über ADINA, Version 5, Bad Windsheim, 16. — 17. 5. 1988

- Höld, A.:
Simulation of the Transient Behavior of a Natural Circulation U-Tube Steam Generator
Eastern Simulation Conference on Nuclear Power Plant Simulators, Orlando, 18. – 21. 4. 1988
- Höld, A.:
Calculation of the Time Behavior of a PWR NPP During a Loss of Feedwater ATWS Case
NUCSAFE '88, International ANS/ENS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Avignon, 2. – 7. 10. 1988
- Hüttermann, B.:
Die friedliche Nutzung der Kernenergie, ihre Chancen, Notwendigkeiten, ihre Risiken und Gefahren
Lion's Club Limburg, Limburg, 6. 5. 1988
- Jonczyk, J., und P. Gruner:
Sensitivity of the Response of Piping Systems Due to Variations of Important Parameters
The 1988 ASME Pressure Vessels and Piping Conference, Pittsburgh, 19. – 23. 6. 1988
- Kafka, P.:
Study on Precursors
IAEA Interregional Training Course, Argonne, 10. 3. 1988
- Kafka, P.:
Application of PSA and SRA in the FRG
IAEA Interregional Training Course, Argonne, 11. 3. 1988
- Kafka, P.:
Study on Precursors
IAEA Interregional Training Course on PSA in Safety-Decision-Managerial Decision, Oldbury-on-Severn, 23. 6. 1988
- Kafka, P.:
Computerized Systems for High Level Information Processing and Decision Making in the Field of PSA
International School of Reliability and Safety, Bulgarian Academy of Sciences, Varna, 15. 9. 1988
- Kafka, P., und H. Adrian:
Zuverlässigkeit mechanischer Komponenten am Beispiel nichtnuklearer Anlagentechnik
Workshop, VDI-Arbeitskreis, München, 11. 10. 1988
- Kafka, P.:
Study on Precursors
Vorlesung an der University of California, Los Angeles, 24. 10. 1988
- Kafka, P.:
Programmsysteme zur Informationsverarbeitung und Entscheidungsfindung im Bereich der PSA
Siemens-KWU-Seminar, Erlangen, 9. 11. 1988
- Kersting, E. J., und J. Rohde:
Analysis of Selected Accident-Management Measures for a PWR of German Design
IAEA/OECD International Symposium on Severe Accidents in Nuclear Power Plants, Sorrento, 21. – 25. 3. 1988
- Kersting, E. J., G. Herbold und W. Korbach:
Analysis of Secondary Side Oriented Accident-Management Measures for a PWR of KWU-Design
IEEE 4th Conference on Human Factors and Power Plants, Monterey, 5. – 9. 6. 1988
- Kersting, E. J.:
Konzepte und Maßnahmen zur Vermeidung und Begrenzung von folgenschweren Ereignissen. Wirksamkeitsanalyse von Maßnahmen zur Vermeidung und Begrenzung von Ereignisfolgen
Behördenseminar „Vermeidung und Begrenzung von folgenschweren Ereignissen“, Köln, 7. – 8. 6. 1988
- Kotthoff, K. (GRS), und H. Hüren (KWB):
Feedback of Operating Experiences in the NPP Biblis. Experiences with Motor Valve Operators
International Symposium on the Feedback of Operational Safety Experience from Nuclear Power Plants, Paris, 16. – 20. 5. 1988
- Lange, F.:
Consequence Assessment for Design Basis Accidents of Nuclear Power Plants: Results of a Comparison Exercise Performed by the Commission of the European Communities
Joint CEC/OECD (NEA) Workshop on Recent Advances in Reactor Accident Consequence Assessment, Rom, 25. – 29. 1. 1988
- Lange, F.:
Strahlenexposition, biologische Wirkungen und Gesundheitsschäden nach Strahlenunfällen
Behördenseminar „Vermeidung und Begrenzung von folgenschweren Ereignissen“, Köln, 23. – 24. 2. 1988
- Lange, F., W. Müller (GRS), H. P. Berg und D. Ehrlich (PTB):
Quantification of Retention Processes Operative within the KONRAD Waste Repository for Airborne Activity Released from Waste Packages in Normal and Accidental Conditions
International Symposium on Management of Low- and Intermediate-Level Radioactive Wastes, Stockholm, 16. – 20. 5. 1988
- Langhans, J.:
Inbetriebnahme, Verifikation und Weiterentwicklung des Rechenprogramms CONTAIN zur Unfallanalyse für SBR-Containments
Jahrestagung Kerntechnik, Travemünde, 17. – 19. 5. 1988
- Langenbuch, S.:
– The Reactor Core Design Problems and Analytical Methods of Analysis
– The 3D-Reactor Core Modes QUABOX/CUBBOX-HYCA
Seminar on Reactor Core Design, Shanghai, 12. – 15. 9. 1988
- Lindauer, E. (GRS), und R. D. Wendling (BMU):
Implementation of Lessons Learned from Operating Experiences and Safety Analyses in the FRG
International Symposium on the Feedback of Operational Safety Experience from Nuclear Power Plants, Paris, 16. – 20. 5. 1988
- Lindauer, E.:
Zuverlässigkeitsanalysen unter Einbeziehung der Auswertung von Betriebserfahrungen
Deutsch-Sowjetisches Seminar „Gewährleistung der Sicherheit von Kernkraftwerken bei der Projektierung, Errichtung sowie Betrieb, einschließlich Risikoanalysen“, Kurchatow-Institut, Moskau, 12. – 19. 9. 1988
- Maßmeyer, K.:
Schadstoffausbreitung in der Atmosphäre: Möglichkeiten und Grenzen prognostischer Ausbreitungsmodelle
Seminar „Katastrophenschutz in der Umgebung chemischer und kerntechnischer Anlagen“, Ministerium des Innern und für Sport Rheinland-Pfalz, Mainz, 28. – 30. 10. 1987
- Maßmeyer, K.:
Modelle zur atmosphärischen Ausbreitung – Anforderungen und Stand der Entwicklung
Jahrestagung Kerntechnik 87, Karlsruhe, 2. – 4. 6. 1987
- Maßmeyer, K.:
Weiterentwickelte Gauß-Modelle am Beispiel des Volumenquellenmodells MUSEMET und des Risø Mesoscale Puffmodels (RIMPUFF)
Deutsch-Französisches Seminar über Gauß'sche Ausbreitungsmodelle, Deutsch-Französische Kommission für Fragen der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen, Wilgersdorf, 19. – 20. 10. 1988
- Maßmeyer, K., R. Martens und W. Pfeffer:
Bestandsaufnahme und Bewertung der derzeit genutzten atmosphärischen Ausbreitungsmodelle
5. Sitzung des Arbeitskreises Ausbreitungsrechnung (AKAR) des UBA, Berlin, 30. 11. 1987
- Müller, W.:
Application of ALARA to Occupational Exposure
3. European Scientific Seminar on Radiation Protection Optimization „Advances in Practical Implementation“, Madrid, 12. – 14. 9. 1988
- Müller-Ecker, D., H. Löffler und D. Loy:
Druckentlastung auf siedender Flüssigkeiten; Nachrechnungen ausgewählter Versuche
ACHEMA 88, Frankfurt, 5. – 11. 6. 1988
- Miró, J. E.:
ATHLET: Fast Running Options
Meeting on Thermalhydraulic System Codes CATHARE and DRUFAN, Ispra, 24. – 25. 2. 1988
- Miró, J. E.:
ALMOD Modelle im ATHLET
1. Übersichtsseminar, WTZ-Abkommen zwischen der DDR und Bundesrepublik Deutschland, Garching, 2. 6. – 1. 7. 1988
- Miró, J. E., et al.:
Comparative Study of Main Features of Some Thermalhydraulic Safety Codes for PWR-Systems
NUCSAFE '88, International ANS/ENS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Avignon, 2. – 7. 10. 1988
- Pfeffer, W., E. Hofer (GRS), E. Nowak und H. Schnadt (TÜV Rhld.):
Parametrization of the Driving Time in the Evacuation or Fast Relocation Model of an Accident Consequence Code
Joint LEC/OECD (NEA) Workshop on Recent Advances in Reactor Accident Consequence Assessment, Rom, 25. – 29. 1. 1988
- Pfeffer, W.:
Kurzfristige Notfallschutzmaßnahmen
Behördenseminar „Vermeidung oder Begrenzung von folgenschweren Ereignissen“, Köln, 23. – 24. 2. 1988

Pütter, B. M., und G. G. Herbold:
Reduction of the Core Melt Frequency by Primary Bleed and RPU-Water Level Controlled HPI
NUCSAFE '88, International ANS/ENS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Avignon, 2. – 7. 10. 1988

Rohde, J., und B. Schwinges:
Wasserstoff-Freisetzung und Verteilung während schwerer Unfälle in LWR-Anlagen
12. Statusbericht des Projektes HDR-Sicherheitsprogramm, Karlsruhe, 8. 12. 1988

Schrödl, E., und H. G. Friederichs:
Source Term Uncertainties from Core-Concrete Interactions in a PWR of KWU-Design
IAEA/OECD International Symposium on Severe Accidents in Nuclear Power Plants, Sorrento, 21. – 25. 3. 1988

Schwarz, G., und F. Lange:
Transportation of Nuclear Materials in the FRG
International Conference on Transportation for the Nuclear Industry, Stratford-upon-Avon, 23. – 25. 5. 1988

Sievers, J.:
Einsatz von Pre- und Postprozessoren bei strukturellen mechanischen Analysen
Seminar über ADINA-Version 5, Bad Windsheim, 16. – 17. 5. 1988

Simon, M.:
Selected Incidents in the FRG
Meeting for the Exchange of Information on Incidents in Nuclear Power Plants, Paris, 12. – 14. 9. 1988

Sunder, R.:
On-Line Monitoring of Neutron Noise and Vibration Signatures Operating Experience with COMOS in German PWRs
Informal Meeting on Reactor Diagnostics, Orlando, 8. – 10. 6. 1988

Teschendorff, V., J. E. Mirò und G. Lerchl:
ATHLET, Ein fortschrittlicher Systemcode zur Analyse thermohydraulischer Prozesse
GRS-Fachgespräch, Köln, 3. – 4. 11. 1988

Verstegen, C., und P. Weis (KKP):
Use of the Feedback of Experience from Operation and Maintenance
International Symposium on the Feedback of Operational Safety Experience from Nuclear Power Plants, Paris, 16. – 20. 5. 1988

Wach, D., H. Schüller und W. Bastl:
High Performance and Safety of NPPs by Means of Early Fault Detection
International Conference on Man-Machine Interface Control and Instrumentation, Robotics and Artificial Intelligence, Tokio, 15. – 19. 2. 1988

Wach, D.:
Analyse und Bewertung des Maschinenverhaltens zur vorbeugenden Instandhaltung von Aggregaten
Präsentation des BMFT-Verbundprojektes „Multisensorielles System zur Deutung industrieller Szenen“, Bremen, 20. 4. 1988

Wach, D., R. Sunder und F. Kleiner:
Experiences with Data Management for RCP-Shaft Monitoring
20th Informal Meeting on Reactor Noise (IMORN 20), Istanbul, 12. – 14. 10. 1988

Wach, D., R. Sunder und B. Olma:
Advanced Information Processing Systems for Vibration and Acoustic Monitoring-Thoughts on the Optimal Support of Onsite-Personnel
20th Informal Meeting on Reactor Noise (IMORN 20), Istanbul, 12. – 14. 10. 1988

Wahba, A. B.:
LP-FP-1 Short Overview and Status of the EASR
Experts Meeting on LP-FP-1, Garching, 2. 2. 1988

Wahba, A. B.:
Internationale Aktivität für die Analyse des TMI-2-Unfalls
Jahrestagung Kerntechnik, Travemünde, 17. – 19. 5. 1988

Wahba, A. B.:
Kenntnisstand zum TMI-2-Unfall und Ergebnisse der laufenden Code-Analysen
Seminar-Vortrag an der RWTH Aachen, 23. 6. 1988

Wahba, A. B.:
Completion of the LP-FP-1 Analysis
OECD-LOFT, 16th PRG Meeting, Helsinki, 12. – 14. 9. 1988

Wahba, A. B.:
ATHLET Analysis of the TMI-2 Accident
ANS/ENS International Conference, Washington, 30. 10. – 4. 11. 1988

Weber, J. P.:
Simulation des transienten Verhaltens des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich mit dem Rechenprogramm ALMOD4/GDE und Vergleiche mit Inbetriebsetzungsmessungen
17. TTK-Kolloquium der TH Berlin und der Universität Dortmund, Wagrain, 28. 2. 1988

Weber, J. P.:
Störfallgruppen und Abläufe, Transienten
11. Kurs „Sicherheit von KKW mit LWR“, Karlsruhe, 9. 6. 1988

Weber, J. P.:
Methods of Thermal Core Design
Seminar on Reactor Core Design, Shanghai, 15. 9. 1988

Weber, J. P.:
Störfallgruppen und Störfallabläufe
K41 – 22. Kurs „Lehrgang für Schichtpersonal in Kernkraftwerken“, Schule für Kerntechnik, Karlsruhe, 5. 12. 1988

Wolfert, K., B. Riegel und H. G. Sonnenburg:
Die Bedeutung von Großexperimenten für die Entwicklung und Verifikation von Thermohydraulik-Rechenprogrammen
GRS-Fachgespräch, Köln, 3. – 4. 11. 1988

Wolfert, K., G. Lerchl, J. E. Mirò und H. Sonnenburg:
The GRS Thermalhydraulic System Code ATHLET for PWR and BWR Analysis
3rd International Topical Meeting on Nuclear Power Plant Thermalhydraulics and Operation, Seoul, 14. – 17. 11. 1988

Wurtinger, W.:
Einführung eines zuverlässigen Datenerfassungs- und Dokumentationssystems
12. Tagung „Radioaktiver Abfall“, System zur Behandlung radioaktiver Betriebsabfälle, Essen, 3. 11. 1988

