Jahresbericht 1987

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Jahresbericht 1987

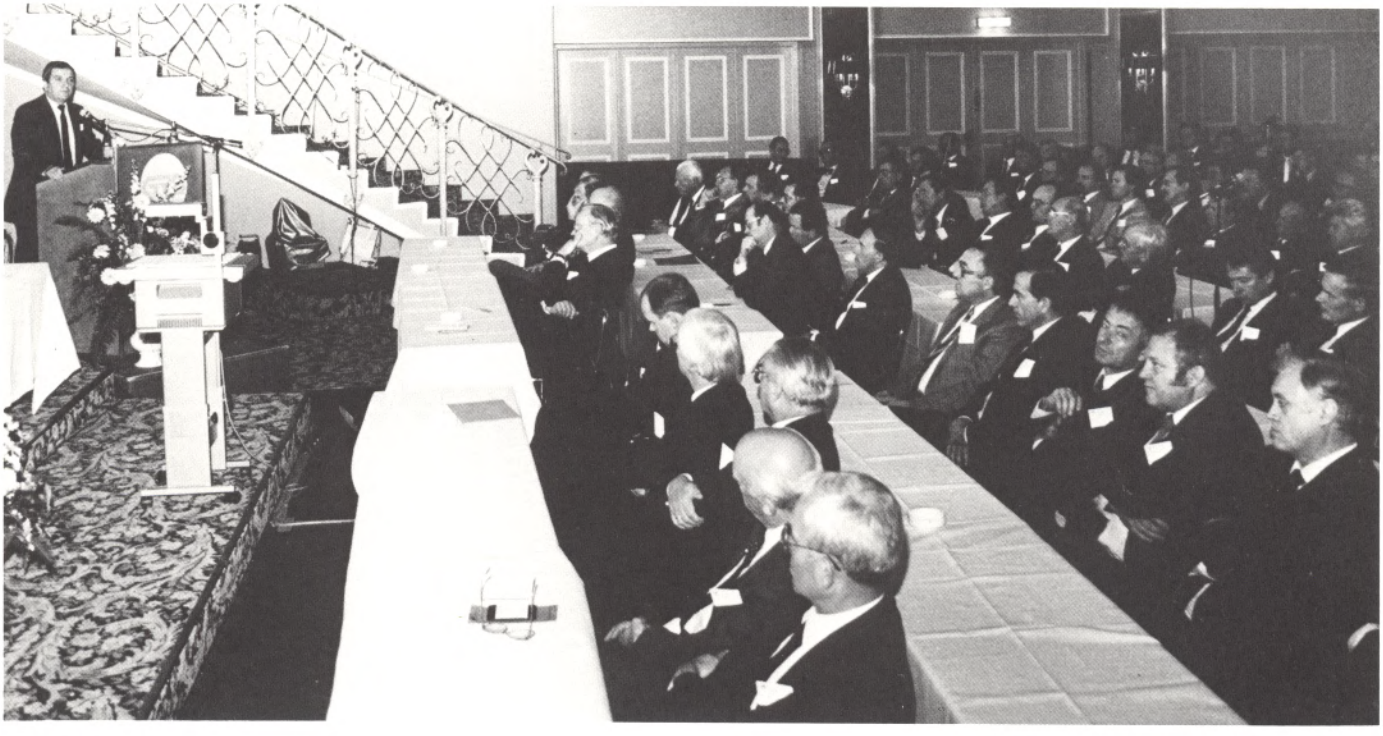
Gesellschaft
für Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

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

Die GRS im Dialog

Über 30 Journalisten besuchten
die Pressekonferenz zum Fachgespräch.



Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und
Reaktorsicherheit, Prof. Dr. Klaus Töpfer,
spricht zu den Teilnehmern am elften GRS-Fachgespräch.
(Fotos: M. Schneider)

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

Inhalt

1 Einführung	9
2 Die GRS: Aufgaben und Ziele	10
3 Geschäftliche Tätigkeit und Organigramm	11
4 Vorhaben der GRS	14
5 Arbeitsschwerpunkte	19
5.1 GRS-Untersuchungen zur Sicherheit des Brennstoffkreislaufs und der Entsorgung	19
5.2 Probabilistische Untersuchungen für Chemieanlagen	21
5.3 Thermohydraulik-Systemcode ATHLET	23
5.4 Die Versuchsanlage LOFT als Beispiel für internationale Kooperation	24
5.5 FIPLOC/NAUA-Analyse von Thermohydraulik und Aerosolverhalten der DEMONA-Experimente	28
5.6 RALOC/CRDLOC-Vorausrechnungen zu einem Ölbrandversuch am HDR	32
5.7 SPIRIT – Ein Mehrprozessorsystem zur adaptiven Überwachung von Prozeßanomalien	35
5.8 Signalvalidierung durch analytische Redundanz	39
5.9 Zuverlässigkeitsanalysen zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen	41
5.10 Symposium on Reactor Noise – SMORN V	44
5.11 Fluid-Struktur-Wechselwirkung in Rohrleitungen	45
5.12 Einsatz des 3D-Kernmodells QUABOX/CUBBOX-HYCA für Kernberechnungen und Störfallanalysen	48
5.13 Modellierung des Gastransports in porösen Medien bei der Endlagerung von Abfällen	49
5.14 Beseitigung von Fehlermöglichkeiten aus Betriebserfahrungen	52
5.15 Sicherheitsbehälter-Test	53
5.16 Ermittlung der Wirkungen von Bränden in technischen Anlagen	56
5.17 UPTF: Abspeicherung und grafische Darstellung von Meßdaten	59
5.18 Multitasking zur Beschleunigung von Simulationen	63
5.19 Neue und erweiterte Kommunikationsfunktionen	64
6 Forschungsbetreuung	66
7 Geschäftsstellen	69
7.1 RSK-Geschäftsstelle	69
7.2 SSK-Geschäftsstelle	74
8 KTA-Geschäftsstelle	81
9 Elftes GRS-Fachgespräch	83
10 Zusammenarbeit mit dem Ausland	87
11 Mitarbeit in nationalen und internationalen Gremien	89
12 Berichte, Veröffentlichungen, Vorträge	90

Einführung

1

Mit ihren Arbeiten hat die GRS im Berichtsjahr einen wesentlichen Beitrag zur Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen geleistet. Sie sieht sich in ihren Aktivitäten bestätigt und weiterhin herausgefordert, Sicherheit als dynamisches Prinzip umzusetzen.

Dazu zählt z.B. die in unserem Hause durchgeführte zentrale Auswertung des realen Betriebsgeschehens der Kernkraftwerke nach spezifischen und übergeordneten Gesichtspunkten. Sie kann Hinweise auf generelle Verbesserungsmöglichkeiten geben. Des weiteren haben wir in den letzten Jahren die Risikoanalyse zu einem wichtigen Instrumentarium zur Sicherheitsbewertung fortentwickelt. Bei diesen Analysen wird den Anlagen in systematischer Weise Versagen unterstellt, um Grenzlasten zu ermitteln und Sicherheitsreserven auszuloten. Hieraus gewinnt man wichtige Erkenntnisse, wo am effektivsten noch Verbesserungen am Sicherheitssystem möglich sind. Darüber hinaus ist es mit Hilfe der Methoden, die bei Risikoanalysen angewandt werden, möglich, bei anlageninternen Notfällen die Sicherheitsreserven gezielt zu aktivieren und vorhandene Systeme über ihre eigentliche Bestimmung hinaus flexibel einzusetzen. Eine Freisetzung großer Mengen radioaktiver Stoffe in die Umgebung kann somit auch in extremen Situationen verhindert werden.

Aufbauend auf den Ergebnissen umfangreicher probabilistischer Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke, deren primäre Zielsetzung es ist, Schwachstellen in den Anlagen aufzuzeigen, wurden in einem übergreifenden Programm detaillierte Untersuchungen zu anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen durchgeführt. Diese Untersuchungen liefern – jenseits der Schadensvorsorge – Hinweise und Möglichkeiten für anlagenspezifische Maßnahmen, um einerseits die Häufigkeit für auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe noch weiter zu verringern (Prevention-Maßnahmen) und andererseits bei einem unterstellten hypothetischen Ereignis Auswirkungen auf die Umgebung der Anlagen zu verhindern.

Bei diesen Analysen hat die GRS – auch im internationalen Vergleich – eine technisch-wissenschaftliche Führungsrolle übernommen. Unter Einbeziehung der umfassenden Betriebserfahrungen, der Kenntnis möglicher Anlagenfahrweisen, der Berücksichtigung neuester Bewertungsmethoden aus experimentellen und analytischen Forschungs- und Entwicklungsvorhaben sowie der Kenntnis der Vorgehensweise im Ausland werden für konkrete anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen, z. B. Druckentlastung des Sicherheitsbehälters, deren Wirksamkeiten für spezifische Ereignisabläufe bewertet. Weiterhin werden zusätzliche Notfallschutzmaßnahmen, die eine Kernkühlung auch bei extremen Stöfallszenarien sicherstellen, hinsichtlich ihrer Machbarkeit, Wirksamkeit und Verträglichkeit mit dem Sicherheits- und Anlagenkonzept untersucht und bewertet, und es werden die für eine Umsetzung dieser Notfallschutzmaßnahmen erforderlichen Prozeduren quantifiziert. Diese Aufgaben sind nur in einem interdisziplinären Verbund einer Vielzahl von Wissenschaftlern und Ingenieuren verschiedenster Fachrichtungen durchführbar. Die GRS hat diesen Verbund an fachlicher Kompetenz durch langjährige Beteiligung an relevanten Forschungs- und Entwicklungsvorhaben, Auswertung von Betriebserfahrungen und internationalen Kontakten aufgebaut.

Um diese anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen technisch zu erproben und zu verifizieren, wird von der GRS eine sogenannte Testwarte in Garching installiert. Mit Hilfe dieser Testwarte und einem nachgeschalteten Rechner kann für einzelne Anlagen die Wirksamkeit von Prozeduren für einen spezifischen Ereignisablauf simuliert werden. Hierfür wurde der Systemcode ATHLET entwickelt.

Als weiteres Glied zur Bewertung von Anlagenereignissen im In- und Ausland wird bei der GRS eine umfangreiche Datenbank mit spezifischen Anlagendaten für Kernkraftwerke eingerichtet. Diese Datenbank gestattet, bei besonderen Vorkommnissen in Kernkraftwerken deren sicherheitstechnische Relevanz sofort zu bewerten und damit eine besondere Stütze für die Analyse besonderer Vorkommnisse in Kernkraftwerken zu sein.

Auf der Basis der Schwingungsüberwachung von Primärkreiskomponenten hat die GRS ein Überwachungssystem COMOS (Condition Monitoring System) entwickelt, das dem Operateur kontinuierlich aufbereitete Informationen liefert. Zweck dieses Systems ist die frühzeitige Erkennung sich anbahnenden Schadens an Primärkreiskomponenten. Es wurde bereits in Kernkraftwerken eingesetzt und mit Erfolg getestet, so auch zur Überwachung der Pumpenwellen.

In zunehmendem Maße befaßt sich die GRS mit Untersuchungen zur Sicherheit des Kernbrennstoffkreislaufs und der Entsorgung. Unter dem Aspekt einer ausgewogenen Sicherheitskonzeption hat sie u.a. Sicherheitsanforderungen für die Wiederaufarbeitung, die Uran-Plutonium-Rezyklierung und für Brennelementfabriken entwickelt. Die Vorkommnisse und Betriebserfahrungen von Brennelementfabriken und Wiederaufarbeitungsanlagen werden erfaßt und sicherheitstechnisch ausgewertet. In steigendem Umfang führt die GRS Untersuchungen zur Langzeitsicherheit von Endlagern durch.

Das Jahr 1987 konnte die GRS wirtschaftlich erfolgreich und mit einer vollen Auslastung ihrer Mitarbeiterinnen und Mitarbeiter abschließen.

A. Birkhofer
Geschäftsführer

G. Hennenhöfer
Geschäftsführer

2 Die GRS: Aufgaben und Ziele

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

Die Aufgaben der GRS umfassen schwerpunktmäßig:

Gutachten

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

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

Planung und Überwachung

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

Regeln und Richtlinien

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

Forschung und Entwicklung

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

Geschäftsstellen

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

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

Beratung und Unterstützung

des Bundesministers 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 11 Technischen Überwachungs-Vereine der Bundesrepublik und der Germanische Lloyd. Sitz der Gesellschaft ist Köln; die GRS hat einen Betriebsteil in Köln und einen in Garching bei München.

Am Jahresende waren insgesamt 468 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 73 356 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 Dr. Christean Wagner, Bonn,
Vorsitzender (bis 31. 10. 1987)

Staatssekretär Clemens Stroetmann, Bonn,
Vorsitzender (ab 1. 11. 1987)

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

Ministerialrat Wilfried Beimann, Düsseldorf
(ab 1.8.1987)

Ministerialrat Dr. Norbert Dittrich, Bonn
(ab 1.4.1987)

Ministerialrat Hans-Peter Engelhardt, Bonn

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

Ministerialrat Erhard Jauck, Bonn
(bis 31.3.1987)

Leitender Ministerialrat Dipl.-Ing. Rudolf Mauker, München

Ministerialdirigent Georg Pitz, Düsseldorf
(bis 31.7.1987)

Ministerialdirigent Dr. Manfred Popp, Bonn

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:

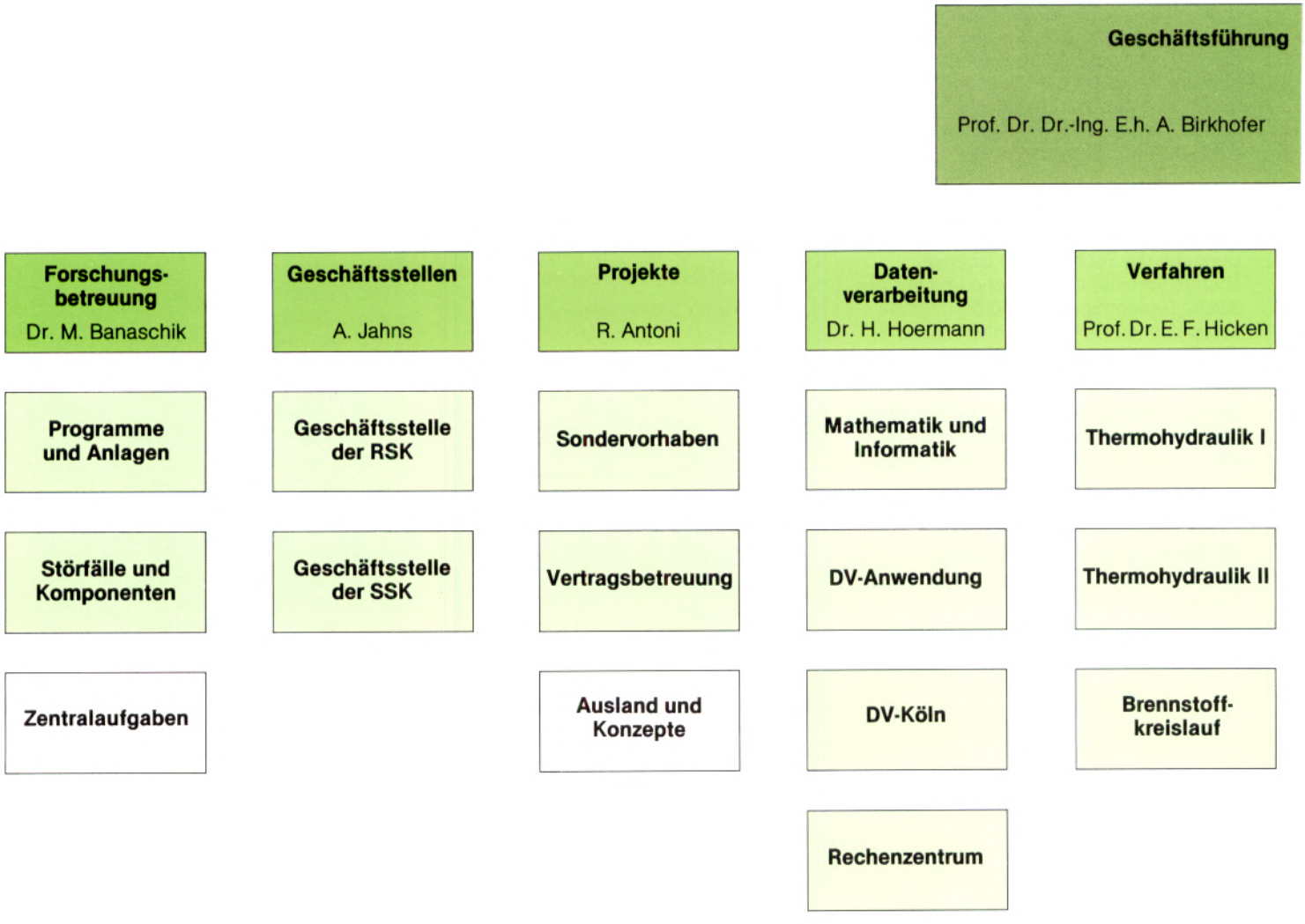
Bundesrepublik Deutschland	46,10
Freistaat Bayern	3,85
Land Nordrhein-Westfalen	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Baden e.V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Bayern e.V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Berlin e.V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein Hannover e.V.	3,85
Technischer Überwachungs-Verein 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 (ab 1.7.1987)

Organigramm



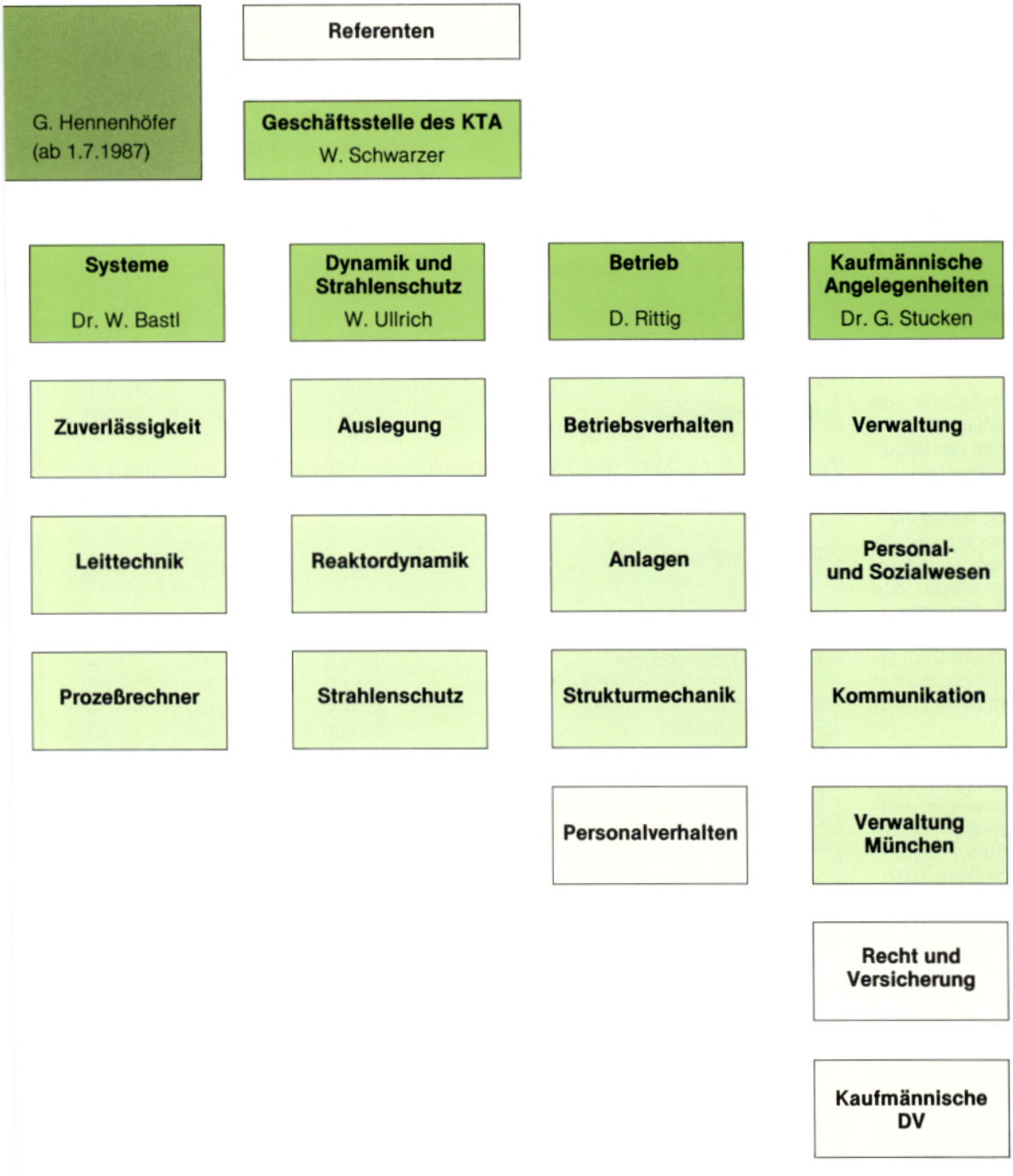


Bild 3.1:
Organisation der GRS
Stand 31.12.1987

4 Vorhaben 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 die drei Arbeitsfelder

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

als gleichgewichtige Querschnittsthemen geführt.

Die GRS ist bei der Abwicklung ihrer Vorhaben ausschließlich projektfinanziert. Wesentlicher Auftraggeber ist der Bund – Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) und Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) – ; des weiteren wird die GRS finanziert durch Vorhaben von den Genehmigungsbehörden der Länder, den Technischen Überwachungs-Vereinen, der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt, der Europäischen Gemeinschaft sowie sonstigen Organisationen aus dem In- und Ausland. Eine Übersicht zur Auftragsstruktur zeigt Tabelle 4.1.

Die technischen Aufgabenschwerpunkte sind in Tabelle 4.2 dargestellt. Einen Überblick über die GRS-Untersuchungen und Vorhaben zum Brennstoffkreislauf und der Entsorgung enthält Abschnitt 5.1. 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.

Auftraggeber	Volumen [h] 1986 (Ist)	1987 (Ist)	1988 (Plan)
BMU	182 000	180 000	185 000
BMFT	168 000	185 000	190 000
Sonstige	70 000	75 000	70 000
davon			
– Landesbehörden	24 000	24 000	20 000
– Technische Überwachungs-Vereine	12 000	12 000	12 000
– Ausland	15 000	14 000	12 000
– Ingenieur-Aufgaben (Planerische Aufgaben)	19 000	25 000	26 000
Gesamt	420 000	440 000	445 000
davon nichtnuklear	8 000	15 000	18 000

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

Aufgabenschwerpunkt	Volumen [h]	[TDM]	[%]
Neue Leittechnik	18 000	3 200	4
Risikountersuchungen	45 000	7 900	10
Neue Anlagenkonzepte	18 000	2 500	4
Codeentwicklung/Versuchsauswertung	65 000	12 200	15
Störfallbeherrschung (AM)	40 000	8 400	9
Betriebssicherheit	58 000	11 300	13
Sicherheitstechnische Bewertungen	48 000	7 900	11
Strahlenschutz	11 000	1 100	3
Brennstoffkreislauf/Entsorgung	62 000	9 100	14
Direkte Zuarbeit für den Bund	60 000	8 800	14
Nichtnukleare Vorhaben	15 000	2 600	3
Gesamt:	440 000	75 000	100

Tabelle 4.2: Aufgabenschwerpunkte der GRS

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. Dabei wird von der festverdrahteten Gerätetechnik mit analog arbeitenden Bausteinen auf digitale, programmgesteuerte und verteilte Automatisierungssysteme übergegangen. Die GRS führt hier forschungsbegleitend sicherheitsspezifische Grunduntersuchungen durch, um die rechnergestützten Werkzeuge zu qualifizieren. Es erfolgt dabei eine Prüfung des Qualitäts-Sicherungsplans sowie eine Bewertung der Methoden zur Verifikation und Qualifizierung der digitalen Sicherheitstechnik (SILT).

Risikountersuchungen

- Zur Deutschen Risikostudie, Phase B, wurden die wesentlichen Unfallanalysen unter Einbeziehung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen weitergeführt. Die Arbeiten konzentrieren sich dabei 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.

- Gemeinsam mit chinesischen Experten wurde die Sicherheitsanalyse zum Kernkraftwerk Qinshan weitergeführt. Schwerpunkt im Berichtsjahr bildete die Einarbeitung der chinesischen Experten in die Methoden der probabilistischen Sicherheitsanalysen anhand von Beispielrechnungen für deren Anlage. Außerdem erfolgte eine Einweisung in die Rechenprogramme ALMOD (Transientenanalyse) und RALLY (Zuverlässigkeitsanalyse), und es wurden Seminare zu den Themen „Menschliche Zuverlässigkeit" und „Schwere Störfälle" von GRS-Sachverständigen in Shanghai abgehalten.
- Für den Hochtemperaturreaktor (HTR) wurden die Untersuchungen zu risikobestimmenden Ereignisabläufen abgeschlossen. Sie bilden eine Vorlaufanalyse für eine ab 1988 geplante, übergreifende Sicherheitsuntersuchung gemeinsam mit der Kernforschungsanlage Jülich (KFA) und dem Rheinisch-Westfälischen Technischen Überwachungs-Verein (RWTÜV).
- In einer Vorlaufuntersuchung für die geplante Sicherheitsanalyse zu Siedewasserreaktoren (SWR) wurde eine Erhebung von Zuverlässigkeitskenngrößen in SWR-Anlagen gestartet. Das Arbeitsprogramm der Hauptstudie wurde spezifiziert sowie Forschungs- und Entwicklungsuntersuchungen angeregt.

Neue Anlagenkonzepte

- In einem Forschungs- und Entwicklungsvorhaben wurde gemeinsam mit der KFA an der Erstellung von Auslegungskriterien für hochtemperaturbelastete Werkstoffe und den Spannbetonbehälter für die HTR-Anlage weitergearbeitet.
- Für das Gemeinschaftsprojekt von Kraftwerk Union AG (KWU)/Framatome für ein 600-MWe-Kernkraftwerk wurde zusammen mit der französischen Prüforganisation IPSN eine erste Sicherheitsbewertung vorgenommen.
- Für das schwedische Heizreaktorkonzept SECURE der Fa. ASEA wurde die sicherheitstechnische Bewertung abgeschlossen.

Codeentwicklung/Versuchsauswertung

- Anhand des LOBI-Experimentes (Loop Blowdown Investigation) „ATWS-Notstromfall" wurde die Verifikation des GRS-Transientencodes ALMOD 4 für den Bereich von Transienten mit hohem Druckanstieg fortgeführt. Dieses Rechenprogramm wird jetzt in das Programmsystem ATHLET integriert.
- Im Rahmen der Versuchsbetreuung an der Upper Plenum Test Facility (UPTF, Bild 4.1) lag der Schwerpunkt in der phänomenologischen und analytischen Auswertung der im Jahr 1987 durchgeführten UPTF-Experimente. Dabei wurden insbesondere Rechenmodelle getestet, die die Strömungsverhältnisse

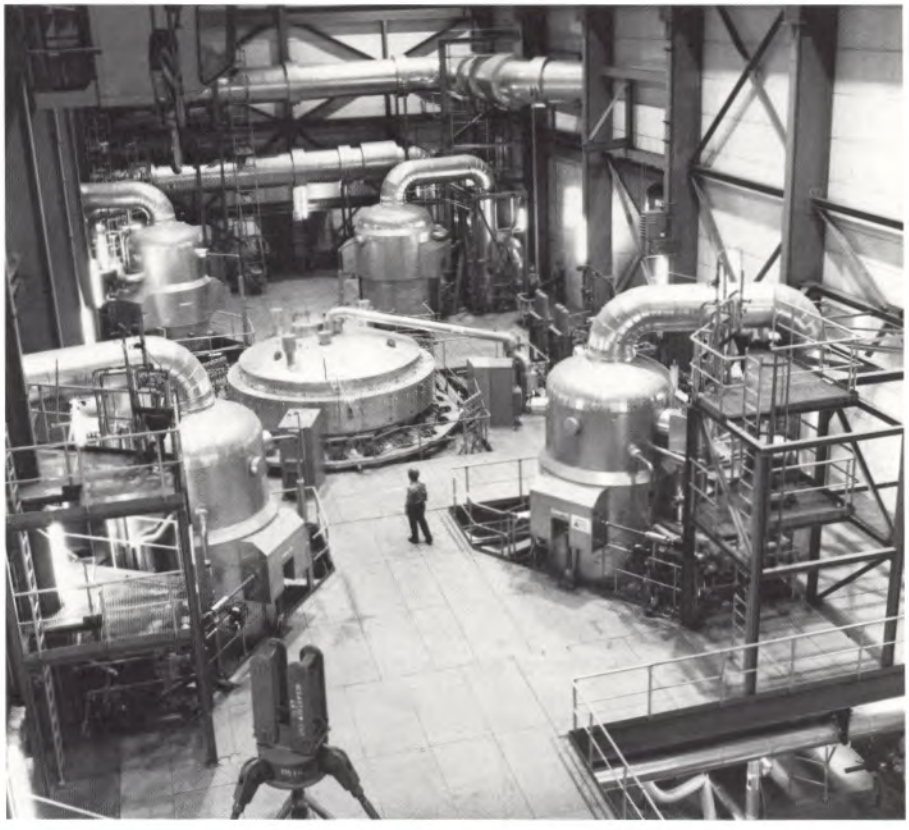


Bild 4.1: Reaktordruckbehälter und vier Dampferzeugersimulatoren der UPTF (Bild: KWU)

im Bereich der Brennelementköpfe sowie in den Strängen der Hauptkühlmittelleitungen wiedergeben. Programmgemäß wurde auch der Rechencode FLUT anhand der UPTF-Versuchsergebnisse weiterentwickelt und die Verifikationsarbeiten fortgeführt.

- Die thermohydraulische Analyse zur Auswertung der Spaltproduktfreisetzungsversuche an der LOFT-Anlage (Loss of Fluid Test) wurde abgeschlossen. Ein entsprechender Abschlußbericht wurde vorbereitet und wird nach Abstimmung mit den beteiligten Ländern der Organization for Economic Cooperation and Development (OECD) veröffentlicht.
- In Vorbereitung der Integral- und Einzeleffektversuche auf der Anlage PKL3 (Primärkreisläufe) wurden umfangreiche Skalierungsanalysen durchgeführt und die Spezifikation von Versuchen zum kleinen Leck erstellt.
- Die Arbeiten der GRS im Rahmen des HDR-(Heißdampfreaktor-)Versuchsprogramms wurden weitergeführt. Hierbei galt es, im Rahmen der Phase 3 des HDR-Programms RALOC-Rechnungen zu den Wasserstoff-Verteilungs-Untersuchungen durchzuführen. Darüber hinaus wurden für spezielle Versuche der Phase 3 Spezifikationen erstellt, insbesondere auf den Gebieten Lecköffnungsverhalten, Brand und Thermoschockversuche am Reaktordruckbehälter. Anhand der Containmentversuche wurden spezielle Untersuchungen zum Wärmeübergangsverhalten im vielfach unterteilten Containment durchgeführt.
- Die Entwicklung des Programmsystems ATHLET ist so weit abgeschlossen, daß die Anwendung für die Nachrechnung Schwerer Störfälle aufgenommen wurde (Bild 4.2). So wurde die 1. Phase des TMI-Störfalles nachgerechnet und die Ergebnisse der „Joint Task Group on Three Mile Island 2" vorgestellt. In Zusammenarbeit mit dem Institut für Kernenergetik (IKE), Stuttgart, wurde die Kopplung der ATHLET-Thermohydraulikmodelle mit dem IKE-Kernmodell MELSIM weiterbetrieben. Die ersten Testrechnungen sind für Frühjahr 1988 vorgesehen.

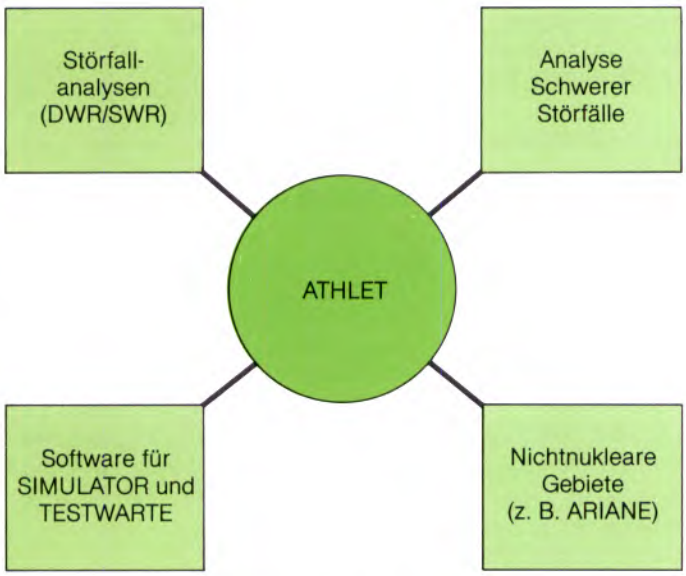


Bild 4.2: Anwendungsbeispiele für den GRS-Systemcode ATHLET

- Nachdem der Systemcode ATHLET in seiner Druckwasserreaktorversion weitgehend entwickelt und verifiziert ist, wurde eine SWR-spezifische Version dieses Codes in Angriff genommen. Basierend auf einer grundlegenden Recherche über bereits vorliegende SWR-Programme, wurde die Arbeit an Einzelmodellen, wie Strahlungswärmeaustausch, Druckabbausystem usw., begonnen.
- Die Teilmodelle für das Programmsystem zur realitätsnahen Simulation der Ausbreitung und Ablagerung luftgetragener Stoffe wurden implementiert.

Störfallbeherrschung (AM)

- Zu den im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes für Leichtwasserreaktor-Anlagen geplanten technischen Maßnahmen (z. B. Druckentlastung, Inertisierung des Sicherheitsbehälters) wurden von der GRS Wirksamkeitsrechnungen durchgeführt und die Grundanforderungen für die Auslegung spezifiziert.
- Im Rahmen einer Grundsatzuntersuchung zu auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen wurden die Sicherheitsreserven von Kernkraftwerken, der optimale Einsatz von Notfallmaßnahmen und von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes – beispielhaft für das Kernkraftwerk Krümmel – untersucht und konkrete Maßnahmen für die Szenarien
  - Ausfall der Hauptwärmesenke und der Nachwärmeabfuhr aus der Kondensationskammer,
  - Ausfall der Energieversorgung (Station blackout) und
  - Kühlmittelverlust innerhalb des Sicherheitsbehälters mit Ausfall der Gesamtrückförderung

  vorgeschlagen und bewertet.
- Im Rahmen eines Entwicklungsprojektes wurde eine Testwarte zur Simulation von Maßnahmen und Prozeduren gegen auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe spezifiziert und beschafft. Die Installation in Verbindung mit der Software sowie Erprobung und Tests sind für 1988/89 vorgesehen.

- Die Codesysteme zur Analyse von Störfallabläufen (Kühlmittelverlust, Transienten) wurden in einem geschlossenen Codesystem ATHLET zusammengefaßt und bilden das Grundpaket der Software für die Vorhaben SIMULATOR und TESTWARTE.

Betriebssicherheit

- Bei der Bewertung der besonderen Vorkommnisse in deutschen und ausländischen Kernkraftwerken standen nicht einzelne herausragende Ereignisse im Vordergrund, sondern die weitere Intensivierung der systematischen Aufarbeitung des Erfahrungsrückflusses. Beispiele für bearbeitete Fragestellungen sind
  - Ermüdungserscheinungen an Hauptkühlmittel-Pumpenwellen,
  - Erosionskorrosion durch einphasige Strömungen in Rohrleitungen,
  - Wasserstoff-Konzentrationen in Impulsleitungen von Sicherheits- und Entlastungsventilen,
  - Freischaltfehler in der Revisionsphase.

  Darüber hinaus wurde eine wesentliche Erweiterung der DV-Speicherung von technischen Unterlagen, insbesondere auch für ausländische Anlagen, in Angriff genommen.
- Aufgrund der in den vergangenen Jahren in den einzelnen Kernkraftwerken u. a. vor Ort durchgeführten Untersuchungen zu Wiederkehrenden Prüfungen wurden anlagenübergreifende Berichte erarbeitet. Sie stellen systembezogen die Prüfpraxis in den untersuchten Kernkraftwerken dar und geben Empfehlungen zur Optimierung der Wiederkehrenden Prüfungen. Durch umfangreiche Diskussionen mit Betreibern und Technischen Überwachungs-Vereinen konnte der dort vorhandene Kenntnisstand mit berücksichtigt werden. Es wurden Berichte erstellt zum Reaktorsicherheitsbehälter, zu Druckentlastungsventilen, zu Not- und Nachkühlsystemen, zu den aktiven Komponenten von Abschalt- und Regeleinrichtungen sowie zu den Brandmeldeanlagen.
- Im Rahmen eines übergreifenden BMU-Vorhabens wurde ein umfangreicher Statusbericht über die Kernkraftwerks-Simulatoren erstellt, die in der Bundesrepublik zum Training von Betriebspersonal eingesetzt werden. In dem Bericht sind sowohl der Stand der Simulatortechnik (Simulationsumfang, Simulator-Software, Simulationsqualität, schulungsspezifische Eigenschaften) als auch die Personalschulung an den Simulatoren (Inhalt, Art und Umfang der Erst- und Wiederholungsschulung) eingehend untersucht worden. Der Bericht vermittelt einen detaillierten Einblick in die Tauglichkeit der Trainingsgeräte und die Wirksamkeit der Schulungsmaßnahmen, jeweils im Vergleich zu den individuellen Gegebenheiten der Realanlage und deren Betriebspersonal.
- Zur Schadenfrüherkennung wurde ein Diagnosesystem für Reaktoren entwikkelt, das Verfahren und Methoden der stochastischen und statistischen Signalanalyse und Mustererkennung anwendet.
- Ausgelöst durch die Pumpenwellenabrisse in Kernkraftwerken, hat die GRS ein Überwachungssystem auf der Basis der Schwingungsüberwachung von Primärkreiskomponenten entwickelt, das dem Operateur kontinuierlich aufbereitete Informationen über die Schwingungen von Primärkreiskomponenten liefert. Dieses COMOS (Condition Monitoring System) wurde bereits in mehreren Kernkraftwerken (Grafenrheinfeld, Isar 2 und Gemeinschaftskraftwerk Neckar) eingesetzt und mit Erfolg getestet. Zweck dieses Systems ist die frühzeitige Erkennung sich anbahnenden Schadens an Primärkreiskomponenten.

Sicherheitstechnische Bewertungen

- Für alle kerntechnischen Anlagen in der Bundesrepublik werden die Untersuchungen und Gutachten zur Sicherung dieser Anlagen durchgeführt.
- Für die Konvoi-Anlagen (Isar 2, Gemeinschaftskraftwerk Neckar 2, Emsland) sowie die Anlagen Brokdorf, Philippsburg 2 und Grohnde wurden Sonderanalysen zur Notkühlwirksamkeit für spezielle Reaktorzyklen mit Mischoxid-Brennelementen durchgeführt.
- Zum spanischen Kernkraftwerk Trillo erfolgten für die Betriebsgenehmigung abschließende Analysen zu Kühlmittelverluststörfällen und Transienten.
- Zum SNR-300 wurden Sonderuntersuchungen zum Störfallverhalten und zur Kernauslegung durchgeführt.
- Für die Dokumentationssysteme des kerntechnischen Regelwerks wird eine Datenbank aufgebaut, die das kerntechnische Regelwerk vollinhaltlich erfaßt und einen schnellen und gezielten Zugriff auf Einzelregelungen ermöglicht.
- Bei den internationalen Organisationen wurde aktiv an der Vereinheitlichung grundsätzlicher Sicherheitsanforderungen und Regeln – z.B. Erstellung von Safety Principles durch die International Atomic Energy Agency (IAEA) – mitgearbeitet.

Strahlenschutz

Die Tätigkeiten im Strahlenschutz konzentrieren sich auf

- Unterstützung der Strahlenschutzkommission (SSK) bei aktuellen Fragestellungen,
- Sicherheitsanalysen zum Transport von Kernbrennstoff und Abfällen,
- radioökologische Sonderfragen,
- Bündelung der Betriebsergebnisse und deren Bewertung zur Arbeitssicherheit und
- Unterstützung des BMU bei Grundanforderungen zur Notfallschutzplanung.

Nichtnukleare Vorhaben

- Einen Schwerpunkt bildete die Erfassung von Zuverlässigkeitskenngrößen für Komponenten von Chemieanlagen. Hierzu erfolgt eine umfangreiche Datenerhebung in zwei Chemieanlagen (s. Abschnitt 5.2).

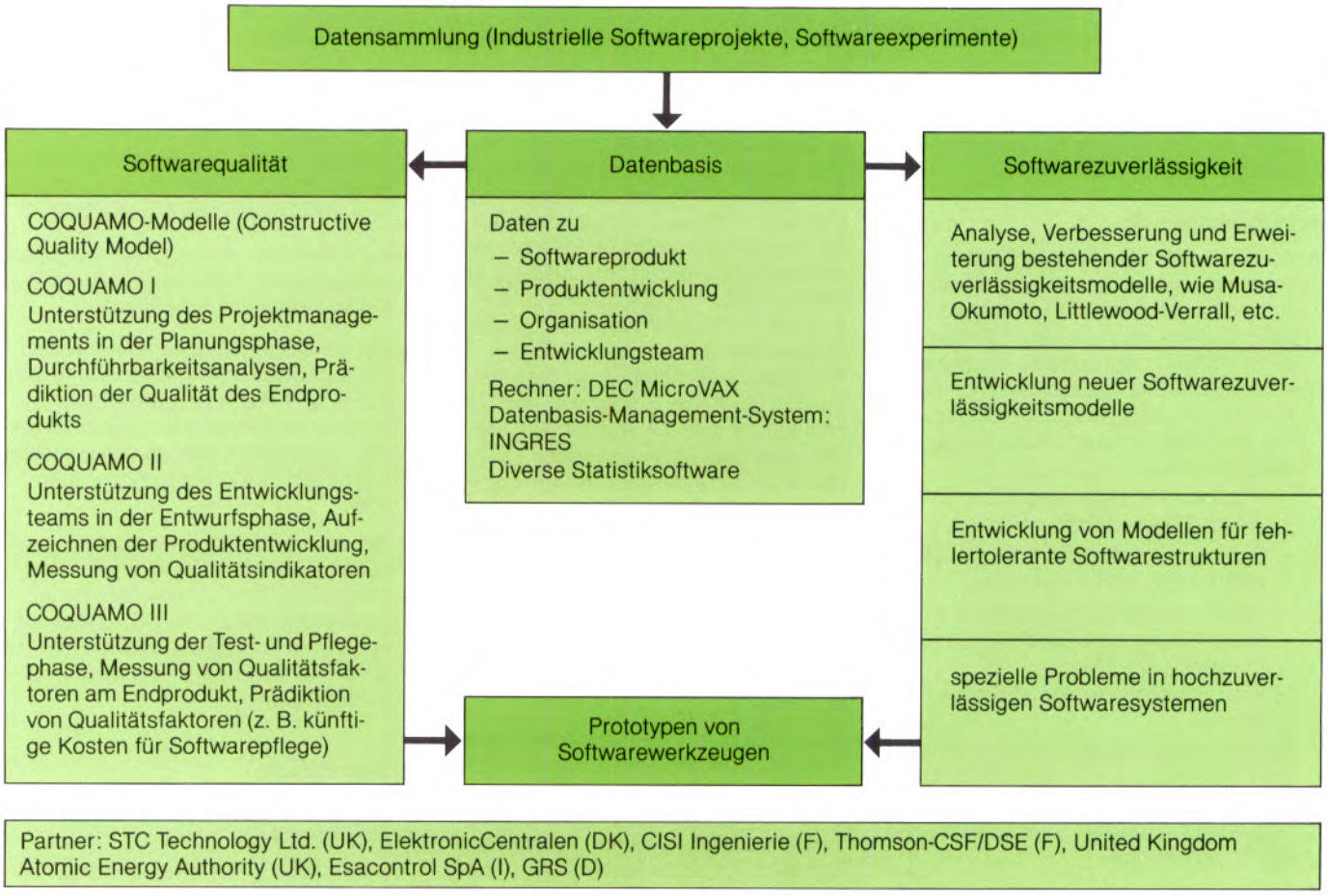


Bild 4.3: Struktur und Aufgaben von REQUEST. REQUEST (Reliability and Quality in European Software Technology) ist ein Projekt im Rahmen des ESPRIT-Programms (European Strategic Programme for Research and Development in Information Technology) der Kommission der Europäischen Gemeinschaften.

- Vorliegende Rechenprogramme zur Druckentlastung werden im Rahmen eines Forschungs- und Entwicklungsvorhabens zur Übertragung auf Entlastungsvorgänge in Chemieanlagen bewertet und erweitert.
- Gemeinsam mit internationalen Partnern beteiligt sich die GRS an den EG-Vorhaben ESPRIT (Bild 4.3) und BRITE mit Projekten zu
  - Software-Sicherheit,
  - Prozeßüberwachung,
  - Qualitäts- und Produktüberwachung bei der Fertigung.
- Im Rahmen eines Verbundprojektes des BMFT beteiligt sich die GRS an einem Vorhaben der deutschen Industrie zur Prozeßüberwachung und -steuerung.
- Für Rohrleitungssysteme von Industrieanlagen, die mit Dampf oder Sauergas (Erdgassorte) beaufschlagt sind, wurden kritische Rißlängen und -flächen mit bruchmechanischen Ansätzen bestimmt.

5.1 GRS-Untersuchungen zur Sicherheit des Brennstoffkreislaufs und der Entsorgung

Wie die Übersicht in Bild 5.1 zeigt, besteht der nukleare Brennstoffkreislauf aus einer Vielzahl von Wegen und Stationen für

- die Gewinnung des Brennstoffs,
- die Herstellung der Brennelemente,
- den Einsatz in Reaktoren,
- die Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle,
- die Wiederaufarbeitung,
- die Uran-Plutonium-Rezyklierung,
- die Konditionierung der Abfälle und
- die Endlagerung.

Innerhalb der letzten Jahre war es ein wichtiges Ziel der GRS, zusammen mit der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) unter dem Aspekt einer ausgewogenen Sicherheitskonzeption Sicherheitsanforderungen für die Errichtung und den Betrieb dieser Anlagen zu entwickeln. Grundlage für diese Sicherheitsanforderungen waren ausländische Konzepte, umfangreiche eigene Untersuchungen sowie die Auswertung von Betriebserfahrungen bereits laufender Anlagen. Die Sicherheitsanforderungen bildeten eine sicherheitstechnische Basis für den Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) – früher Bundesminister des Innern – sowie für die jeweiligen Länderbehörden zur Genehmigung und Aufsicht dieser Anlagen. Darüber hinaus orientiert sich auch die Industrie beim Planen und Errichten von Anlagen des Brennstoffkreislaufs an diesen Sicherheitsanforderungen.

Im Jahr 1987 hat die GRS sicherheitstechnische Einzeluntersuchungen zu den nachfolgenden Themenbereichen durchgeführt.

Brennelementfabriken

Die GRS erfaßt regelmäßig besondere Vorkommnisse in Brennelementfabriken und Anreicherungsanlagen im In- und Ausland und wertet sie aus. Entsprechend werden die Sicherheitsanforderungen für

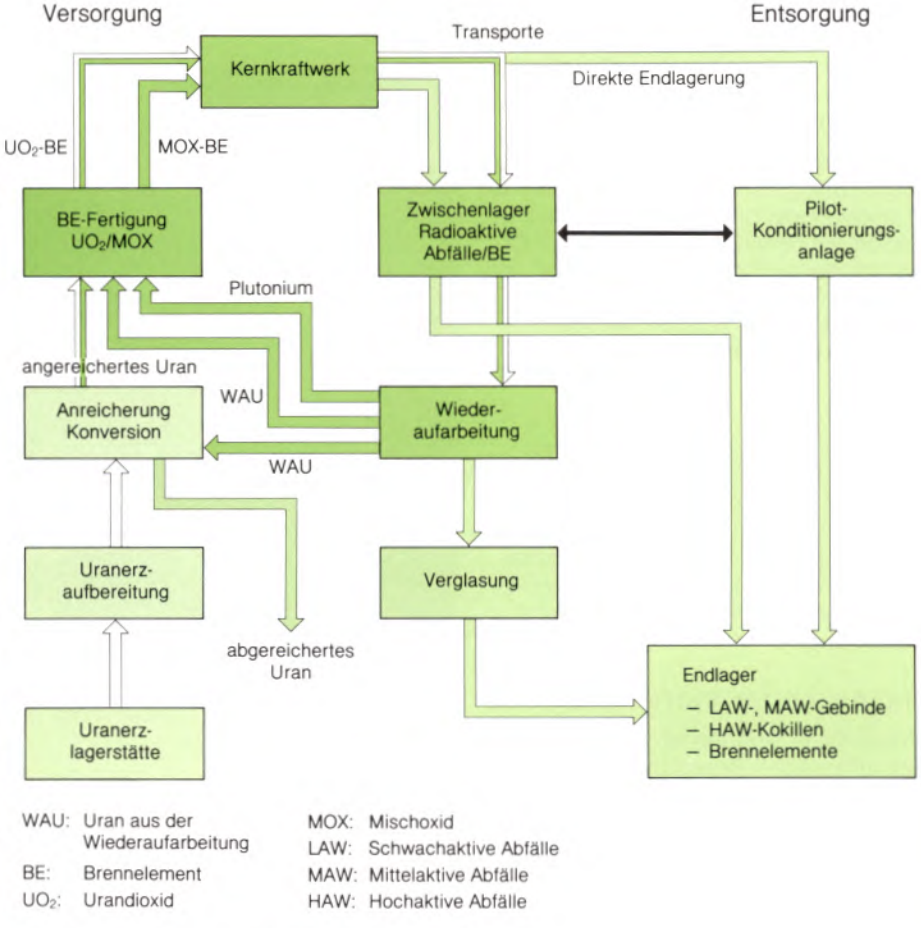


Bild 5.1: Der Kernbrennstoffkreislauf

Anlagen zur Herstellung von niedrig angereichertem Uran, Mischoxid-(MOX-) und Hochtemperaturreaktor-(HTR-)Brennelementen sowie für Urananreicherungsanlagen weiterentwickelt.

Eine geplante Studie über den möglichen Einsatz von Automatisierungs- und Fernhantierungstechniken soll dazu beitragen, die Strahlenbelastung und Störfallhäufigkeit zu minimieren.

Im Rahmen konkreter Genehmigungsverfahren wurden im Auftrag der Landesbehörden Sicherheitsanalysen zu den Themen Kritikalität, Störfallbewertung und verfahrenstechnische Abläufe für die Hanauer Brennelementfabriken erstellt.

Wiederaufarbeitung

Auch hier besteht ein wesentliches Aufgabengebiet darin, Vorkommnisse in deutschen (Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe) und ausländischen Anlagen zu erfassen und Sicherheitsanforderungen fortzuschreiben. Vertiefende Untersuchungen wurden auf folgenden Gebieten vorgenommen:

Brand

Um den Auslegungsstörfall „Brand" detaillierter zu beurteilen, werden Brandverläufe mit dem Rechencode FIRAC modelliert. Brandexperimente werden ausgewertet und das umfangreiche Datenmaterial im

„Handbuch zum Brand- und Explosionsschutz bei der Wiederaufarbeitung" dokumentiert.

Kritikalität

Die großen Erfahrungen der GRS bei der Bestimmung von Kritikalitätsparametern (Handbuch der Kritikalität) werden in internationalen Benchmark-Projekten der Organization for Economic Cooperation and Development/Committee on Safety of Nuclear Installations (OECD/CSNI) vervollständigt und erweitert.

Probabilistik

Um die Ausgewogenheit deterministischer Sicherheitsanalysen zu prüfen und eventuell zu ergänzen sowie internationale Entwicklungen beurteilen zu können, werden Grundlagen für eine probabilistische Sicherheitsbewertung wichtiger Anlagenteile der Wiederaufarbeitung erarbeitet.

Handbuch für Störfallanalysen

Wesentliche Störfallarten, Methoden der Störfallanalysen, Berechnungsgrundlagen für radiologische Auswirkungen, Verifikationen und Vergleiche von Rechenverfahren werden in einem Handbuch dokumentiert.

Als Partner in der Gutachter-Arbeitsgemeinschaft WA-Bayern wurden im Auftrag des Freistaates Bayern für die Wiederaufarbeitungsanlage bei Wackersdorf (WAW) ergänzende Untersuchungen zum fortgeschriebenen Anlagenkonzept, zu Sonderaspekten bezüglich Luftreinhaltung und Lärmschutz sowie zu den radiologischen Auswirkungen der WAW auf Österreich erstellt.

U/Pu-Rezyklierung

Unter Annahme verschiedener Rezyklierstrategien analysiert die GRS wichtige Sicherheitsaspekte zur thermischen Rezyklierung von Uran (U) und Plutonium (Pu) aus der Wiederaufarbeitung. Zur Beurteilung der Rückführung von Pu und U in Kernreaktoren wird ein Brennstoffkreislaufmodell zur Mengenbilanzierung entwickelt.

Bild 5.2: Luftaufnahme Gorleben (Foto: PTB, freigegeben durch Bezirksregierung Braunschweig, Nr. 5206/1)

Die Handhabung von Pu in den Hanauer Brennelement-Fabriken wurde einer vertieften Beurteilung vor Ort unterzogen.

Entsorgungsvorsorge

Ein computergestütztes Modell (BETRA) zum Nachweis der Entsorgungsvorsorge abgebrannter Brennelemente (BE) ist im Einsatz und wird anhand einer jährlichen Länderumfrage aktualisiert. Für die trokkene Lagerung abgebrannter BE wurden Sicherheitsanforderungen erstellt.

Eine Studie, die die langfristige Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle im Hinblick auf die Einleitung endlagergerechter Eigenschaften bewertet, wurde fertiggestellt und hinsichtlich der Wasserstoffentwicklung bei verpreßten Abfällen konkretisiert.

Weiterhin wurden wesentliche Forderungen zusammengestellt, mit denen sich radioaktive Abfälle lückenlos erfassen lassen, und ein praktikables Abfragesystem vorgeschlagen.

Die Abfallströme mit den radioaktiven Abfällen aus Kernkraftwerken wurden auf signifikante Radionuklide (Leitnuklide) analysiert und zugeordnet. Empfehlungen hinsichtlich Konditionierung, Aktivitätskontrolle bei der Konditionierung und Anforderungen für eine sachgemäße Endlagerung wurden zusammengestellt.

Transport

Bereits im Frühjahr 1987 wurde im Auftrag des BMU damit begonnen, das Transportaufkommen radioaktiver Stoffe in der Bundesrepublik Deutschland zu erfassen mit dem Ziel, abhängig von der Transportart und dem Transportgut das damit verbundene Risiko abzuschätzen.

Direkte Endlagerung

Das Forschungs- und Entwicklungsprogramm des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) zur Direkten Endlagerung von Brennelementen aus Hochtemperatur- und Leichtwasserre-

aktoren wird im Hinblick auf genehmigungsrelevante Fragen geprüft. Ziel ist es, ein vom Kernforschungszentrum Karlsruhe berechnetes, optimales Einlagerungskonzept – Mischkonzept von hochaktiven Abfällen (HAW), MOX- und HTR-Brennelementen und sonstigen radioaktiven Abfällen – unter radiologischen und Langzeitgesichtspunkten zu bewerten.

Endlagerung

Betriebsphase

Die von der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB) für das Endlager Konrad in Auftrag gegebenen Untersuchungen und Beiträge zu Störfallanalysen und zum bestimmungsgemäßen Betrieb der Anlage wurden abgeschlossen. Im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens wurden Einzelfragen von Einwendern beantwortet.

Für das geplante Endlager Gorleben (Bild 5.2) wurde damit begonnen, ein Konzept zur Durchführung von Störfallanalysen und zur Ermittlung der radiologischen Belastungen während der Betriebsphase zu erstellen.

Nachbetriebsphase

Die Langzeitsicherheit von Endlagern wird durch technische und natürliche Barrieren gewährleistet. Zur Modellierung und Bewertung dieser Rückhaltefunktionen macht die GRS unter Berücksichtigung hydrogeologischer Modelle die vorliegenden Rechencodes verfügbar:

EMOS, MARNIE – für den Nahbereich (in der Entwicklung)
SWIFT, NAMMU – für den Fernbereich
ECOSYS, ABG – für die Biosphäre.

Zur Verifikation und Validierung dieser Codes ist eine Teilnahme an den internationalen Benchmark-Projekten INTRAVALL, BIOMOVS sowie den OECD-Arbeitsgruppen PAAG und ISAG geplant.

Sensitivitätsuntersuchungen zur Bewertung wesentlicher Sicherheitsparameter, wie Konvergenz, Sorption, Matrixdiffusion, Dämme, wurden durchgeführt und, im Hinblick auf die Langzeitsicherheit, Zeitrahmen und Bewertungsmaßstab definiert.

Internationale Erfahrungen

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

U. Holzhauer
Hauptprojekt Brennstoffkreislauf und Entsorgung

5.2 Probabilistische Untersuchungen für Chemieanlagen

Probabilistische Untersuchungen, in denen mit Hilfe der Fehlerbaumanalyse die Wahrscheinlichkeit oder erwartete jährliche Häufigkeit unerwünschter Ereignisse in technischen Systemen ermittelt wird, sind bei Kernkraftwerken seit langem üblich. Für Chemieanlagen sind sie bislang recht selten. Ein wesentlicher Grund dafür liegt sicherlich darin, daß wegen der unterschiedlichen Gefährdungspotentiale in der chemischen Industrie, die beispielsweise von extremen Prozeßtemperaturen und -drücken, Brennbarkeit, Toxizität oder Explosibilität von Stoffen und der Möglichkeit spontaner Aufheizung, Zersetzung oder Polymerisation herrühren, das Augenmerk mehr auf die Identifizierung möglicher Gefährdungen gerichtet ist als auf die Ermittlung ihrer Eintrittshäufigkeiten. Außerdem mangelt es an geeigneten Zuverlässigkeitskenngrößen für Komponenten in Chemieanlagen, die zur Quantifizierung der Fehlerbäume erforderlich sind.

Im Auftrag des Umweltbundesamtes hat die GRS die Möglichkeiten systemanalytischer Methoden zur Durchführung von Sicherheitsanalysen für Chemieanlagen ausgelotet. Im Rahmen dieser Untersuchung – dokumentiert im Bericht GRS-59 „Ermittlung der Kriterien für die Anwendung systemanalytischer Methoden zur Durchführung von Sicherheitsanalysen von Chemieanlagen" – werden Teile einer Anlage zur Herstellung des Sprengstoffes Hexogen mit probabilistischen Methoden untersucht, um den Erwartungswert der Häufigkeit einer Explosion zu ermitteln.

Die Ergebnisse lassen sich verkürzt wie folgt wiedergeben:

- Schon im qualitativen Teil der Untersuchung wurden wichtige Hinweise zur Verbesserung der Anlage gefunden.
- Wesentliche Einsichten für eine Erhöhung der Sicherheit stammten aus einer eingehenden Analyse möglichen menschlichen Fehlverhaltens bei der Bedienung.

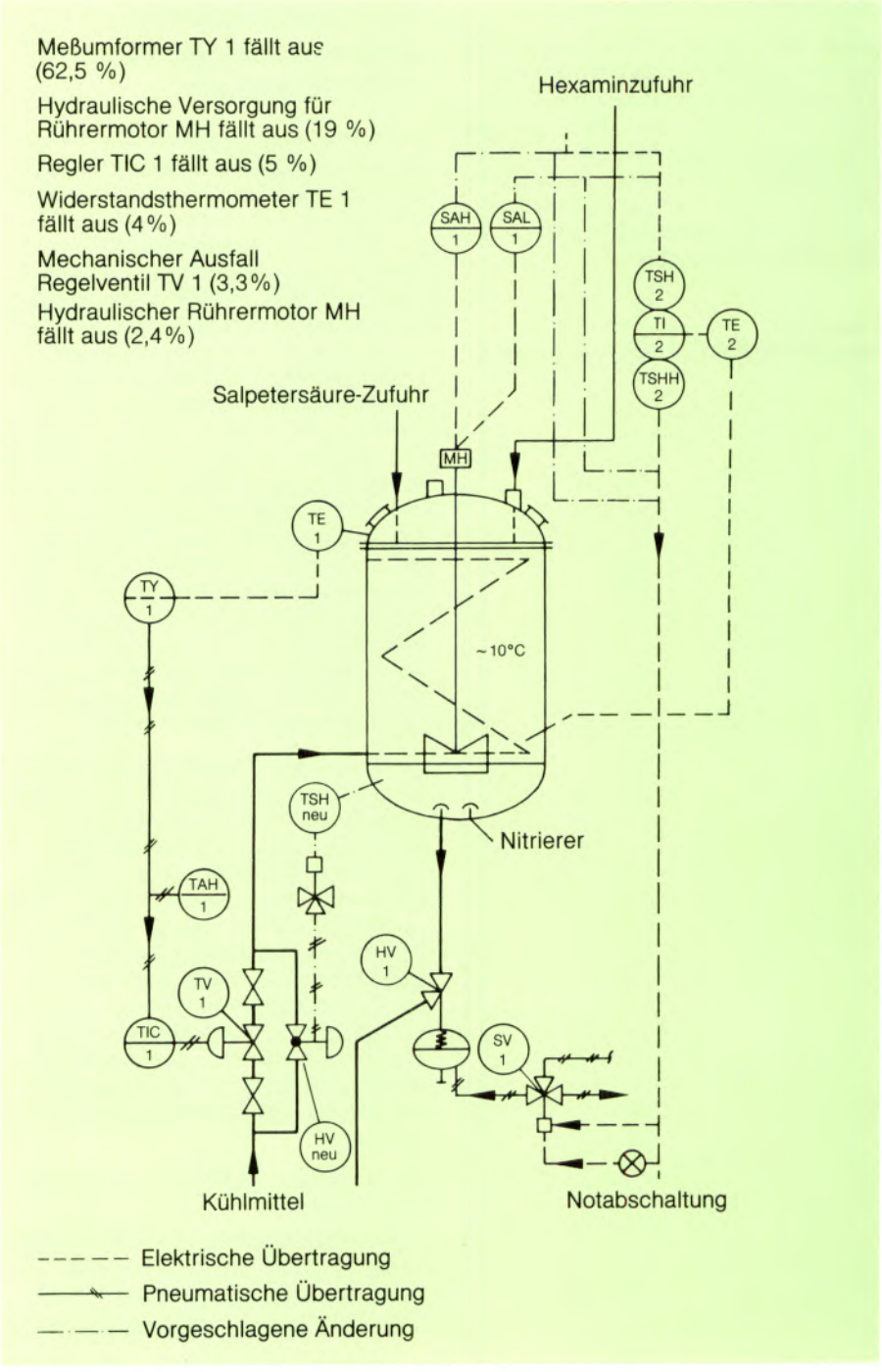


Bild 5.3: Beiträge einzelner störfallauslösender Ereignisse zur erwarteten Häufigkeit einer Explosion des Nitrierers bei der Herstellung von Hexogen

- Der quantitative Teil der Untersuchung deckte jene Ereignisabläufe auf, die einen wesentlichen Beitrag zur Explosionshäufigkeit liefern und bot einen Ansatzpunkt für Systemverbesserungen (Bild 5.3).
- Die vorgeschlagenen Systemverbesserungen sind mit geringem Aufwand durchzuführen und vermindern den Erwartungswert für die Eintrittshäufigkeit einer Explosion um den Faktor 10.

Erfreulich war die gute Zusammenarbeit mit dem Anlagenbetreiber, der die Vorschläge zur Anlagenverbesserung verwirklicht hat.

Wenngleich die qualitative Untersuchung bereits wichtige Einsichten über die Sicherheit der Anlagen lieferte, bleibt festzuhalten, daß der Weg zu einem ausgewogenen Sicherheitskonzept über die Quantifizierung führt. Um diese überzeugend durchführen zu können, muß allerdings die Datenbasis von Zuverlässigkeitskenngrößen für Chemieanlagen verbessert werden.

Diesem Ziel dient das Vorhaben „Erfassung von Zuverlässigkeitskenngrößen für Komponenten in Chemieanlagen", das die GRS im Auftrag des BMFT bearbeitet. Es schließt an die umfangreichen Datensammlungen im Kernkraftwerk Biblis und in konventionellen Kraftwerken an, die von der GRS durchgeführt worden sind. Ungefähr 1600 Komponenten in zwei Anlagen – Herstellung von Trinitrotoluol (TNT) und Nitroglykol – wurden dabei während eines Zeitraums von zweieinhalb Jahren beobachtet. Besonders berücksichtigt wurde der Einfluß von Betriebsgrößen, wie Druck und Temperatur, sowie der unterschiedlichen Medien auf die Kenngrößen. Nach Abschluß der Arbeiten im März 1988 wird eine erheblich erweiterte Datenbasis für probabilistische Untersuchungen von Chemieanlagen vorliegen.

U. Hauptmanns
Hauptprojekt Sicherheit von Industrieanlagen

GRS-Jahresbericht 1987

5.3 Thermohydraulik-Systemcode ATHLET

Die GRS entwickelt umfangreiche Rechenprogramme zur Analyse von Störfallsequenzen bei Druck- und Siedewasserreaktoren und verifiziert sie anhand der Voraus- und Nachrechnung von Reaktorsicherheitsexperimenten. Für die Analyse von Transienten hat sie die Programme ALMOS und ALMOD und für die Analyse von Kühlmittelverluststörfällen die Programme DRUFAN und FLUT bereitgestellt. Diese Programme wurden sowohl intern als auch extern für die analytische Betreuung von Reaktorsicherheitsexperimenten und für die Begutachtung von Auslegungsstörfällen im Rahmen atomrechtlicher Genehmigungsverfahren, beispielsweise für die Begutachtung der Vorkonvoi- und Konvoi-Anlagen, eingesetzt.

Aus

- dem Übergang auf sogenannte „Best Estimate Codes" im Genehmigungsverfahren, d. h. auf Programme mit einer realistischen Beschreibung der Störfallsequenzen und Angabe der verbleibenden Code-Unsicherheiten,
- dem erweiterten Anwendungsbereich der Programme, d.h. Analyse auslegungsüberschreitender Störfälle mit Bewertung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen und Analyse schwerer Störfälle mit Kernzerstörung, sowie
- dem Einsatz der Thermohydraulik-Programme als Prozeßmodell im Analysesimulator und in der Testwarte

resultieren neue Anforderungen an die Programme. Deshalb müssen der Modellumfang erweitert, die numerischen Lösungsverfahren fortentwickelt und die Programmtechnik entsprechend optimiert werden.

Hierzu werden die Modelle der bisher verwendeten Einzelcodes ALMOS, ALMOD, DRUFAN und FLUT mit einer neuen Codestruktur in dem Thermohydraulik-Systemcode ATHLET (**A**nalyse der **T**hermo**h**ydraulik für **Le**cks und **T**ransienten) zusammengeführt, um abhängig von der jeweiligen Fragestellung mit vereinfachten oder sehr detaillierten Modellen das gesamte Störfallspektrum mit einem einzigen Code analysieren zu können.

Mit diesem Vorgehen ergeben sich erhebliche Rationalisierungsvorteile sowohl bei der Entwicklung und Verifikation des Programms als auch beim Erstellen und der Pflege von Datensätzen.

ATHLET ist modular aufgebaut, d. h. mehrere Routinen sind jeweils zu eigenständigen Funktionseinheiten zusammengefaßt. Modelle mit eigener Zeitintegration bilden unabhängige Module, beispielsweise

- Thermofluiddynamik-Netzwerk,
- Wärmeleitmodell,
- Neutronenkinetik,
- Regelungs- und Kontrollmodelle.

Das Thermofluiddynamik-Netzwerk besitzt innerhalb der gesamten Codestruktur eine zentrale Bedeutung. Sein wesentliches Strukturelement, das Objekt, stellt eine oberhalb der Einzelelemente (Kontrollvolumen, Verbindungsleitungen) liegende Einheit dar. Es ist damit sowohl Träger der physikalischen Modelle als auch Grundbaustein für den flexiblen Aufbau von Komponenten und beliebigen Rohrnetzen bis hin zur Mehrkanalsimulation mit oder ohne Queraustausch.

Die neue ATHLET-Ein- und -Ausgabe basiert ebenfalls auf der Objektstruktur. Indem die Geometrie- und Modelldaten von den Nodalisierungsdaten getrennt werden, läßt sich ein hohes Maß an Transparenz und Flexibilität hinsichtlich der Datensatzanpassung an die jeweilige Problemstellung verwirklichen. Neben der von ATHLET durchgeführten automatischen Überprüfung der Eingabedaten auf Vollständigkeit und Konsistenz werden dem Anwender Hilfsmittel zur Verfügung gestellt, die sowohl die Geometrie und die Objektverknüpfung als auch die Nodalisierung der Objekte grafisch darstellen und damit zur zusätzlichen Überprüfung und zur Dokumentation eines Eingabedatensatzes herangezogen werden können. Bild 5.4 zeigt beispielhaft die auf der Grundlage der Eingabedaten wiedergegebene Anordnung der Einzelobjekte und deren Nodalisierung für den Primär- und Sekundärkreis eines Druckwasserreaktors.

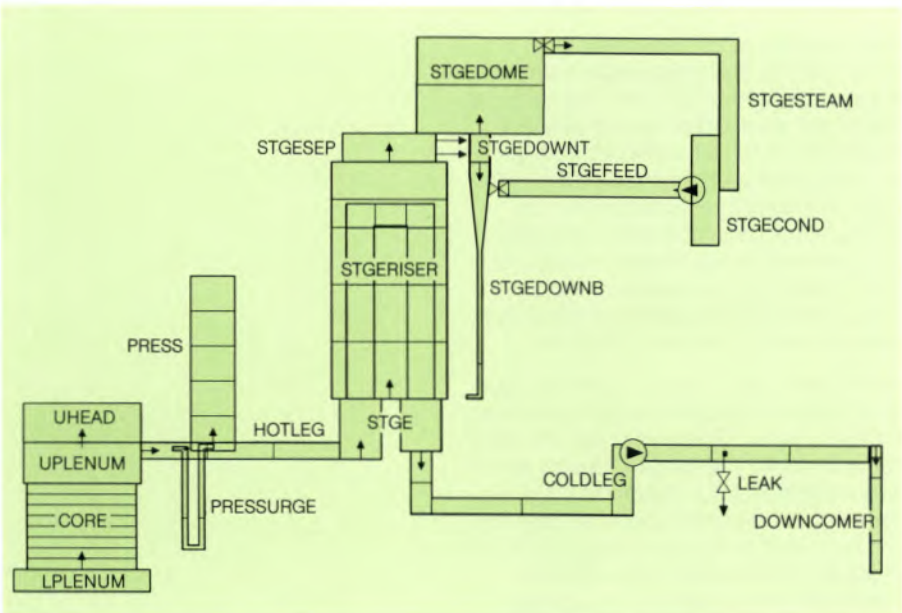


Bild 5.4: Anordnung der Einzelobjekte und deren Nodalisierung für den Primär- und Sekundärkreis eines Druckwasserreaktors

In einem ersten Arbeitsschritt wurde DRUFAN in die neue Codestruktur eingebracht und eine neue Ein- und Ausgabe geschaffen. Außerdem wurde eine Weiterentwicklung des aus ALMOD stammenden Moduls GCSM (General Control Simulation Model) zur Nachbildung von Regel- und Kontrollsystemen angekoppelt. Diese erste Version von ATHLET wurde 1987 fertiggestellt. Sie umfaßt den Simulationsumfang von DRUFAN und ersetzt diesen Code auch zunehmend in der Anwendung. Neben der Voraus- und Nachrechnung von Reaktorsicherheitsexperimenten wurde diese Version bereits zur Analyse von Kühlmittelverluststörfällen im Rahmen der Risikobewertung für die in China in Bau befindliche Anlage Qinshan eingesetzt.

In einem weiteren Arbeitsschritt, der bereits weit gediehen ist, werden ALMOS/ALMOD-Modelle, wie z.B. die integrierte Massen- und Impulsbilanz oder die eindimensionale Neutronenkinetik, in ATHLET implementiert. Damit wird nicht nur der breite Anwendungsbereich der Transienten erschlossen, sondern auch eine schnell laufende ATHLET-Version bereitgestellt, die im interaktiven Analysesimulator (plant analyzer) eingesetzt wird.

Der vierte eingangs genannte Code, FLUT, der mit sechs Grundgleichungen die ausführlichste Form der Fluiddynamik beinhaltet, wird in den Jahren 1988/89 ebenfalls in ATHLET implementiert, so daß die bisherige Schnittstelle DRUFAN/FLUT bei Notkühlrechnungen entfällt. Weitere Entwicklungsarbeiten betreffen die Erweiterung des Modellumfangs für die Analyse von Siedewasserreaktoren sowie die Erstellung einer speziellen Version zur Analyse schwerer Störfälle.

Der Bereich der schweren Störfälle liegt außerhalb des Simulationsumfangs der erwähnten Codes. Es entsteht hier ein völlig neuer Modellierungsbedarf. Gelöst wird diese Aufgabe durch Zusammenführung der ATHLET-Thermohydraulikmodelle mit den beim Institut für Kernenergetik (IKE), Stuttgart, entwickelten Kernschmelz-, Spaltproduktfreisetzungs- und Spaltprodukttransportmodellen in einer Version ATHLET-SA (ATHLET-**S**evere **A**ccidents). Neben der Zusammenarbeit mit dem IKE besteht eine enge Verbindung zum Commissariat à l'Energie Atomique (CEA), Frankreich.

Die Entwicklung der Rechenprogramme ATHLET und ATHLET-SA sowie das Erstellen der Datensätze für alle Leichtwasserreaktoren der Bundesrepublik Deutschland gewährleisten, daß auch in Zukunft die benötigten Werkzeuge, die Datenbasis, das Fachwissen und die Erfahrungen in der GRS vorliegen werden, um die erweiterte Fragestellung zum Betriebs- und Störfallverhalten von Leichtwasserreaktoren beantworten zu können.

W. Frisch, Abt. Reaktordynamik
K. F. Wolfert, Abt. Thermohydraulik II

5.4 Die Versuchsanlage LOFT als Beispiel für internationale Kooperation

Die Versuchsanlage LOFT (**L**oss **o**f **F**luid **T**est) – eine Druckwasserreaktor-Anlage mit einer thermischen Leistung von 50 MW – wurde auf dem Gelände des Idaho National Engineering Laboratory (INEL) im Bundesstaat Idaho, USA, errichtet. Im Jahr 1962 hatte die damalige amerikanische Atomenergiekommission (AEC) die Anlage in Auftrag gegeben mit dem Ziel, Kühlmittelverluststörfälle bis zum Kernschmelzen einschließlich Spaltproduktfreisetzung experimentell zu untersuchen. Im Laufe der Jahre wurden jedoch die Zielsetzung und das Untersuchungsprogramm geändert. Daraufhin hat die amerikanische Nuclear Regulatory Commission (NRC) in der Zeit von 1976 bis1983 siebenunddreißig Kühlmittelverlust- und Transientenstörfälle ohne Kernschäden simulieren lassen. Erst bei dem LOFT-Programm der Organization for Economic Cooperation and Development (OECD) – acht Experimente zwischen 1983 und 1986 – wurden zwei Spaltproduktfreisetzungs-Experimente gefahren.

Im zweiten Spaltproduktfreisetzungs-Experiment LP-FP-2 vom 9. Juli 1985 wurde eine Teilzerstörung des Kerns zugelassen, um Ablauf und Konsequenzen aus schweren Störfällen näher untersuchen zu können. Nach diesem Experiment wurde die Reaktoranlage abgetragen. Das zum Teil zerstörte Zentralbündel wurde allerdings für die Nachuntersuchungen in den Heißen Zellen auf dem Gelände des INEL aufbewahrt. In diesem Beitrag werden die Organisation des OECD-LOFT-Projekts, die wichtigsten Ergebnisse aus den Experimenten und die laufende Nachuntersuchung des LP-FP-2-Zentralbündels dargestellt.

Organisation des Projekts

Neun OECD-Länder (Bundesrepublik Deutschland, Finnland, Großbritannien, Italien, Japan, Österreich, Schweden, Schweiz und USA) haben sich Anfang 1983 auf ein LOFT-Projekt mit einem Ge-

samtvolumen von 91,21 Millionen US-Dollar zur Finanzierung von acht Experimenten geeinigt (Tabelle 5.1). Als zehntes Mitgliedsland ist Spanien im Jahr 1984 beigetreten. Mit der Durchführung der Experimente wurde die Firma EG & G, Idaho, beauftragt. Ein Management Board, bestehend aus Repräsentanten der Mitgliedsländer, verfolgt und überwacht das Projekt. Für technische Fragen wurde eine Program Review Group (PRG) konstituiert. Die PRG hat sich während der letzten fünf Jahre bemüht, den maximalen Nutzen für die Mitgliedsländer zu ziehen. Sie tagte bis zu vier Mal im Jahr, um die Auswertung der Experimente intensiv zu betreiben. Die Mitgliedsländer beteiligten sich an der Durchführung und Auswertung der Versuche in vielseitiger Form:

- Entsendung von Wissenschaftlern zu EG & G oder in beteiligte Länder,
- Vorausrechnung der Experimente mit eigenen Rechenprogrammen,
- Nachrechnung der Experimente und Erstellung eines Vergleichsberichtes,

Versuch	Datum	Randbedingungen	Zustand der Pumpe	Wesentliche Versuchsergebnisse
LP-FW-1	20. 2. 83	Ausfall der Speisewasserversorgung	abgeschaltet bei 8,76 MPa	Energieabfuhr durch primärseitiges Einspeisen und Abblasen (feed and bleed), gesichertes Abfahren der Anlage.
LP-SB-1	23. 6. 83	Kleines Leck im ILHL[1] (∅ ≙7,62 cm in DWR)	abgeschaltet bei 11,12 MPa	Einsetzen von Schichtströmung im heißen Strang begrenzt den Ausströmvorgang. Keine Kernfreilegung.
LP-SB-2	14. 7. 83	Kleines Leck im ILHL[1] (∅ ≙7,62 cm in DWR)	abgeschaltet bei 3,16 MPa	Schichtströmung im heißen Strang analog zu Versuch LP-SB-1. Erwarteter Temperaturanstieg nicht aufgetreten.
LP-SB-3	5. 3. 84	Kleines Leck im ILCL[2] (∅ ≙4,66 cm in DWR) mit Ausfall der Hochdruckeinspeisung	abgeschaltet bei minimalem Wasserinventar	Systemdruck länger als 1000 s auf hohem Niveau (ca.7 MPa). Kernfreilegung nach dem Pumpenabschalten. Sekundärseitiges Abblasen wirksam zur Verringerung des primärseitigen Druckes.
LP-02-6	3. 10. 83	2F-Bruch im BLCL[3] mit Ausfall der Energieversorgung	abgeschaltet	Wiederbenetzung während Blowdownphase auch bei normal auslaufender Pumpe. Keine Kernbeschädigung bei minimaler US-Einspeisekonfiguration.
LP-LB-1	3. 2. 84	2F-Bruch im BLCL[3] mit Ausfall der Energieversorgung und schnell auslaufender Pumpe	abgeschaltet und Laufrad entkoppelt	Mehrdimensionale Effekte im oberen Kernbereich. Begrenzte Kernbeschädigung bei minimaler britischer Einspeisekonfiguration.
LP-FP-1	19. 12. 84	Spaltproduktfreisetzungsversuch 2F-Bruch im BLCL[3] und Ausfall der Energieversorgung sowie Verzögerung der Notkühleinspeisung	abgeschaltet und Laufrad entkoppelt	Bersten von nur 8 der 22 hoch angereicherten Stäbe aufgrund einer ungeplanten Einspeisung in das obere Plenum. Spaltprodukt-Rückhaltevermögen im Primärkreislauf höher als erwartet wegen der kombinierten Einspeisung (deutsche Einspeisekonfiguration).
LP-FP-2	9. 7. 85	Schwerer Störfall durch Bruch einer Leitung im Niederdruckeinspeisesystem (∅ = 2,95 mm) mit verzögerter Notkühleinspeisung	abgeschaltet	Kernfreilegung und Aufheizung des Zentralbündels bis zu Temperaturen von 2400 K sowie Teilzerstörung infolge verzögerter Notkühleinspeisung.

[1] *ILHL = Intakter Kreislauf, heißer Strang (Intact Loop Hot Leg)*
[2] *ILCL = Intakter Kreislauf, kalter Strang (Intact Loop Cold Leg)*
[3] *BLCL = Gebrochener Kreislauf, kalter Strang (Broken Loop Cold Leg)*

Tabelle 5.1: OECD-LOFT-Experimente

– abschließende Dokumentation der Analyseergebnisse im EASR-Bericht (Experiment Analysis and Summary Report).

Alle diese Aktivitäten wurden von der PRG geleitet. Zusätzlich wurden zwei Topical Meetings abgehalten:

– „OECD-LOFT Specialists Meeting on Small Break LOCA" 1985 in Pisa, Italien,

– „OECD-LOFT Workshop on Large Break LOCA" 1987 in Grindelwald, Schweiz.

Im August 1986 wurde das Projekt auf 95,81 Millionen US-Dollar erweitert, um die Nachuntersuchung des Zentralbündels aus dem Experiment LP-FP-2 durchzuführen.

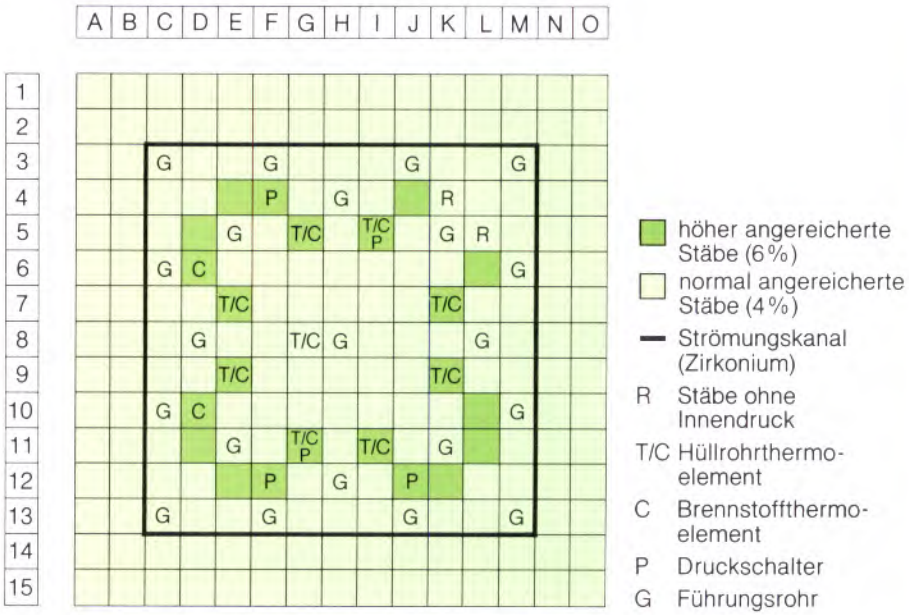


Bild 5.5: Zentralbündel im Experiment LP-FP-1 mit Instrumentierung

Experimente

Die sechs thermohydraulischen Experimente wurden mit dem Ziel definiert, Unsicherheiten und Wissenslücken zu beseitigen, die nach dem Versuchsprogramm der amerikanischen Nuclear Regulatory Commission (NRC) aus den Jahren 1976 bis 1982 noch verblieben waren. Bei den beiden Spaltproduktfreisetzungs-Versuchen wurde zum ersten Mal eine Integralversuchsanlage mit nuklearem Kern für die Untersuchung von Unfallabläufen mit weitergehenden Konsequenzen als die bisher untersuchten Kühlmittelverluststörfälle eingesetzt. Die Randbedingungen und wichtigsten Ergebnisse der Versuche sind in Tabelle 5.1 zusammengestellt.

Die GRS war maßgeblich an der Definition und Auswertung des ersten Spaltproduktfreisetzungs-Versuchs LP-FP-1 beteiligt. Das Experiment diente dazu, die Wechselwirkung zwischen Thermohydraulik und Spaltproduktfreisetzung bei einem Bruch der Hauptkühlmittelleitung mit verzögerter Notkühleinspeisung zu untersuchen. Das Zentralelement (Bild 5.5) beinhaltete 22 höher angereicherte Stäbe (6% Uran-235), die außerdem mit einem höheren Helium-Innendruck von 2,4 MPa beaufschlagt wurden. Damit war sichergestellt, daß die 22 Stäbe im Temperaturbereich zwischen 1100 und 1200 K versagen. Danach sollte die kombinierte Einspeisung nach deutscher Spezifikation aktiviert werden. Bei der Durchführung des Experiments im Dezember 1984 floß Notkühlwasser früher als vorgesehen in das obere Plenum. Dies führte zu einem heterogenen Temperaturverhalten im Zentralelement, wie es beispielhaft in Bild 5.6 dargestellt ist, wobei nur 8 der 22 Stäbe versagten. Dennoch wurden für die Meßtechnik genügend Spaltprodukte freigesetzt. Die kombinierte Einspeisung wurde mit etwa 200 Sekunden Verzögerung aktiviert.

Die Verantwortung für die Nachanalyse des Versuchs sowie den umfassenden Analysebericht EASR übernahm die GRS. Der EASR für den Versuch LP-FP-1 umfaßt die Zusammenarbeit von zehn verschiedenen Organisationen aus der Bundesrepublik Deutschland, Großbritannien, Schweiz, Österreich, Spanien und USA. Er erscheint daher in vier Bänden. Die Bände 1 und 2 – sie behandeln Neutronenphysik und Thermohydraulik des Experiments einschließlich qualitativer Nachrechnungen mit dem Rechencode DRUFAN-02 – sind bereits erschienen[1]. Band 3 beinhaltet die Ergebnisse der Nachrechnungen mit den thermohydraulischen Codes TRAC/PF1/MOD1 und RELAP5/MOD2 und dem Brennstabverhaltens-Programm BALO-2A. Band 4 umfaßt die Analyse der Spaltproduktmessungen und einige Nachrechnungen hierzu. Die Bände 3 und 4 sind im Entwurf fertiggestellt.

Das zweite Spaltproduktfreisetzungs-Experiment LP-FP-2 war das letzte Experiment in der Reaktoranlage LOFT. Dafür wurde die Anlage umgebaut, um einen hypothetischen schweren Störfall (V-Sequence) in der amerikanischen Druckwasserreaktor-Anlage SURRY zu simulieren. Bei diesem Störfall gelangen die Spaltprodukte unter Umgehung des Containments in die Umgebung. In der Anlage SURRY

[1] *Wahba, A. B.:*
Thermal Hydraulic EASR of OECD-LOFT LP-FP-1
OECD LOFT-T-3709, Rev., November1986

GRS-Jahresbericht 1987

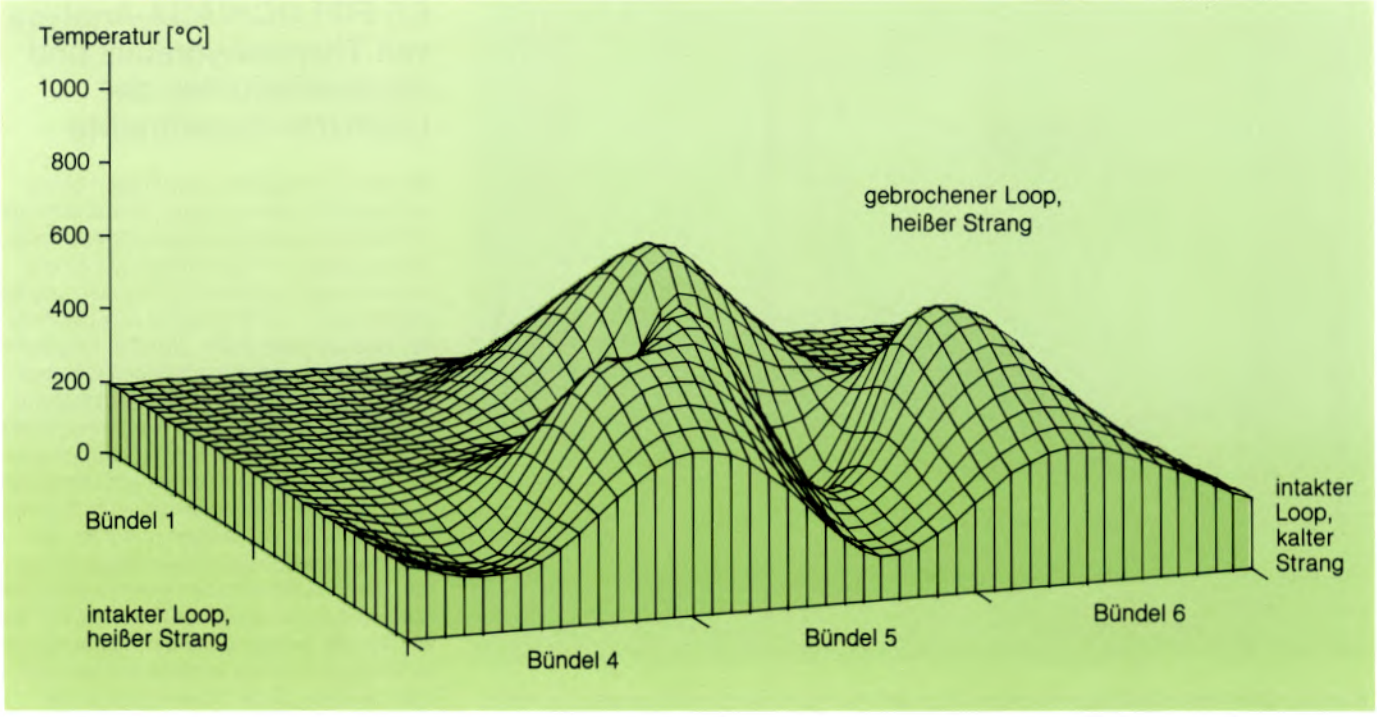


Bild 5.6: Radiale Temperaturverteilung in Ebene 7 (1,04 – 1,14 m) bei Experiment LP-FP-1. Zeit nach Störfallbeginn: 346 s

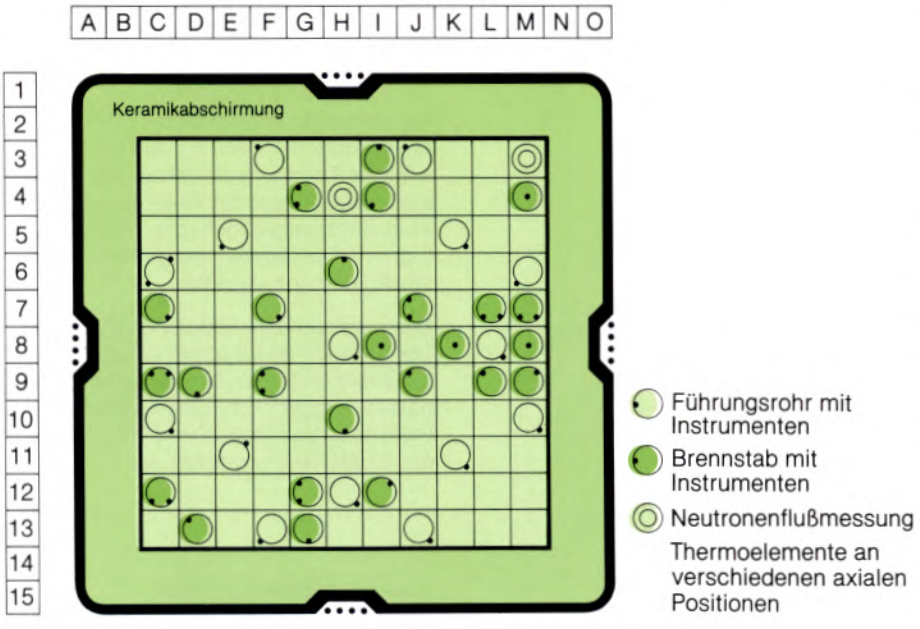


Bild 5.7: Zentralbündel in Experiment LP-FP-2 mit Instrumentierung

befinden sich die Niederdruck-Einspeisesysteme (LPIS) außerhalb des Containments. Bei einem Bruch in einer LPIS-Leitung entsteht eine direkte Verbindung zwischen dem Primärkreislauf und der Umgebung.

Der Störfall wurde in der LOFT-Anlage durch Abschalten der Pumpen und einen simulierten Bruch (Öffnen eines Ventils) im intakten kalten Strang initiiert. Erst bei niedrigem Druckniveau wurde ein zweites Ventil in der LPIS-Leitung geöffnet. Die Notkühleinspeisung wurde so lange verzögert, bis der Kern freigelegt war und die maximale Temperatur im Zentralbündel oberhalb 2100 K für länger als vier Minuten aufrechterhalten blieb. Danach wurde die Notkühleinspeisung aktiviert und die Anlage wieder in einen sicheren Zustand gebracht. Das Zentralbündel wurde speziell für dieses Experiment hergestellt (Bild 5.7). Wesentliche Teile der geschmolzenen Abschalt- und Brennstäbe verblieben im Zentralbündel. Der gemes-

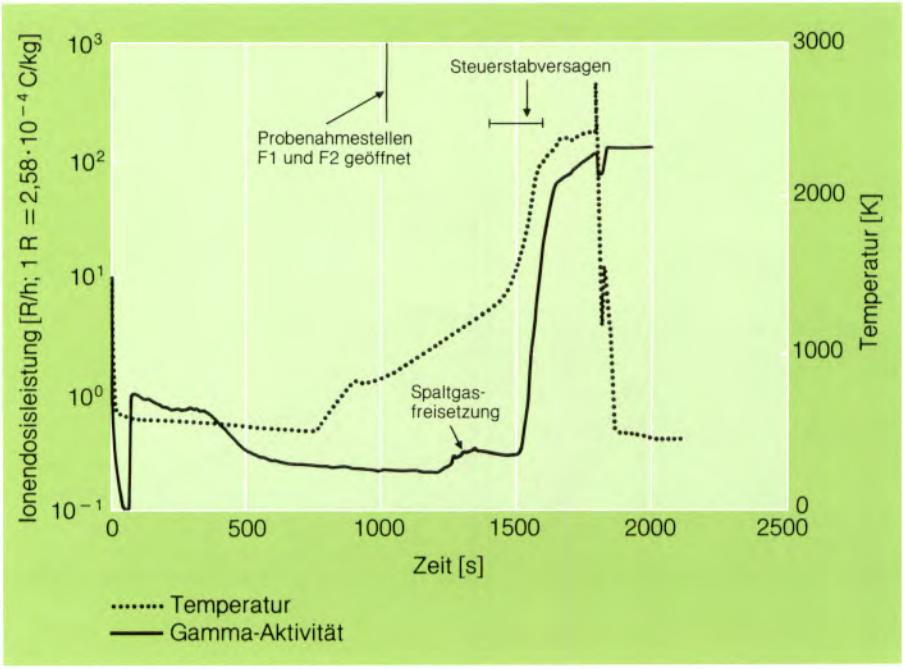


Bild 5.8: Gamma-Aktivitätsmessungen über den Kern und Brennstofftemperaturverhalten bei Experiment LP-FP-2

sene Temperaturverlauf und die auftretende Gamma-Strahlung sind in Bild 5.8 dargestellt.

Die ersten Analyseergebnisse des Experiments LP-FP-2 haben gezeigt, daß zwar genügend Meßinformationen über die Freisetzung von Spaltprodukten und Wasserstoff vorliegen. Um detaillierte Kenntnisse über Wechselwirkungen zwischen geschmolzenen Materialien und entwickelten Gasen zu gewinnen, sind jedoch weitere Analysen erforderlich. Daher hat das Management Board einem erweiterten Untersuchungsprogramm für das Zentralbündel zwischen Juli 1986 und September 1989 zugestimmt. Das Bündel wird mittels Neutronenradiographie erforscht, um Positionen für horizontale und vertikale Schliffe zu wählen. Diese ca. 40 Schliffe werden physikalisch und chemisch untersucht, um die Strukturen der Schmelze, Rückhaltevermögen von Spaltprodukten, Oxidationsgrad der Hüllrohrmaterialien, Temperaturverteilungen usw. zu ermitteln. Dieses Experiment wird in der GRS gemeinsam mit dem Unfallablauf im Kernkraftwerk Three Mile Island (TMI-2) im Rahmen eines Forschungsvorhabens über Schwere Störfälle analysiert.

E. F. Hicken, A. B. Wahba
Bereich Verfahren

5.5 FIPLOC/NAUA-Analyse von Thermohydraulik und Aerosolverhalten der DEMONA-Experimente

Bei der Einschätzung der Folgen eines schweren Unfalls in einem Kernkraftwerk mit teilweise oder ganz zerstörtem Reaktorkern spielt der Quellterm, das ist die zeit- und nuklidspezifische Freisetzung für luftgetragene Radioaktivität aus der Anlage, eine zentrale Rolle. Um den Quellterm bestimmen zu können, müssen die sehr komplexen Vorgänge in der Atmosphäre eines Sicherheitsbehälters während eines Unfalles hinreichend genau bekannt sein. Ein besonderes Augenmerk gilt dabei der gegenseitigen Beeinflussung von thermohydraulischen Vorgängen und dem Verhalten von aerosolförmigen Spaltprodukten, deren Konzentration durch natürliche Abbauprozesse stark vermindert wird. So werden die Aerosole mit den Konvektionsströmungen im Sicherheitsbehältervolumen verteilt, lokale Übersättigung der Atmosphäre führt zur Tropfenbildung und einer beschleunigten Ablagerung der Aerosole, und die mit den Aerosolen mitgeführte Nachzerfallswärme beeinflußt wiederum den thermohydraulischen Zustand.

Zur integralen Simulation dieser gekoppelten Vorgänge entwickelt die GRS das Rechenprogramm FIPLOC, das auf dem bewährten Thermohydraulikteil des Wasserstoffverteilungscodes RALOC aufbaut[1]. Auch international geht der Trend dazu, integrierte Containmentprogramme zu erstellen und anzuwenden.

Diese aufwendige Simulation macht eine Überprüfung des Modells anhand einer entsprechenden experimentellen Datenbasis unumgänglich. Einen wesentlichen Schritt zur Verifikation von FIPLOC stellt das DEMONA-Programm dar.

[1] *Jahn, H., G. Weber und T. Pham: Description of the Mod2/85 Versions of the RALOC/FIPLOC Family Dezember 1986, unveröffentlicht*

Das DEMONA-Programm

Das DEMONA-Programm wurde zur **De**monstration des **n**uklearen **A**erosolverhaltens in den Jahren 1984 bis 1986 durchgeführt. Die beteiligten Organisationen waren das Kernforschungszentrum Karlsruhe, das Battelle-Institut, die Kraftwerk Union AG, das Eidgenössische Institut für Reaktorforschung und die GRS. Insgesamt wurden neun Hauptversuche im 640 m großen Battelle-Modellcontainment in Frankfurt/Main gefahren. Die Versuchsanlage ist eine im Maßstab 1:4 linear verkleinerte Nachbildung des Sicherheitsbehälters aus Stahlbeton des Kernkraftwerks Biblis A. Sowohl die thermohydraulischen Randbedingungen als auch die Aerosolkonzentration und -zusammensetzung wurden den zu erwartenden Verhältnissen bei einem Kernschmelzunfall angenähert. Die thermohydraulische Fahrweise des Versuchs, die Aerosoleigenschaften, aber auch die innere Containmentstruktur wurden im Hinblick auf eine möglichst breite experimentelle Datenbasis variiert. Die Testmatrix (Tabelle 5.2) zeigt einige Auslegungsmerkmale der neun Hauptversuche.

Eine aufwendige Meßtechnik mit räumlich verteilten Meß- und Probenahmestellen ermöglichte es, die Thermohydraulik- und Aerosolgrößen hinreichend genau lokal zu erfassen.

Experiment		Geometrie	GRS-Rechnung[1)]	Nodalisierungen [Zonenanzahl]
A1	Kalibrierversuch	teilweise unterteilt	N	22
B2	Trockenversuch	quasi Einraum	V	33
B3	Basisversuch	quasi Einraum	N	9
B4	Basisversuch	quasi Einraum		
B5	„Transienter" Versuch	quasi Einraum	V	33
B6	Low-Concentration-Versuch	quasi Einraum		
A7	Eisenoxidaerosol-Versuch	quasi Einraum	N	8
A8	Mischaerosol-Versuch	quasi Einraum		
A9	Mehrraumversuch	Mehrraum	V/N	8/18

[1)] *V: Vorausrechnung N: Nachrechnung*

Tabelle 5.2: Die neun Hauptversuche des DEMONA-Programms

FIPLOC und FIPLOC/NAUA-Rechnungen

Drei Ziele standen bei den von der GRS durchgeführten Rechnungen zu DEMONA im Vordergrund:

- Unterstützung der experimentellen Versuchsauslegung,
- Analyse der Meßergebnisse, vor allem im Hinblick auf die Wechselwirkung zwischen Thermohydraulik und Aerosolverhalten,
- Verifikation der eingesetzten Rechenmodelle.

Zum Einsatz kamen das Mehrraum-Containmentmodell FIPLOC und eine Mehrzonenversion des Aerosolmodells NAUA. In FIPLOC ist ein monodisperses Aerosolmodell integriert. Die Änderung des Partikelgrößenspektrums durch Koagulation, Kondensation und Abbauprozesse wird berücksichtigt, indem der zeitabhängige Verlauf einer repräsentativen Partikelgröße vorgegeben wird.

Das gekoppelte Programmsystem FIPLOC/NAUA erlaubt die Simulation des zeitlich veränderlichen Partikelgrößenspektrums. Dabei werden die thermohydraulischen FIPLOC-Ergebnisse von einer nachfolgenden NAUA-Rechnung übernommen.

Insgesamt wurden zu sechs der neun DEMONA-Versuche von der GRS Voraus- und Nachrechnungen durchgeführt[2)]. Alle Rechnungen waren Mehrraumrechnungen, wobei das Containmentvolumen je nach Erfordernis in sieben bis zu 33 Rechenzonen unterteilt wurde (Tabelle 5.2). Exemplarisch werden hier die Ergebnisse zu dem Basisexperiment B3 und dem Multicompartmenttest A9 diskutiert.

Basisversuch B3

Nachdem der Kalibrierversuch A1 gezeigt hat, daß es unter der teilweise unterteilten inneren Containmentstruktur zu einer Atmosphärenschichtung kommt, wurden für die nachfolgenden Versuche B2 bis A8 Modifikationen vorgenommen, die eine Homogenisierung der Containmentatmosphäre bewirken sollten. Die Überlegung dazu war, die Komplexität der Integralversuche durch räumliche Effekte vorerst nicht zu groß werden zu lassen. Das Experiment B3 gehört zu den Versuchen, die unter dieser Quasi-Einraum-Geometrie durchgeführt wurden.

Mit FIPLOC wurden die lokalen Meßdaten und die Durchmischungsvorgänge in guter Übereinstimmung mit dem Experiment analysiert. Hervorzuheben ist, daß die Rechnung einzelne Zonen auswies, die sich temporär überhitzten, während andere gesättigt blieben. Dies wurde auch indirekt über die Temperaturmessung experimentell bestätigt. Ebenso zeigt die Analyse, daß Kondensation an Partikeln auch ein auf einen Teilbereich des Containments beschränkter Effekt sein kann.

Die FIPLOC/NAUA-Rechnung zeigt weiter, daß nur während der ca. einstündigen

[2)] *Weber, G., E. Schrödl und H. Jahn: FIPLOC-Mehrraumrechnungen zu DEMONA-Experimenten DEMONA Abschlußkolloquium, KfK, Juni 1987*

Aerosoleinspeisephase die Konvektionsströmung nicht stark genug war, homogene Verhältnisse herzustellen. Erst während der Abbauphase bewirkt eine starke Konvektionsströmung, die aus dem Zentralraum in die Kuppel und von dort sowohl in die übrigen Innenräume als auch in den Ringraum führt, von wo sie wieder in den Zentralraum zurückkehrt, eine gute Durchmischung. Diese Strömungsverhältnisse sind weitgehend stationär (Bild 5.9)[3].

Die FIPLOC/NAUA-Rechnung zur Verteilung des SnO_2-Aerosols stimmt gut mit den experimentellen Werten überein. Mit diesen Ergebnissen wurde auch im Rahmen eines Benchmark-Projekts der Kommission der Europäischen Gemeinschaften im internationalen Vergleich mit Erfolg teilgenommen (Bild 5.10).

Multicompartmenttest A9

Durch Verändern der inneren Struktur – Unterteilen des Zentralraums durch eine horizontale Platte und Schließen einiger Überströmöffnungen – wurde in Anlehnung an einen Druckwasserreaktor-Sicherheitsbehälter eine Mehrraumgeometrie geschaffen. Erste Überlegungen ließen relativ große Aerosolkonzentrationsunterschiede erwarten. Insbesondere wurde damit gerechnet, daß der eingespeiste Dampf den Zentralraum von Aerosol relativ schnell freispülen würde. Im Experiment selbst konnten aber nur verhältnismäßig geringe lokale Aerosolkonzentrationsunterschiede gemessen werden. Auch wurden in dem ursprünglich als „Totraum" eingestuften Raum R5 außergewöhnlich hohe Aerosolkonzentrationen gemessen.

Erst mit einer FIPLOC-Nachrechnung konnten diese Ergebnisse erklärt werden. Zwei überlagerte Konvektionswalzen wurden mit FIPLOC identifiziert (Bild 5.11). Eine äußere läuft über die vier Innenräu-

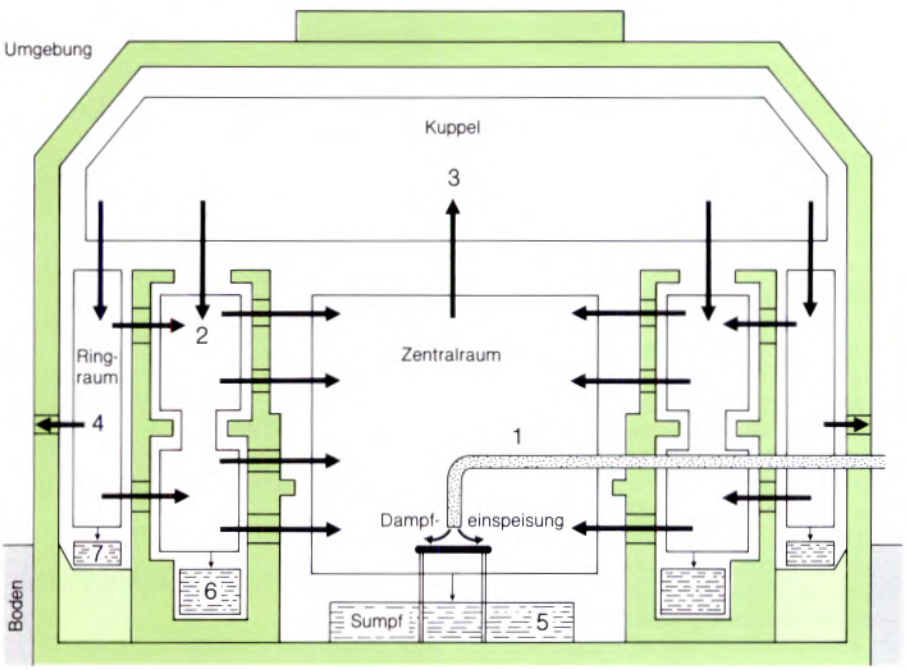


Bild 5.9: DEMONA-Basisversuch B3, mit FIPLOC berechnetes Muster der Konvektionsströmungen

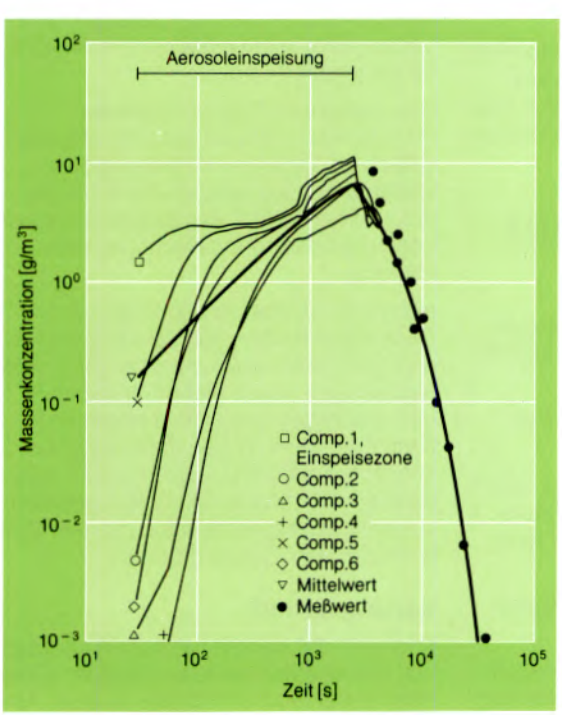
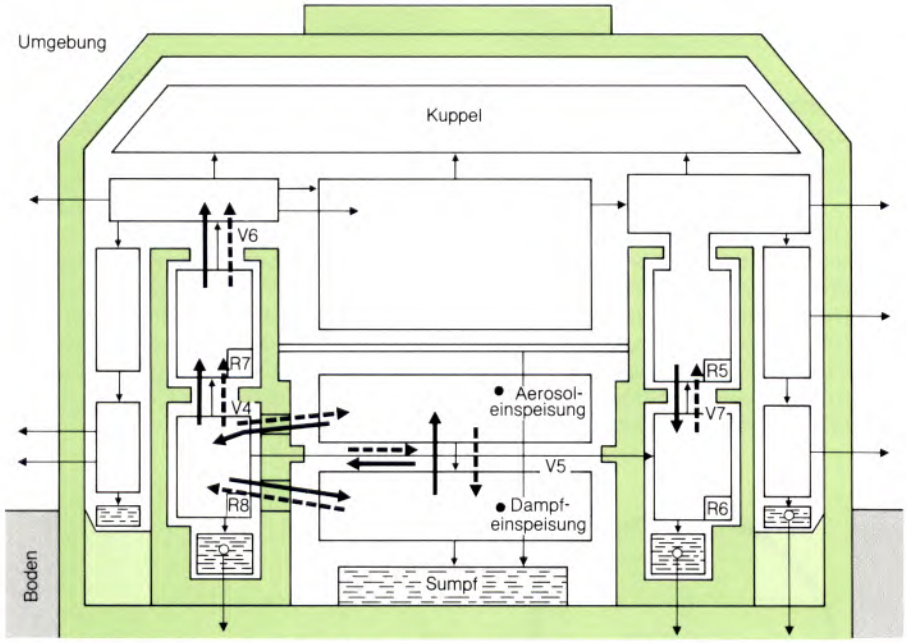


Bild 5.10: DEMONA-Basisversuch B3, gemessene und mit FIPLOC/NAUA berechnete lokale Aerosolkonzentrationen

[3] *Weber, G.:*
FIPLOC Multicompartment Analysis of the Spatial Aerosol Distribution Phenomena Observed in the DEMONA Experiments
Joint NEA/CEC Workshop on Water-Cooled Reactor Aerosol Evaluation and Uncertainty Assessment, Brüssel, September 1987



Konvektionsströmung zu Beginn der Aerosoleinspeisung
Konvektionsströmung während der Aerosolabbauphase

Bild 5.11: DEMONA-Mehrraumversuch A9, mit FIPLOC berechnetes Muster der Konvektionsströmungen

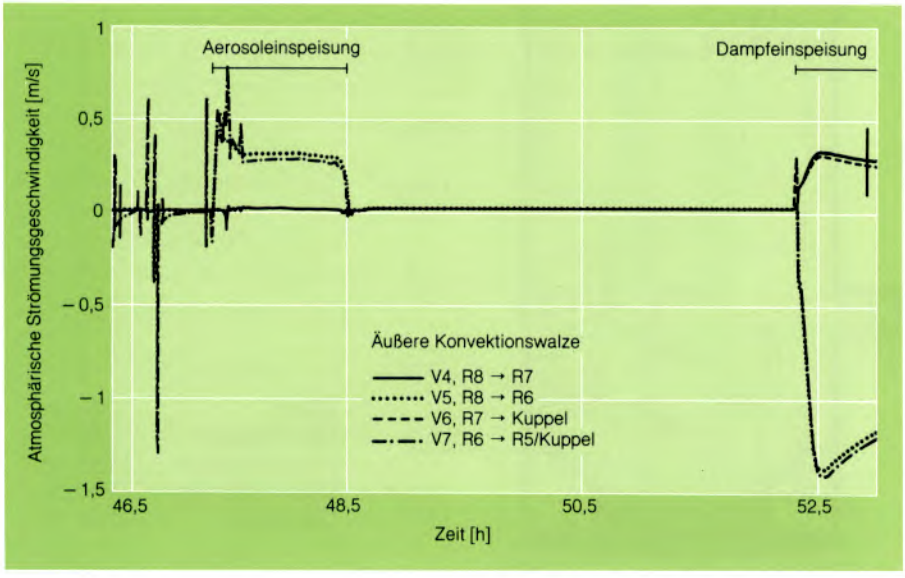


Bild 5.12: DEMONA-Mehrraumversuch A9, mit FIPLOC berechnete atmosphärische Strömungsgeschwindigkeiten der äußeren Konvektionswalze

me und die Kuppel, während eine innere zwischen dem Zentralraum und dem Innenraum R8 Atmosphäre austauscht. Diese Konvektionswalzen ändern ihre Richtungen und Stärken in Abhängigkeit von der Zeit (z. B. Bild 5.12, äußere Konvektionswalze). Entscheidend für die gute Durchmischung ist aber, daß die äußere Konvektionswalze durch die Dampfeinspeisung während der Abbauphase nicht aufgebrochen wird. Dabei handelt es sich jedoch um einen äußerst labilen Zustand, denn bereits eine kleine Änderung an der Geometrie oder eine Verstärkung der Dampfeinspeisung hätte zwangsläufig diese äußere Konvektionswalze zerstört.

Zusammenfassung

Unterschiedliche innere Geometrien bei den DEMONA-Versuchen führten zu unterschiedlichen Verteilungsprozessen für Dampf, Luft und Aerosol. Einraum-Rechenprogramme können naturgemäß zwischen diesen Geometrien nicht unterscheiden. Der entsprechende Mehraufwand, den Mehrraumrechnungen zweifelsohne mit sich bringen, ist daher in bestimmten Fällen erforderlich und gerechtfertigt. Insbesondere verlangt die detaillierte Analyse von Wechselwirkungen zwischen Thermohydraulik und Aerosolverhalten eine entsprechende lokale Auflösung.

Insgesamt haben die DEMONA-Experimente einen wesentlichen Einfluß auf die Entwicklung von FIPLOC gehabt, und die Rechnungen stellen einen wesentlichen Verifikationsschritt dar. Allerdings wurde nur ein einziges Experiment in Mehrraumgeometrie durchgeführt, und eine Verallgemeinerung der dort gewonnenen Ergebnisse ist daher nicht möglich. Insbesondere läßt sich aus dem Experiment direkt nicht ableiten, daß in einem realen Sicherheitsbehälter ähnlich gute Durchmischungsverhältnisse während eines Kernschmelzunfalles gegeben sein werden. Vielmehr sind weiterführende Mehrraumanalysen und gegebenenfalls Experimente unter den dort herrschenden Bedingungen erforderlich.

E. Schrödl, Abt.Strahlenschutz
G. Weber, Abt.Brennstoffkreislauf

5.6 RALOC/CRDLOC-Vorausrechnungen zu einem Ölbrandversuch am HDR

Um die sicherheitstechnische Relevanz von Bränden in kerntechnischen Anlagen – speziell in Kernkraftwerken – quantitativ beurteilen zu können, sind detaillierte und zuverlässige Aussagen über die möglichen Auswirkungen erforderlich. Temperatur und Verqualmung müssen mit örtlicher und zeitlicher Auflösung sowohl im Brandraum als auch in den einzelnen anderen Räumen bestimmt werden, um Aussagen über mögliche Gefährdungen und Schäden, wie beispielsweise Entzündung weiterer Brandgüter, aber auch Möglichkeiten und Erfolg von Brandbekämpfungsmaßnahmen beurteilen zu können.

Derartige Informationen müssen mit entsprechenden Rechenmodellen gewonnen werden, deren Eignung im Vergleich mit Experimenten nachzuweisen ist. Ein solches Rechenmodell, CRDLOC, wurde von der GRS erstellt und durch Vorausrechnung eines Ölbrandversuches an der HDR-Versuchsanlage (Bild 5.13), einem ehemaligen Heißdampfreaktor, überprüft. Dieser Rechencode stellt eine zur Brandsimulation erforderliche Weiterentwicklung des bereits bekannten Verteilungscodes RALOC dar, der auch bei früheren Brandversuchen bereits erfolgreich eingesetzt worden war.

Modellierung

Das Modell CRDLOC beinhaltet neben der Berechnung von freier und/oder erzwungener Konvektion in komplizierten Geometrien (sowie Einzelräumen) auch die Berechnung der örtlichen Reaktionsraten der Pyrolysegase. Hierzu werden zunächst Brandraum und Sicherheitsbehälter in einer geeigneten Kombination von Zonen und Verbindungen abgebildet.

Im vorliegenden Fall des oben liegenden Brandraumes wurde

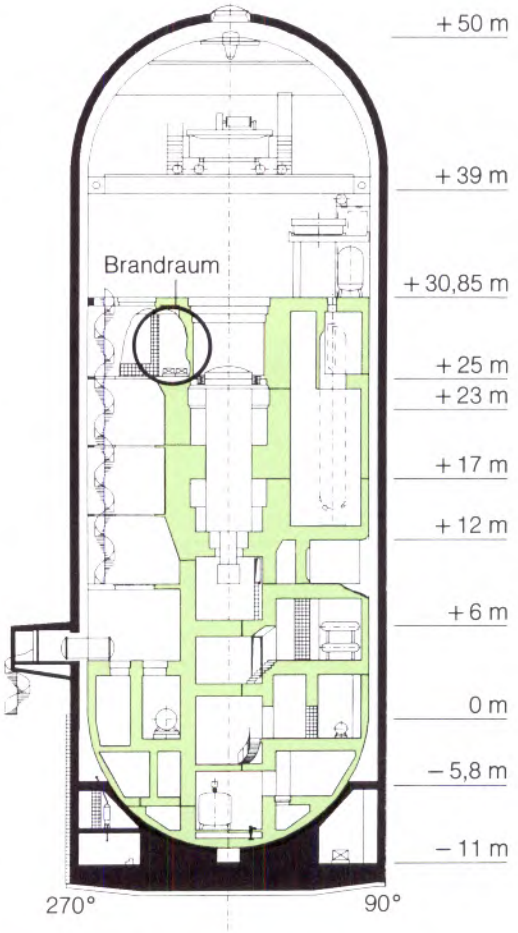
- **der Innenraum** des Sicherheitsbehälters in 32 Zonen,
- **der Ringraum** zwischen der Stahlschale und der Betonumhüllung in 4 Zonen,
- **der Brandraum** selbst in 10 weitere Zonen

unterteilt (Bild 5.14).

Die einzelnen Strukturen, wie Trennwände, Einbauten oder Stahlschale und Sekundärabschirmung, wurden in sogenannten „Heat Slabs" ebenfalls abgebildet und den Zonen zugeordnet. Insgesamt waren zur Simulation von Containment und Einbauten 46 Zonen, 110 Strömungswege und 74 Strukturabbildungen erforderlich.

Versuch und Rechnung

Die Rechnungen zu diesem Versuch, an denen verschiedene Institutionen mit unterschiedlichen Programmen teilnahmen, erfolgten blind. Dies bedeutet, die Ergebnisse des Versuches waren den Teilnehmern während der Durchführung der Rechnungen nicht bekannt. Es gab auch keine Ergebnisse bereits durchgeführter, vergleichbarer Versuche, die etwaige Hinweise hätten geben können. Neben der bekannten Geometrie der Anlage war die sogenannte Abbrandrate, genauer gesagt, die Rate des in der Ölwanne pyrolysierten Öles, spezifiziert.



Höhe:	60 m
Durchmesser:	20 m
Freies Volumen:	11 284 m³
Beton-Volumen:	7 700 m³
Oberfläche:	30 000 m²

Bild 5.13: HDR-Versuchsanlage (Schnitt)

GRS-Jahresbericht 1987

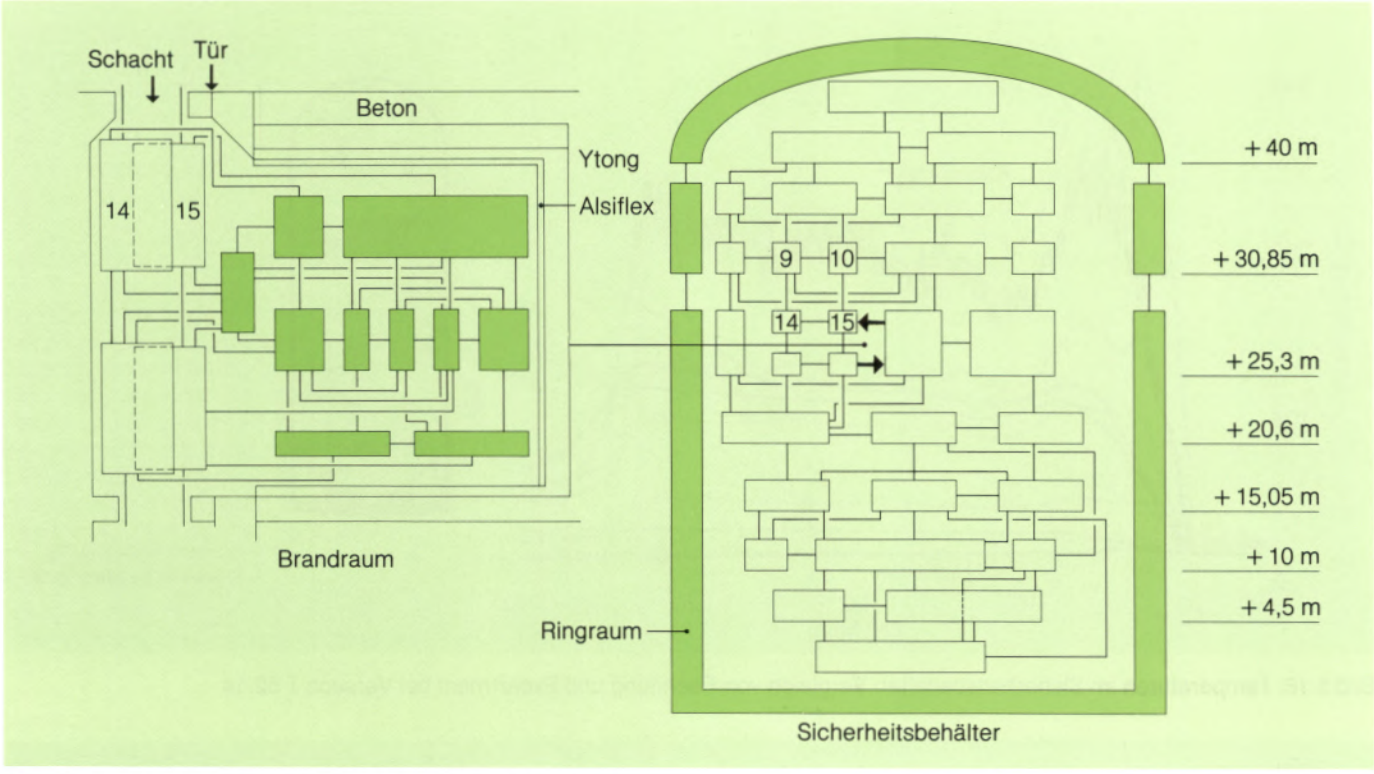


Bild 5.14: Zoneneinteilungen für Ölbrandversuche im HDR

Die Abbrandrate (Bild 5.15) war bestimmt durch die anfängliche Ölvorlage von 50 Litern und eine gedrosselte Nachspeisung von ca. fünf bis sechs Liter/Minute ab etwa sieben Minuten nach Versuchsbeginn. Insgesamt wurden ca.190 Liter Öl in 35 Minuten verbrannt.

Eine solche nachgespeiste Öllache kann auch in der Praxis durchaus relevant sein. Im Gegensatz zu einer größeren, brennenden Ölvorlage wird hierbei die Pyrolyserate nicht in erster Linie durch den Energieeintrag aus der Flamme bestimmt, sondern – abgesehen von der ersten Phase – von der Nachspeiserate. Im vorliegenden Fall war noch unklar, ob es neben der Brennstofflimitierung auch zu einer Sauerstofflimitierung kommen würde, da es sich um einen Naturzugbrand handelte, bei dem möglicherweise nicht genügend Sauerstoff nachgeliefert wird. Außerdem war offen, in welchem Maße das pyroly-

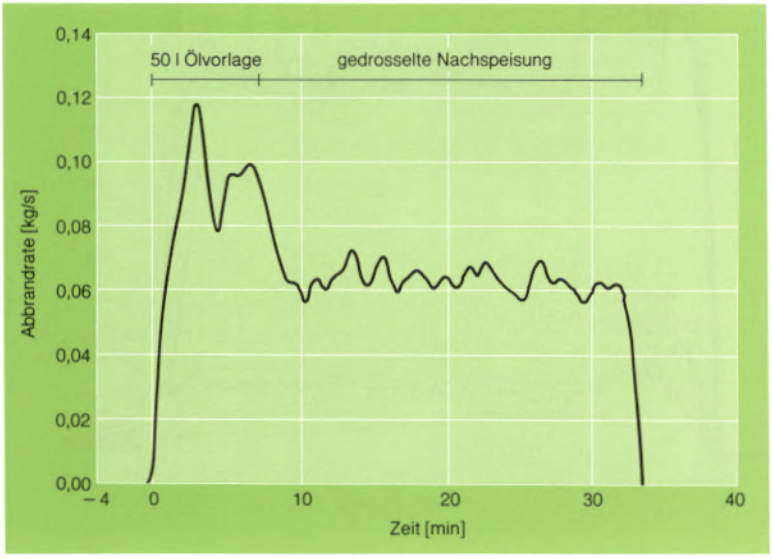


Bild 5.15: Vorgegebene Abbrandrate bei Versuch T 52.14

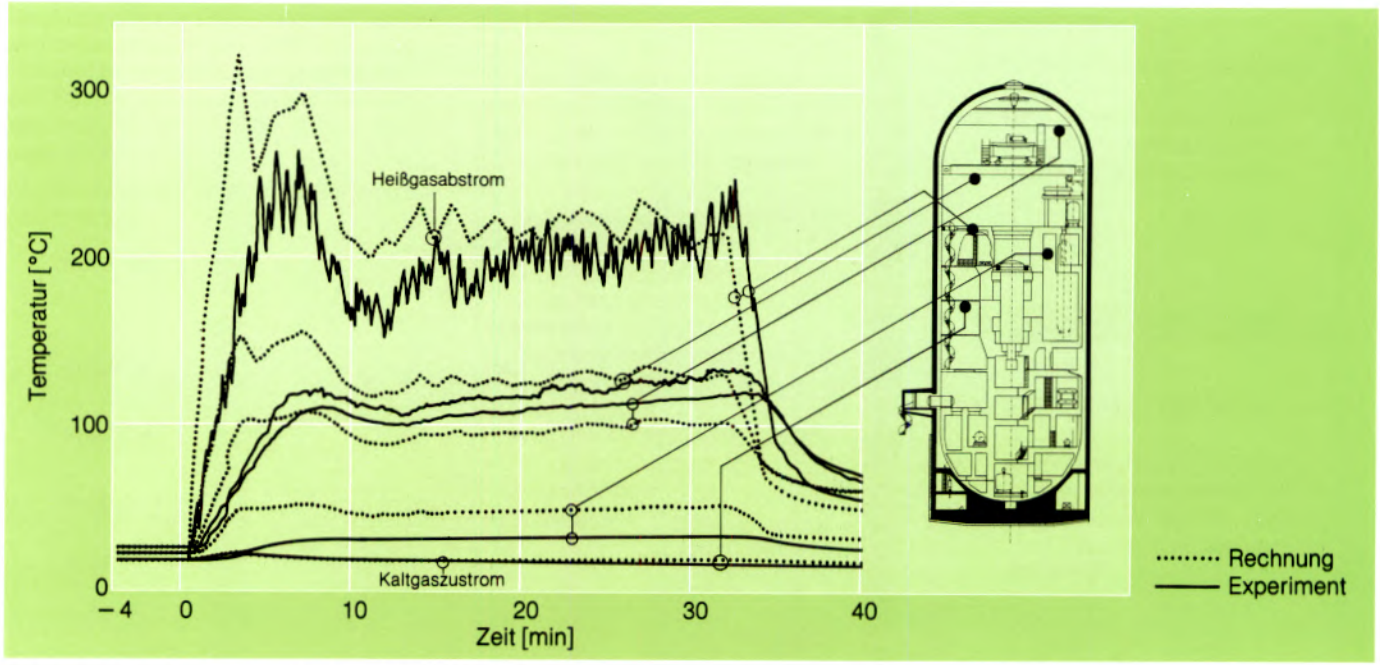


Bild 5.16: Temperaturen im Sicherheitsbehälter. Vergleich von Rechnung und Experiment bei Versuch T 52.14

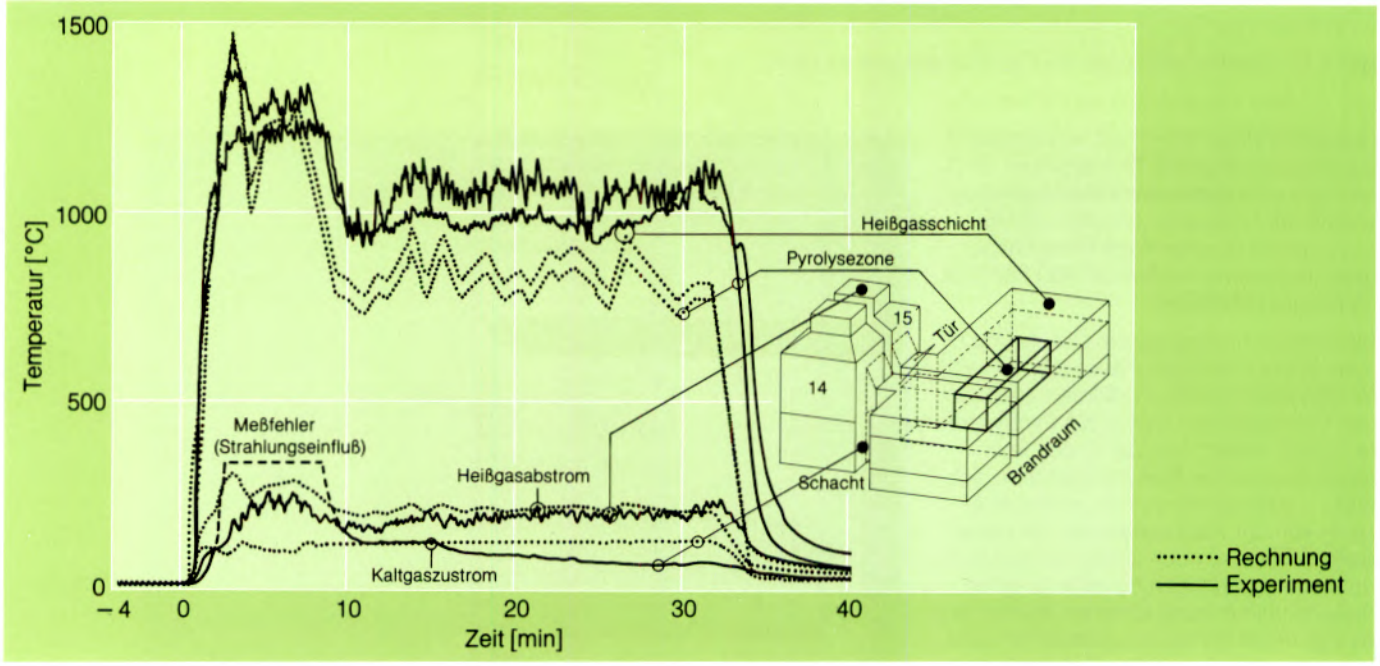


Bild 5.17: Temperaturen in Brandraum und Anschlußschacht. Vergleich von Rechnung und Experiment bei Versuch T 52.14

sierte Brandgut in der Brandzone selbst reagieren würde oder ob der sogenannte „Plume" sich im wesentlichen auf den anschließenden Schacht erstrecken würde, so daß nur ein geringer Anteil der freiwerdenden Energie für die Pyrolyse zur Verfügung stehen würde. Eine derartige, gekoppelte Rechnung von Pyrolyse, Reaktion und Verteilung stellt die nächste Entwicklungs- und Verifikationsstufe für die angewandten Programmsysteme dar. In der ersten Stufe sollte zunächst untersucht werden, wie bei vorgegebener Abbrandrate die zeitlichen und örtlichen Reaktionen ablaufen und wie sich die Energien und Massen im Containment verteilen werden.

Ergebnisse

Die Ergebnisse von Rechnung und Experiment sind im folgenden am Beispiel der Temperatur gegenübergestellt (Bild 5.16).

Die Temperaturen in den nicht unmittelbar vom Brand betroffenen Räumen zeigen eine deutliche Abhängigkeit von Lage und Entfernung zum Brandraum. Der Vergleich mit der Messung zeigt eine gute Übereinstimmung selbst in den brandfernen Bereichen.

Im Brandraum liegen die berechneten und erreichten Temperaturen noch erheblich höher (Bild 5.17). Durch die Wechselwirkung von Reaktion und Konvektion bei derartigen ventilationsgesteuerten Bränden erstreckte sich die Reaktionsrate in einem sogenannten Plume auch über den Brandraum hinaus (Zonen 14, 15, 10, 9).

Die geplante Weiterentwicklung des CRDLOC-Konzeptes sieht vor, die Pyrolyseraten rückgekoppelt zu berechnen und die verschiedenen Reaktionsgleichgewichte mit einzubeziehen. Bereits jetzt ist es möglich, gleichzeitig verschiedene Brandgüter an mehreren Positionen zu berücksichtigen. Mit diesem Rechenprogramm können auch Aufgaben in nichtnuklearen Bereichen gelöst werden.

B. Hüttermann, H. Jahn, B. Schwinges
Bereich Verfahren

5.7 SPIRIT – Ein Mehrprozessorsystem zur adaptiven Überwachung von Prozeßanomalien

Mit der Verfügbarkeit einer neuen Generation von mikroelektronischen Komponenten (VLSI-Bausteine, VLSI: very large scale integration), Mikroprozessoren und zugehörigen Entwicklungshilfsmitteln (utilities, tools) lassen sich heute komplexe Rechenvorgänge und Algorithmen mit einem angemessenen wirtschaftlichen Aufwand realisieren. Damit ist ein großes Potential vorhanden, die Sicherheit und Verfügbarkeit der Kernkraftwerke dem Stand der Technik in der Informationsverarbeitung entsprechend weiter zu verbessern und „intelligente" On-line-Überwachungs- und -Diagnosesysteme für Komponenten und Prozesse bereitzustellen. Fehler, Fehlfunktionen oder Prozeßanomalien können sehr früh erkannt, hinsichtlich ihrer Ausmaße und Ursachen diagnostiziert und dem Operateur in einer seinen mentalen Fähigkeiten optimal angepaßten Form mitgeteilt werden. Die Methoden, die hierbei in den Rechencodes realisiert werden, sind durch die folgenden Begriffe beschrieben: Umfassende Signalvorverarbeitung (z.B. Digitalisierung, Filterung), Identifikation und Schätzung, Klassifikation bzw. Mustererkennung und – heute noch im Entwicklungsstadium – Expertensysteme. Im einzelnen lassen sich die für die Lösung von Diagnoseaufgaben in Betracht kommenden Methoden wie folgt unterteilen:

- statistische Methoden (Fast-Fourier-Transformation, Korrelation, Entscheidungstheorie),
- auto-regressive Modelle,
- Kalman-Filterung und -Schätzung,
- „unscharfe" Mengentheorie (fuzzy sets),
- künstliche Intelligenz (knowledge engineering).

Bei Druckwasserreaktoren ist, neben vielen anderen Anlagenteilen, die Überwachung des Schwingungsverhaltens des Druckbehälters, seiner Einbauten und weiterer Komponenten des Primärsystems von besonderem Interesse. In allen Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland mit Druckwasserreaktoren sind deshalb entsprechende Aufnehmersysteme installiert. Im Laufe der Jahre wurde mit diesen Systemen ein gut fundiertes Wissen über das Schwingungsverhalten der untersuchten Komponenten erworben, so daß die Automatisierung der Überwachungsvorgänge als logischer und konsequenter Schritt für einen effektiveren Betrieb der Systeme folgen muß.

Hierfür wurde das modular aufgebaute Mikroprozessorsystem SPIRIT (**s**tatistical **p**attern **i**dentification, **r**ecognition, and **i**nterpretation **t**ools) entwickelt. SPIRIT ist ein Mehrprozessorsystem, das sich für eine adaptive Überwachung von Prozeßanomalien verschiedenster Art eignet. Es arbeitet mit einem Echtzeitbetriebssystem und basiert auf Algorithmen der Systemidentifikation und Mustererkennung. Durch den spezifischen Aufbau und die Strukturierung der Rechenprogramme kann SPIRIT an ein breites Anwendungsfeld angepaßt werden, ein wesentlicher Vorteil gegenüber den meisten anderen speziellen Lösungen.

Überwachungs- und Klassifikationsalgorithmen

Bei vielen Überwachungsaufgaben sind die vom Prozeß abgeleiteten Signale stochastischer, d.h. zeitlich regelloser Natur. Diese Signale sind während eines konstanten Betriebszustandes der Anlage stationär, so daß Methoden der Fourier-Transformation eingesetzt werden können, um interpretierbare Zustände im Frequenzbereich zu erhalten. Berechnet werden sogenannte Leistungsdichtespektren mit Hilfe des Fast-Fourier-Transform-(FFT-)Algorithmus. In der Terminologie der Mustererkennung stellt die Berechnung der Spektraldichte einen Merkmalsextraktionsvorgang dar. Das Schema eines allgemeinen Mustererkennungssy-

stems zeigt Bild 5.18. In der Praxis sind diese Systeme meist sehr viel komplexer. So existieren Rückkopplungen unter den einzelnen Blöcken und mehrere Eingänge in die Blöcke. Weiterhin sind die Blockgrenzen nicht so eindeutig angebbar, da oft ein fließender Übergang z. B. zwischen Merkmalsextraktion und Klassifikation besteht. Das Blockschema beschreibt jedoch die Hauptbestandteile eines Mustererkennungssystems in einer einfachen, leicht interpretierbaren Weise.

Das Ziel eines solchen Systems sollte es sein, die zu verschiedenen Klassen gehörigen Meßgrößen oder Muster am Eingang so zu verarbeiten, daß bei der Klassenzuordnung ein möglichst kleiner Fehler entsteht. Da es sich hier um statistische Vorgänge handelt, ist immer mit einem, wenn auch kleinen Fehler zu rechnen. Da eine im mathematischen Sinne optimale Lösung des Musterzuordnungsvorgangs nicht existiert, finden suboptimale, heuristische und intuitive Methoden Verwendung. Auch hier wird die Merkmalsauswahl nach Erfahrung getroffen, und zwar durch die Transformation der Meßgrößen in den relevanten Frequenzbereich. Der durch diesen Transformationsvorgang gewonnene Merkmalsvektor setzt sich somit aus den Spektraldichtewerten bei vorgegebenen Frequenzwerten bzw. aus Kombinationen mehrerer benachbarter Dichtewerte zusammen. Realisiert sind Summenwerte über vorgegebene Frequenzbänder bzw. Momente dieser Bänder. Diese Merkmale sind für stochastisch angeregte und gestörte mechanische Strukturen und Komponenten für den Schwingungsspezialisten sehr informativ.

Der Merkmalsvektor bildet die Eingabegröße für den Klassifikator, der ein abnormales Verhalten der Einzelmerkmale zu detektieren hat. Verwendet wird hierfür eine Strategie, die in der Entscheidungstheorie unter der Bezeichnung „Hypothesetest" bekannt ist. Da das System im Online-Betrieb vor Ort eingesetzt werden soll, müssen die Algorithmen sequentiell in der Zeit arbeiten. Ein Test, der diese Bedingungen erfüllt, ist der sequentielle Wahrscheinlichkeitsverhältnistest nach Wald (likelihood ratio test). Dieser Test ist

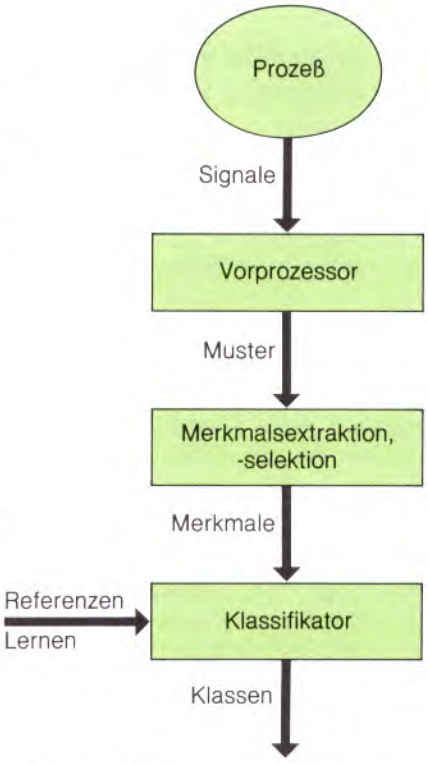


Bild 5.18: Schema eines Mustererkennungssystems

je nach Voraussetzungen und Annahmen in verschiedenen Abwandlungen bekannt. Hier wird eine Form gewählt, die auf einem einfachen dynamischen Modell (Markov-Modell) für das zeitliche Verhalten der Merkmalsgrößen beruht und deren Statistiken durch Gauß-Prozesse beschrieben werden. Die Schätzung der Modellgrößen (Zustände) erfolgt mit Hilfe eines Optimalfilters. Dies ist eine Rechenvorschrift zur Schätzung von verrauschten Prozeßzuständen, abgeleitet unter Beachtung eines Güte- oder Fehlerkriteriums. Durch eine entsprechende Initialisierung der Optimalfiltergleichungen ist es möglich, dem System adaptiven Charakter zu verleihen, so daß natürliche Prozeßschwankungen quasi „erlernt" werden können. Dies ist von Bedeutung, wenn zunächst über das zeitliche Prozeßverhalten noch wenig bekannt ist und eine stetige Anpassung erfolgen muß. Es ist auch möglich, gleichzeitig für eine Merkmalsgröße nichtadaptives und lernendes Verhalten a priori zu definieren.

Für die Hypothesen bzw. Klassen wird ein Anwachsen über eine Schranke bzw. das Unterschreiten einer Schranke im Abstand zum Normalzustand (z.B. in Dezibel) angesetzt. Andere Ansätze sind jederzeit möglich und auch im Rechencode implementiert.

Systemarchitektur

Das System ist als ein „offenes" modulares System konzipiert, so daß ohne aufwendigen Neuentwurf jederzeit in bestimmten Grenzen mehr Rechnerleistung hinzugefügt werden kann. Eine Skizze der einzelnen Systembausteine zeigt Bild 5.19. Installiert sind 16-Bit-Mikroprozessoren mit zusätzlichen numerischen Co-Prozessoren. Der globale Systembus besitzt eine parallelprioritätsgesteuerte Zuteilungseinheit für die einzelnen Busbenutzer.

Jede „Karte" in der Skizze stellt einen kompletten Rechner (SBC = single board computer), eine Steuereinheit (Contr. = Controller) bzw. eine Speichereinheit (RAM = random access memory) dar. Ein SBC, nämlich der Supervisor-Prozessor, erlaubt zusammen mit den Steuerrechnern den Transfer von Programmen und Daten von und auf die peripheren Speichermedien. Angeschlossen ist auch ein Benutzerbildschirm mit Tastatur und ein Drucker. Weiterhin ist über einen lokalen Bus eine Hardware-Uhr installiert, die die Zeitbasis für das System darstellt. Die Analogsignale werden in besonderen Komponenten (ADC = analog-to-digital converter) digitalisiert und über den lokalen Bus auf die SBCs ausgegeben. Das System ist zur Zeit für vier analoge Eingangssignale ausgelegt. Der Hardware-Aufbau des Systems wird noch komplettiert durch ein grafisches Ausgabesystem. Es handelt sich hierbei um einen Farbgrafik-Monitor und einen Video-Drucker, mit dem farbige Hardcopies vom Bildschirm erzeugt werden können.

Das Betriebssystem für die Mehrprozessor-Architektur ist echtzeit-orientiert, so daß auf externe asynchrone Ereignisse

(z.B. Interrupts vom ADC-Modul) schnell reagiert werden kann. Die Hauptmerkmale des Betriebssystems sind durch folgende Punkte gekennzeichnet:

- objekt-orientierte Software-Architektur,
- echtzeitfähige, prioritätsgesteuerte Prozessorvergabe,
- Multitasking Management.

Mit diesem Hilfsmittel ist es möglich, das Überwachungs- und Diagnoseproblem in Echtzeit zu bearbeiten und mit dem Konzept der Interprozessor-Kommunikation Nachrichten (Daten) mit dem Supervisor auszutauschen. Jeder Rechner im System wird mit einem dediziert konfigurierten Betriebssystem geladen, unter dem dann die in einer Hochsprache geschriebene Applikation abläuft.

Die einzelnen Programmschritte lassen sich wie folgt grob charakterisieren: Konvertieren der Analogdaten und Lesen in einen Doppelpuffer; Berechnung der Leistungsdichtespektren und Extraktion der Merkmale; Ausführung der Klassifikation und Senden der Resultate zum Supervisor-Prozessor. Der Supervisor-Prozessor speichert die Ergebnisse ab und/oder generiert die Grafikausgabe. Die einzelnen

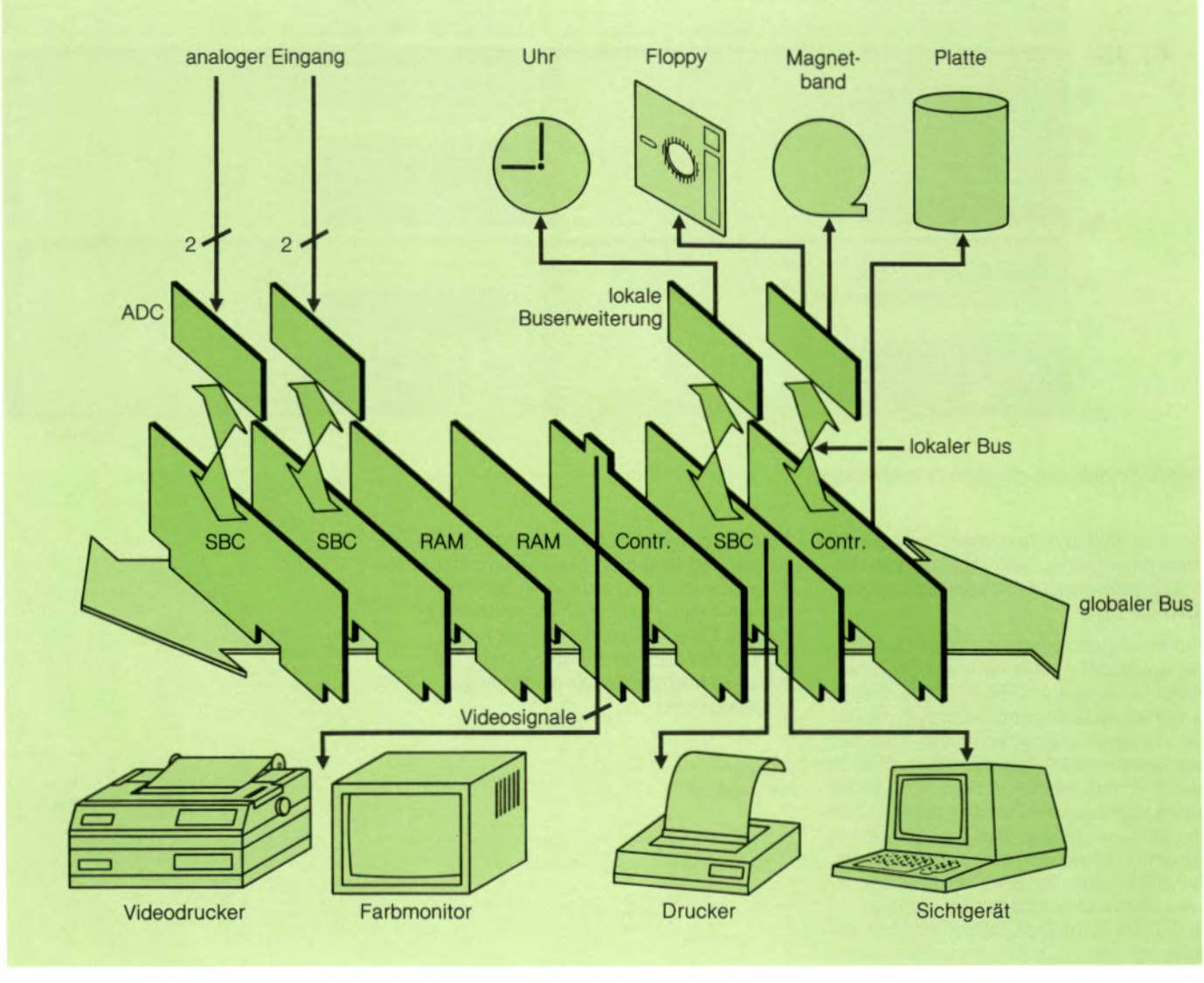


Bild 5.19: Mehrprozessorsystem

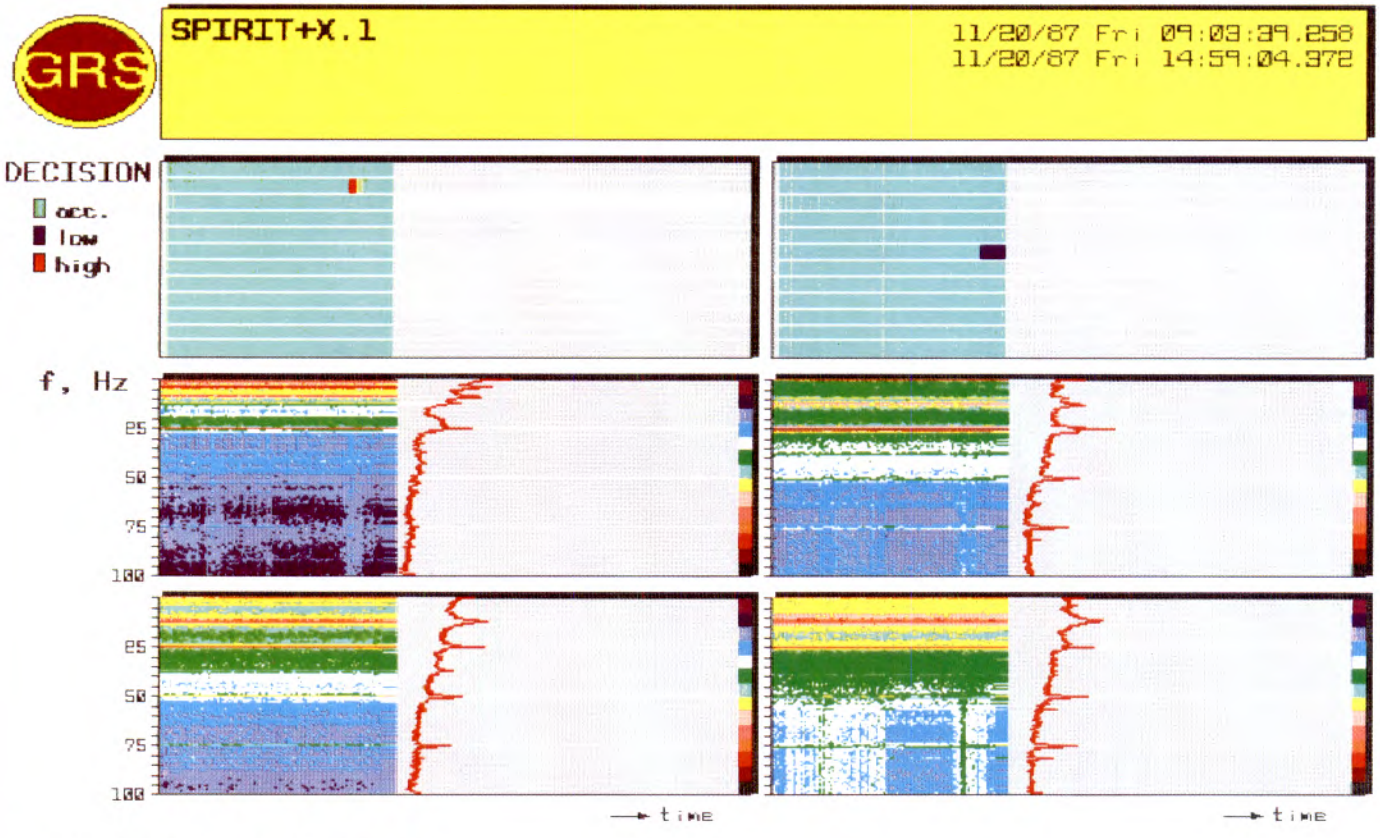


Bild 5.20: Ausgabe auf dem Grafikmonitor

Schritte sind in Aufgabenpakete (tasks) zusammengefaßt, die wiederum vom Betriebssystem koordiniert und synchronisiert werden.

Für die Ergebnisdarstellung auf dem Grafik-Monitor ist eine Palette von Optionen möglich. Beispielhaft ist in Bild 5.20 eine sogenannte Sonogramm-Darstellung (farbig markierte „Höhenschichten") für die vier Leistungsdichtespektren gewählt. Bei den Signalen handelt es sich um ein Relativwegsignal an der Pumpe (unten) und um die Wellensignale an den drei Pumpen in einem Druckwasserreaktor. Die sich ändernde Struktur der Spektren über der Zeit wird durch die Sonogramme recht anschaulich dargestellt. Abweichungen vom Normalzustand sind in den beiden oberen Diagrammen in Bild 5.20 farblich gekennzeichnet.

Durch den modularen Aufbau und die Flexibilität und Adaptierbarkeit an verschiedene Überwachungsaufgaben von Prozeßanomalien eignet sich das System gut für eine On-line-Diagnose an der Anlage. Es ist außerdem sehr kostengünstig, da Standard-Mikroprozessor-Technologie eingesetzt wird.

E. Sädtler
Abt. Leittechnik

5.8 Signalvalidierung durch analytische Redundanz

Für künftige Darstellungen von Warteninformationen mit Hilfe rechnergestützter Informationssysteme bestehen bisher keine erhöhten Anforderungen an die Zuverlässigkeit der Eingangssignale, während z.B. bei Reaktorschutzsystemen Redundanz und Diversität der Meßsignale gefordert werden. Eventuelle Fehler in den Eingangssignalen können deshalb zu Falschaussagen des Informationssystems führen, die der Operateur nach Informationsverdichtung unter Umständen nicht erkennen kann. Folglich müssen an die Sicherheit der Eingangssignale für künftige rechnergestützte Informationssysteme weit höhere Ansprüche gestellt werden als an Anzeigen in heutigen Warten. Maßnahmen zur Validierung von Meßsignalen in herkömmlicher Technik, die bereits erwähnte Hardware-Redundanz mit anschließender Auswahllogik, kommen oft aus finanziellen und konstruktiven Gründen nicht in Frage. Immerhin sind auf einen heutigen Wartenrechner größenordnungsmäßig 1000 Analogsignale und etwa zehnmal soviel Binärsignale aufgelegt; die Zahl von zusätzlichen Meßstellen wäre enorm.

Eine kostengünstige Alternative ist die rechnergestützte Validierung von Meßsignalen. Wie in Bild 5.21 gezeigt, sind hier im Gegensatz zur Hardware-Redundanz keine zusätzlichen Meßstellen erforderlich, um einen validierten Meßwert $\hat{Y}$ zu erhalten. Vielmehr wird ohne Prozeßeingriff aus den verfügbaren Eingangsdaten U (Eingangswerte sind gemessene Größen aus Nachbarprozessen, die den betrachteten Prozeß an den Schnittstellen beeinflussen), den Meßwerten Y und theoretischen Kenntnissen über den Prozeß (in Form eines Prozeßmodells) mittels geeigneter Programme rechnerisch zusätzliche Information erzeugt, woher sich der Name analytische Redundanz für diese Verfahren ableitet.

Obwohl bei der theoretischen Entwicklung rechnergestützter Validierungsmethoden in den letzten Jahren beträchtliche Fortschritte erzielt werden konnten, beschränkt sich ihre Anwendung in existierenden Kernkraftwerken auf einige sehr einfache Verfahren. Mit dem Projekt „Signalvalidierung und Signalsicherheit" arbeitet die GRS auf dem Gebiet der analytischen Redundanz. Bestehende Methoden sollen auf ihre praktische Eignung hin geprüft und gegebenenfalls weiterentwickelt werden, so daß ein späterer Einsatz in einer Pilotanwendung im Kernkraftwerk möglich wird.

Prozeßmodelle

Wie erwähnt, werden neben den Prozeßsignalen U und Y „geeignete" Prozeßmodelle und Algorithmen zur Anwendung analytischer Redundanzmethoden benötigt. Um das Attribut „geeignet" zu erklären, muß die Zielsetzung der Signalvalidierung näher betrachtet werden. Die zu validierenden Meßwerte kommen diskret mit einer Abtastrate von 0,25 bis 1 Sekunde aus dem Prozeß bzw. werden inkremental mit einem Vielfachen dieser Abtastrate angezeigt. Auftretende Sensorfelder müssen sehr schnell erkannt (Alarm), lokalisiert (Diagnose) und wenn möglich korrigiert (Rekonfiguration) werden (Bild 5.21). Bis zum Eintreffen des neuen Meßwertes ist mindestens die erste Funktion zu erfüllen, ein Alarmsignal könnte die Berechnung der beiden anderen auslösen. Diese Echtzeit-Forderung läßt sich natürlich nur mit vereinfachten Modellen realisieren. Sie beschreiben – im Gegensatz zu den rechenzeitintensiven Simulationsmodellen – nur die wesentlichen Aspekte der Prozeßdynamik. Darüber hinaus benötigen die Validierungsalgorithmen spezielle Formen der Modellgleichungen, vor allem die in der Regelungstechnik übliche Darstellung im Zustandsraum. Validierungsmodelle sind also grundverschieden von Simulationsmodellen und können im allgemeinen nicht ineinander übergeführt werden.

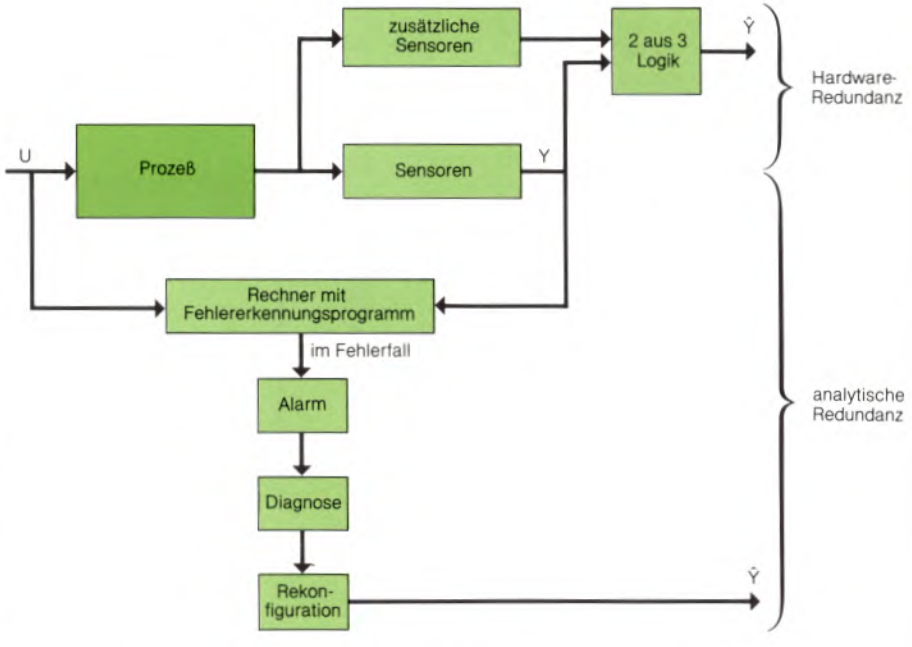


Bild 5.21: Der Unterschied zwischen Hardware- und analytischer Redundanz

Für den Dampferzeuger eines Druckwasserreaktors wurde beispielhaft ein entsprechendes Validierungsmodell abgeleitet und an Originalmeßdaten verifiziert[1]. Die Wahl des Testbeispiels berücksichtigt, daß in der Literatur bei der Dampferzeugerinstrumentierung ein Bedarf an verbesserter Signalgüte gesehen wird.

FDI-Algorithmen

Nach der Erstellung eines Prozeßmodells kann nun der zweite benötigte Anteil zur Erzeugung analytischer Redundanz, der FDI-Algorithmus (Fault Detection and Identification) betrachtet werden. Seine Aufgabe besteht darin, aus dem zu validierenden Meßwert ein fehlersensitives Signal zu erzeugen. Dieses sogenannte Residual soll bei Auftreten eines Sensorfehlers seine Eigenschaft ändern, z.B. soll aus einem mittelwertfreien Signal ein Residual mit von Null verschiedenem Mittelwert werden, die Eigenschaft ‚whiteness' soll verlorengehen o.ä. Je stärker und schneller dabei die Eigenschaftsänderung ausfällt, desto geeigneter ist das gebildete Residual zur Fehlererkennung. Aus verschiedenen, in diesem Projekt untersuchten FDI-Algorithmen wurde das Parity-Space-Verfahren[2] ausgewählt, um hier die prinzipielle Arbeitsweise solcher Methoden zu demonstrieren (Bild 5.22). In einem Meßsignal aus dem Kernkraftwerk Philippsburg 2 werden willkürlich drei Fehler verschiedener Größe definiert. Fehler 1 verschwindet wegen seiner geringen Größe im Rauschen, aber auch Fehler 2 und 3 können aus dem vorliegenden Meßsignal weder mit Methoden der Mustererkennung noch mit Verfahren wie Limit- oder Trend-checking detektiert werden. Beide Fehler liegen nämlich im dynamischen Bereich (t >50 Sekunden) einer Lastabwurf-Transiente, ausgehend von

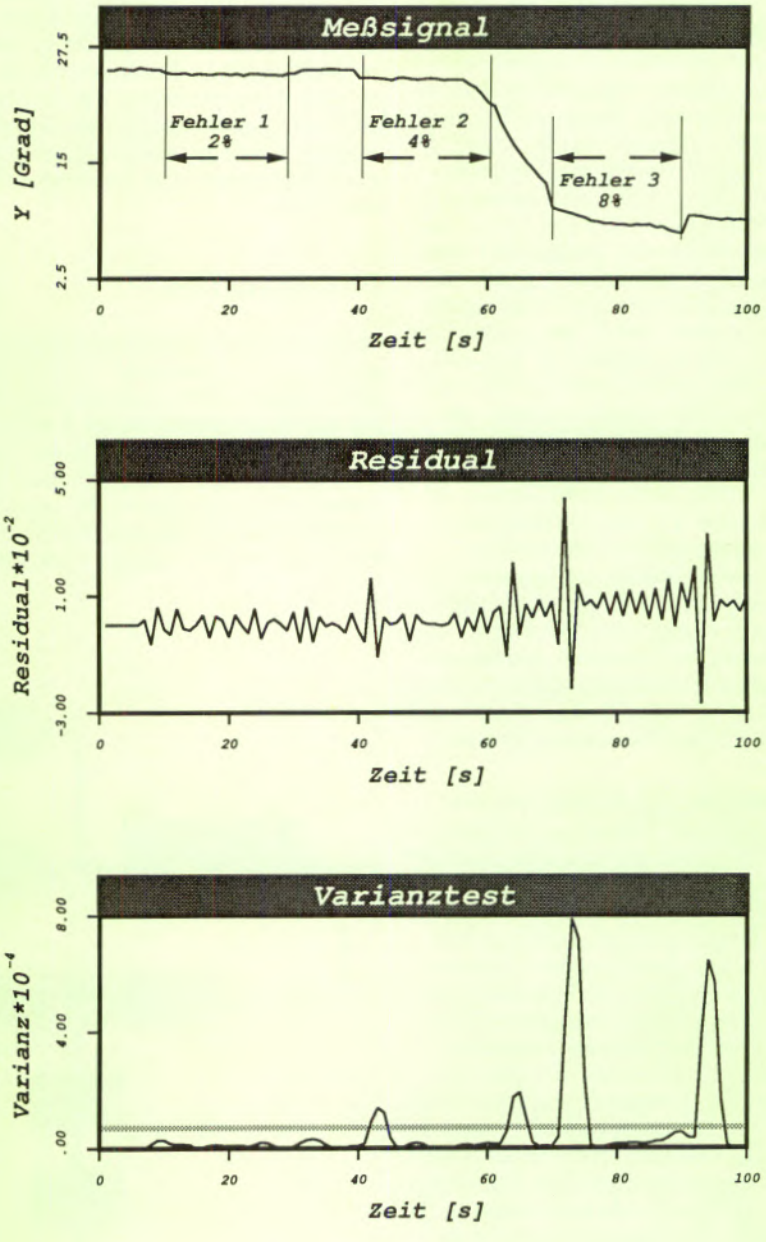


Bild 5.22: Original-Meßsignal (Aufwärmspanne des Primärkühlmittels) einer Lastabwurf-auf-Eigenbedarf-Transiente. Von den drei willkürlich definierten Fehlern werden zwei im Varianztest erkannt.

[1] *Prock, J.:*
Mathematical Modelling of a Steam Generator for Sensor Fault Detection
Appl.Math.Modell.,in Vorbereitung

[2] *Chow, E. Y., and A. S. Willsky:*
Analytical Redundancy and the Design of Robust Failure Detection Systems
IEEE Trans.Atom.Contr.,AC-29, 603-614 (1984)

80% Leistung auf Eigenbedarf. 4% Fehler entspricht dabei einer Änderung von einem Grad in der Aufwärmspanne. Alle Fehler haben jeweils eine Länge von 20 Sekunden und wurden als konstante Abweichungen vom aktuellen Meßwert definiert.

Der Validierungsalgorithmus erkennt die plötzliche Meßwertänderung bei Beginn und Ende von Fehler 2 und 3 und reagiert jeweils mit Ausschlägen im Residual. Dadurch ändert das Residual seine „Eigenschaft" Varianz, ein entsprechender statistischer Test ermittelt diese Änderung eindeutig. Die Schwelle beim Varianztest muß so gelegt werden, daß der Rauschanteil des Residuals nicht zu Fehlalarmen führen kann. Dadurch wird die Empfindlichkeit des Verfahrens nach unten begrenzt.

Ist ein Fehler erkannt und mit Hilfe des entsprechenden Residuals lokalisiert, kann die Rekonfiguration versucht werden. Im vorliegenden Fall gelingt das relativ einfach, da die Höhe des Fehlerpeaks im Residual proportional zur Fehlergröße ist.

Umfangreiche Tests dieses FDI-Algorithmus führten zu folgendem Ergebnis: Das vorgeführte Verfahren ist in der Lage, relativ kleine Fehler auch während einer Transiente hoher Dynamik innerhalb von ein bis zwei Abtastschritten zu detektieren und nach zusätzlich zwei bis vier Schritten zu rekonfigurieren. Zur Validierung von drei Meßwerten am Dampferzeuger waren weniger als 10 Millisekunden Rechenzeit auf einem Norsk Data Prozeßrechner ND 570 notwendig. Damit liegt die Rechenzeit zwei Größenordnungen unter der Abtastrate, die Echtzeit-Forderung ist also gut erfüllt. Unvorteilhaft ist die kurze „memory-span" des Residuals, ein Fehler beliebiger Länge wird im Residual nur durch einen Fehlerpeak angezeigt und dann vergessen. Aus prinzipiellen Gründen können darüber hinaus keine Driftfehler detektiert werden. Dafür müssen also andere Verfahren eingesetzt werden.

Zusammenfassung und Ausblick

Neben den aktuellen Prozeßeingangs- und -ausgangsdaten werden zur Signalvalidierung mittels analytischer Redundanz einfache Prozeßmodelle und Validierungsalgorithmen benötigt. Im allgemeinen sind die Modelle für Anwendungen im Kernkraftwerk neu zu erstellen, bei den Validierungsalgorithmen kann weitgehend auf die Literatur zurückgegriffen werden, wobei aber Modifizierungen vorgenommen werden müssen. Es wurden verschiedene Methoden getestet. Wegen der jeweils kurzen Rechenzeiten liegt eine Kombination unterschiedlicher Verfahren nahe, um die jeweiligen Nachteile zu kompensieren: Signalvalidierung mit einem einzigen optimalen Verfahren ist offensichtlich nicht möglich.

Für die Zukunft scheinen Tests hinsichtlich des Langzeitverhaltens der FDI-Algorithmen, zum Beispiel im Simulator, sinnvoll. Weitere Komponenten sind zu modellieren, um das Zusammenspiel verschiedener Teilsysteme zu untersuchen. Für den Entwuf von komponentenbezogenen FDI-Programmen soll zumindest eine Teilautomatisierung angestrebt werden, d.h. selbständige Auswahl und Kombination von Residuals, automatische Schwellwertwahl durch den Rechner, Selbsttests und ähnliches.

J. Prock
Abt. Prozeßrechner

5.9 Zuverlässigkeitsanalysen zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen

Zuverlässigkeitsanalysen werden im Rahmen der sicherheitstechnischen Untersuchungen zu einer Wiederaufarbeitungsanlage mit gleicher Zielsetzung durchgeführt wie für ein Kernkraftwerk: Sie bewerten die Funktionsfähigkeit der Systeme auf der Basis empirischer Kenntnisse und Einschätzungen des Ausfallverhaltens von Komponenten. Sie erlauben, die Vorsorge gegen Störfälle oder Unfälle zu quantifizieren.

Zuverlässigkeitsanalysen gehen von dem geplanten Aufbau und der vorgesehenen Betriebsweise eines Systems aus. Sie ermitteln im wesentlichen die Häufigkeit, mit der ein definierter kritischer Systemzustand eintritt. Diesbezüglich unterscheiden sich jedoch die sicherheitstechnisch wichtigen Systeme einer Wiederaufarbeitungsanlage von jenen eines Kernkraftwerkes. Während es in einem Kernkraftwerk in der Regel darauf ankommt, schnell auf anomale Zustände oder Transienten zu reagieren, steht im allgemeinen bei anomalen Betriebszuständen in einer Wiederaufarbeitungsanlage Zeit zur Verfügung (Eigenzeit), um die Entwicklung bis hin zu einem kritischen Anlagenzustand mit Freisetzungen radioaktiver Stoffe abzuwenden. Entsprechend unterscheiden sich die Auslegungen und Betriebsweisen der Systeme:

- Kernkraftwerke verfügen über eine höherredundante Verfahrens- und Energietechnik sowie über sicherheitstechnisch hochwertige automatische Schutzeinrichtungen.
- In einer Wiederaufarbeitungsanlage wird niederredundante, vermaschte Verfahrenstechnik angewendet sowie manuelle Umschaltungen und sicherheitsgerichtete Maßnahmen (Reparatur oder Umfördern innerhalb der Eigenzeit, externe Medieneinspeisung usw.).

Für die Zuverlässigkeitsanalysen zu Systemen einer Wiederaufarbeitungsanlage bedeutet dies, daß neben der Simulation

der stochastischen Ausfallzustände auch jene Maßnahmen quantitativ zu bewerten sind, welche zur Reaktivierung der Systemfunktionen innerhalb der Eigenzeiten genutzt werden können.

Empirische Basis

Spezielle Auswertungen der Betriebserfahrung von Komponenten sind Voraussetzung für Zuverlässigkeitsanalysen. So ist das Ausfallverhalten von Komponenten unter den entsprechenden betrieblichen, prozeßbedingten Randbedingungen von Interesse. Darüber hinaus müssen die zugeordneten Reparaturdauerverteilungen ermittelt werden, da hierzu Kenntnisse nur sehr begrenzt vorliegen. Ein erstes Ergebnis zeigt Bild 5.23. Mit der Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen aus der Betriebsstatistik der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) ist begonnen worden.

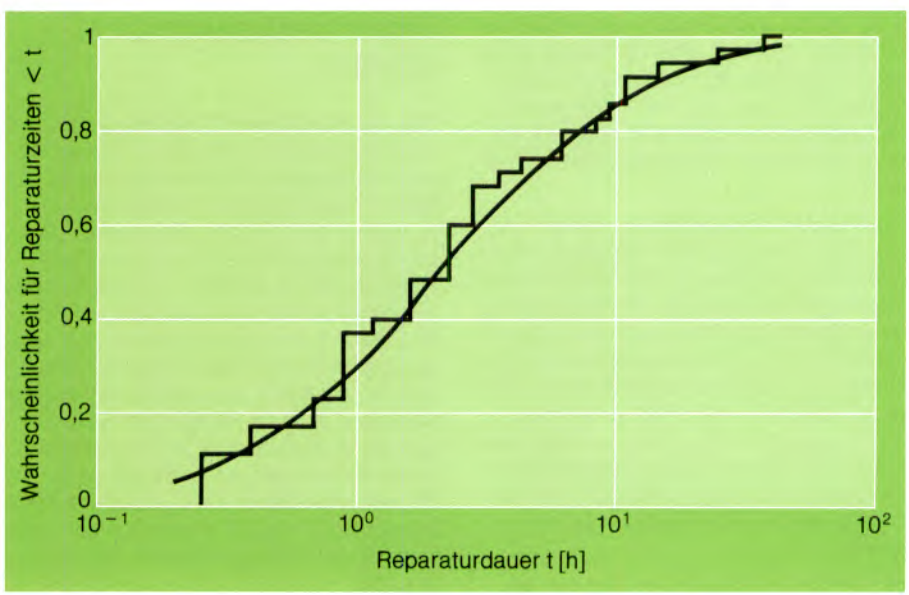


Bild 5.23: Empirische Verteilungsfunktion der Reparaturdauer von Pumpen

Methodische Entwicklungen

Die erweiterte Aufgabenstellung an Zuverlässigkeitsanalysen für eine Wiederaufarbeitungsanlage im Vergleich zum Kernkraftwerk hat zu Ergänzungen und Anpassungen der Fehlerbaumtechnik des Programmpakets RALLY[1] geführt. Unterschiedliche, auch abhängige Reparaturstrategien können einzelnen Komponenten oder Redundanzen zugeordnet werden. Ausgehend von einem stochastischen Ausfall einer Komponente kann im allgemeinen auf einen redundanten Strang des Systems umgeschaltet werden. Übernimmt dieser Strang die Systemfunktion, so kann – sinngemäß zum Regelwerk für Kernkraftwerke – die einleitend ausgefallene Komponente verzögert repariert werden. Die damit verbundene Zunahme der Häufigkeit kritischer Anlagenzustände bleibt im Vergleich zu sofortigem Reparaturbeginn nach Ausfall in Grenzen[2].

Exemplarische Analyse

Bild 5.24 zeigt den vereinfachten Systemaufbau eines (Teil-)Systems zur Kühlung selbsterhitzender, hochaktiver Lösungen. 40 Komponenten und Funktionen sind in ihrem Ausfall- und Reparaturverhalten einer Fehlerbaumanalyse unterzogen worden. Das Ergebnis ist in Bild 5.25 als komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der Systemausfallzeit dargestellt. Es ist deutlich erkennbar, daß durch Reparaturmaßnahmen die Häufigkeit längerfristiger Systemausfallzeiten stark reduziert werden kann. Wird die Zeit vom Ausfall der Kühlung bis zum Siedebeginn der selbsterhitzenden Lösung (Eigenzeit) durch eine Normalverteilung (Mittelwert 40 Stunden, Streuung 12 Stunden) beschrieben, so ergibt sich eine erwartete Häufigkeit von $7 \cdot 10^{-4}$ pro Jahr für Siedezustände. Die hohe sicherheitstechnische Bedeutung der Reparaturmaßnahmen wird durch Vergleich dieses Ergebnisses mit dem Wert der Ausfallhäufigkeit des Systems von 0,2 pro Jahr erkennbar. Dieser Wert umfaßt alle, d. h. überwiegend kurze, unkritische Systemausfälle.

Zuverlässigkeitsanalysen im Genehmigungsverfahren

Zuverlässigkeitsbewertungen zu sicherheitsrelevanten Systemen sind Teil der Begutachtung der Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf. Im Rahmen des Gutachtens zur Bau- und Anlagentechnik werden die Systemfunktionen

- Kühlung selbsterhitzender Lösungen,
- Verdünnung der Radiolysegase mit Druckluft,
- Inertisierung der Großzellen und
- Ersatzstromversorgung

bewertet. Es wird geprüft, ob längerfristige Ausfälle (größer als die Eigenzeiten) durch eine geeignete Auslegungs- und Be-

[1] *Güldner, W., H. Polke, H. Spindler und G. Zipf: Computer Code Package RALLY for Probabilistic Safety Assessment of Large Technical Systems GRS-57, April 1984*

[2] *Schäfer, H.: Reliability Analysis of Repairable Safety Systems of a Reprocessing Plant Allowing for Tolerable System Downtimes RECOD 87, Paris, August 1987*

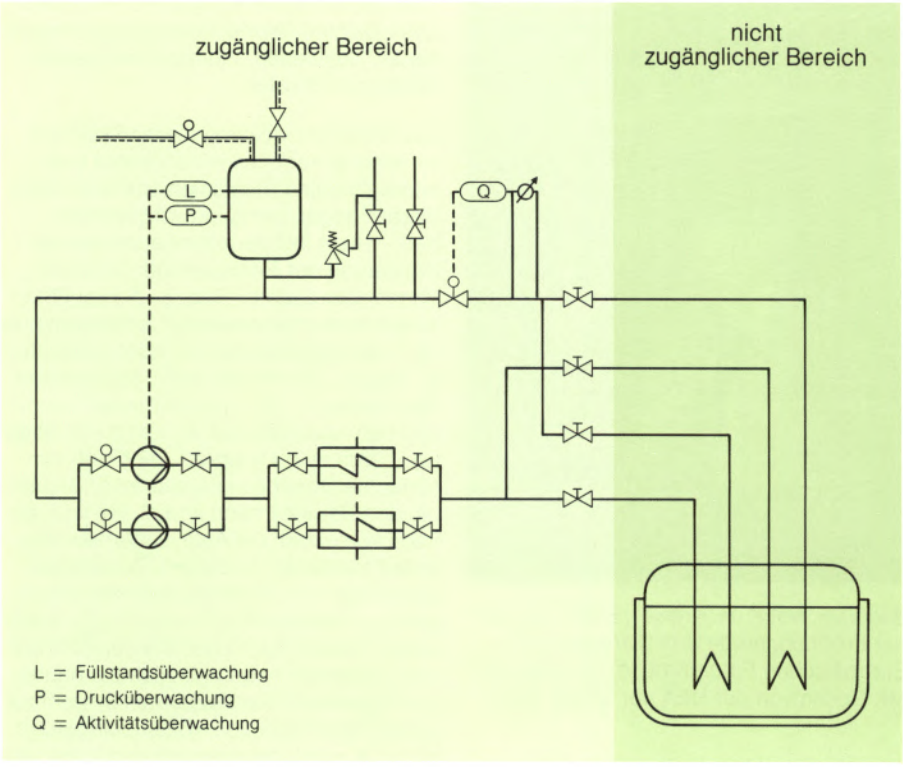


Bild 5.24: Systemaufbau des bewerteten primären Kühlsystems

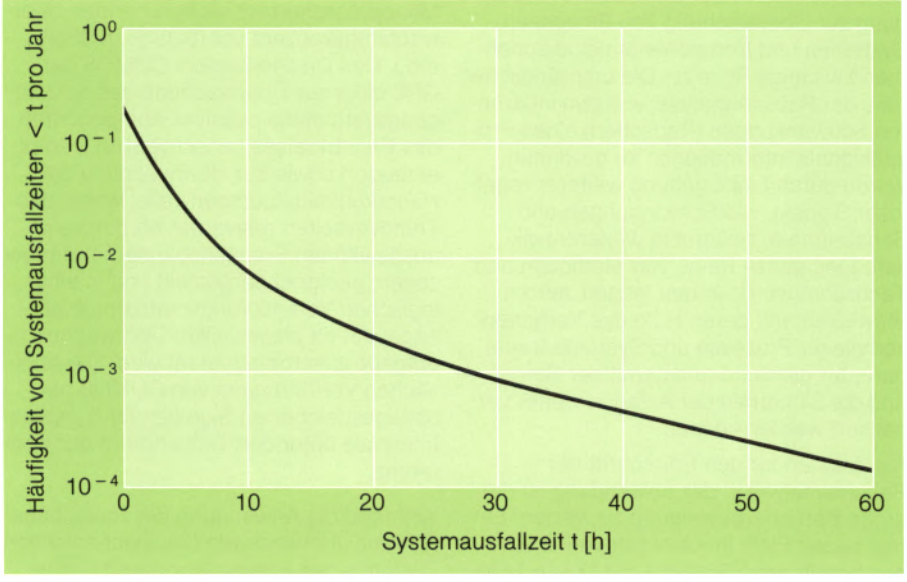


Bild 5.25: Komplementäre kumulative Häufigkeitsverteilung der Systemausfallzeit

triebsweise sicher verhindert werden können. Die Ausgewogenheit der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme kann bereits in einem frühen Projektstadium durch die Anwendung probabilistischer Methoden und empirischer Kenntnisse zum Ausfallverhalten gefördert werden.

Risikoorientierte Sicherheitsanalysen

In Anbetracht der sehr unterschiedlichen und innerhalb einer Wiederaufarbeitungsanlage auf viele Behälter verteilten radioaktiven Inventare sowie der vorhandenen mechanischen und physikalischen Barrieren und der unterschiedlichen Betriebszustände der Anlage ist ein sehr breites Spektrum von Ereignishäufigkeiten und Freisetzungspfaden radioaktiver Stoffe zu untersuchen. Exemplarische risikoorientierte Bewertungen zu einem Funktionsbereich einer modernen Wiederaufarbeitungsanlage werden durchgeführt, um ein probabilistisches Sicherheitskonzept für Wiederaufarbeitungsanlagen zu entwikkeln oder abgestufte Zuverlässigkeitsanforderungen für Regelungsempfehlungen zu erarbeiten.

H. Schäfer
Abt. Zuverlässigkeit

5.10 Symposium on Reactor Noise – SMORN V

OECD/NEA-Fachkonferenz vom 12. – 16. Oktober 1987 in München

Nach den vorausgegangenen Fachtagungen 1974 in Casaccia (Italien), 1977 in Gatlinburg (USA), 1981 in Tokio (Japan) und 1984 in Dijon (Frankreich) war in diesem Jahr München als Konferenzort für das fünfte internationale Symposium über Reaktorrauschanalyse und deren Anwendungen ausgewählt worden. Veranstalter waren die Komitees für Reaktorphysik (CRP) und für Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (CSNI) der Organization for Economic Cooperation and Development/ Nuclear Energy Agency (OECD/NEA), Paris, in Zusammenarbeit mit der Internationalen Arbeitsgruppe für Regelung und Instrumentierung (IWG NPPCI) der International Atomic Energy Agency (IAEA), Wien, und mit Unterstützung durch den Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT). Die Organisation der bereits traditionellen, bei den einschlägigen Spezialisten als Top-Veranstaltung anerkannten Tagung lag bei der GRS.

Das Europäische Patentamt als Veranstaltungsort bot den 165 Teilnehmern aus 25 Ländern und drei internationalen Organisationen optimale Voraussetzungen. In 16 Sitzungen wurden fast 90 Beiträge diskutiert, die sich im wesentlichen in folgende Gruppen gliederten:

- Betriebserfahrung mit in Kernkraftwerken eingesetzten Überwachungssystemen,
- Auslegung und Potential der Überwachungssysteme,
- Fortschritte und Neuentwicklungen der Analysemethoden,
- praktische Anwendung der Analysemethoden bei der Messung und Überwachung von Prozeßgrößen,
- sicherheitsrelevante Anwendungen.

Durch die Verfügbarkeit leistungsfähiger Systeme der modernen Rechnertechnologie, mit denen auch im On-line-Einsatz komplexe Algorithmen und Berechnungsvorgänge mit vernünftigem wirtschaftlichen Aufwand bearbeitet werden können, kommt Verfahren, wie der Analyse der stochastischen Meßsignale von Multi-Sensor-Systemen, in der praktischen Anwendung zur Überwachung von Prozessen, Systemen und Komponenten eine zunehmend wichtige Rolle zu. Die ursprüngliche Idee der Rauschanalyse, aus den inhärenten Schwankungen (Rauschen) eines Prozeßsignals Informationen zu gewinnen, wurde durch Einbeziehung weiterer regelloser Signale, wie Schwingungen und Schallsignale, zielstrebig weiterentwikkelt. Eine ganze Reihe von Methoden und Techniken wurde in den letzten Jahren entwickelt, mit deren Hilfe das Verhalten komplexer Prozesse und Systeme transparenter gemacht und damit der Betrieb und die Sicherheit der Anlagen weiter verbessert werden können.

Bild 5.26: MR K.-H. Krewer, BMFT, bei seiner Eröffnungsrede zum Symposium im Europäischen Patentamt; im Hintergrund Mr. Rosen von der NEA der OECD, Paris

Als Zeichen für den Fortschritt der Rauschanalyse in der Anwendung ist die große Betreiberbeteiligung zu werten. Einen festen Platz in Kernkraftwerken finden bereits jetzt Systeme zur Losen-Teile-Detektion und zur Überwachung von mechanischen Schwingungen in Frankreich, USA, Belgien, Tschechoslowakei, Ungarn, Japan, Schweden, Finnland und beiden deutschen Staaten.

Die Weiterentwicklung dieser Systeme – sie sind zum Teil in nationalen und internationalen Richtlinien enthalten oder werden sogar zwingend vorgeschrieben – liegt insbesondere auch bei der Steigerung der Benutzerfreundlichkeit. Vom bisher geübten Prinzip, die vor Ort erzielten Meßergebnisse abzuspeichern und dann von Spezialisten im Labor auswerten zu lassen, wird immer mehr abgewichen. Man versucht, durch Systemerweiterungen den Analyseanteil vor Ort zu erhöhen und damit eine Datenreduktion und vereinfachte Darstellungsweise zu erreichen, die den Betriebsmann immer mehr in die Lage versetzen, die Analysenergebnisse selbst zu werten. In diesem Zusammenhang fielen vor allem die Neuentwicklungen von Electricité de France (EdF), Kraftwerk Union AG (KWU) sowie der GRS auf. Die Franzosen haben kürzlich ein neues, auf Digitaltechnik aufgebautes System zur Losen-Teile-Detektion, IDEAL, eingeführt, das u. a. eine Lokalisierung vornimmt und bei Auftreten von ungewöhnlichen Anschlaggeräuschen automatisch Voranalysen startet. Die KWU stellte ein neues, auf Mikroprozessortechnik beruhendes Überwachungskonzept vor (SÜS86, KÜS86 etc.). Das On-line-System COMOS der GRS dient zur Überwachung des Schwingungsverhaltens passiver Komponenten des Primärkreises (einschließlich Dampferzeuger) sowie zur Überwachung der Hauptkühlmittelpumpenwelle, wobei das Trendverhalten relevanter Merkmale in ausgewählten Frequenzbändern herangezogen, geeignet dargestellt und in einer logischen Verknüpfungsmatrix problemangepaßt für die jeweilige Überwachungsaufgabe zusammengefaßt wird. Die praktischen Vorführungen von COMOS mit bandgespeicherten Signalen fand großes Interesse unter den Teilnehmern der Konferenz.

Während die Anwendung der Rauschanalyse zur Überwachung des mechanischen Zustands der Anlage schon weit fortgeschritten ist, steht die Prozeßüberwa-

Bild 5.27: Empfang der Konferenzteilnehmer durch die Bayerische Staatsregierung im Kaisersaal der Residenz; Dr. W. Bastl (l.), GRS, im Gespräch mit dem bayerischen Umweltminister Alfred Dick

chung erst am Anfang. Von den vorgestellten Untersuchungen scheinen die Verfahren zur Überwachung auf beginnendes Sieden bei Druckwasserreaktoren und zur Ermittlung der Stabilität von Siedewasserreaktoren am weitesten fortgeschritten. Vor allem aber haben Methoden zur Überwachung von Prozeßgrößen auf Abweichungen vom Normalverhalten ein großes Entwicklungspotential.

Der auf der Tagung gezeigte Fortschritt in den Gebieten Mustererkennung, autoregressive Methoden, Analyse nichtstationärer Rauschvorgänge, Peak-Identifikation in der Spektralanalyse – um nur die wichtigsten zu nennen – wird mit Sicherheit die Anwendungsgebiete der Rauschanalyse weiter ausdehnen. In den meisten der auf zukünftige Entwicklungslinien ausgerichteten Beiträge war deutlich der Trend zu Diagnose- und Prognoseverfahren zu verspüren. Dies ist wohl auch eine Konsequenz der Tatsache, daß bei der zunehmenden Automatisierung komplexer Prozesse sich die Rolle des Operateurs zu wandeln beginnt, der vom aktiv Handelnden immer mehr zum Beobachter von Prozessen und Systemen wird. Folglich benötigt er eine optimale Darstellung des Anlagenzustandes in den jeweils erforderlichen Detaillierungsgraden, um bei auftretenden Fehlern rasch und zielsicher eingreifen zu können.

Mit diesem Ausblick schloß ein interessantes Symposium von hohem technischen und wissenschaftlichen Niveau, das selbst für Insider eine erstaunliche Fülle von wirklich Neuem brachte. Dies führte denn auch zu der einhelligen Empfehlung der Teilnehmer, die Symposiumsreihe fortzusetzen und SMORN VI voraussichtlich im Jahr 1990 in den USA zu veranstalten.

D. Wach
Abt. Leittechnik

5.11 Fluid-Struktur-Wechselwirkung in Rohrleitungen

Rohrleitungen sind üblicherweise dünnwandige, langgestreckte Strukturen, die mit Fluid in Wechselwirkung treten, wenn sie von Druck- oder Entlastungswellen durchlaufen werden. Der Grund für das Auftreten dieser Wellen kann ein Wasserschlag sein, der durch ein Schnellschlußventil oder durch ein Rohrleitungsleck bzw. einen Bruch verursacht wird. Ein Ventilschließen nach einem Bruch kann die Belastung auf die Rohrleitung verstärken.

Das bisherige Vorgehen beim Berechnen der Rohrleitungsbelastung durch Druckwellen ist durch die getrennte Ermittlung der Fluidbelastung und der daraus folgenden Strukturbelastung gekennzeichnet. Diese entkoppelte Vorgehensweise entspricht dem Stand der Technik, und wegen der später ausführlich erläuterten Wechselwirkungseffekte ist es verständlich, daß die so erzielten Ergebnisse erheblich von der Wirklichkeit abweichen können.

Es lassen sich vier Kopplungseffekte unterscheiden, die unterschiedlich in ihrer Auswirkung sind, sich gegenseitig beeinflussen und von der Geometrie der Rohrleitung bzw. von der Dauer des Druckstoßes abhängen.

– Der bekannteste Kopplungsmechanismus, der auch schon bisher im allgemeinen berücksichtigt wird, ist die Belastung auf die Leitung an Rohrenden oder Krümmern durch das Fluid. Sie ergibt sich aus dem Druck des im Rohr eingeschlossenen Fluids, genauer aus der Druckdifferenz an zwei Stellen, multipliziert mit der Rohrquerschnittsfläche. Da sich bei Druckwellen der Druck an einem Ort sehr schnell ändern kann (Druckwellenausbreitungsgeschwindigkeit bei Wasser: 800 m/s bis 1400 m/s), hängt die Druckdifferenz und damit die Größe und der Verlauf der Belastung sehr stark von der Länge eines geraden Rohrstückes in einer Rohrleitung ab. Hier gilt der Grundsatz: je länger die Leitung, desto höher die

Belastung. Zunächst wird das Rohr axial und radial belastet, besonders bei einem geschlossenen Ventil (Reflexion). Läuft die Druckwelle durch einen Krümmer in das nächste Rohrstück, kommt die Biegebelastung hinzu, die oft dominiert.

– Die zweite bekannte, aber oft vernachlässigte Art der Wechselwirkung mit der Rohrwand besteht in der radialen Aufweitung des Rohres aufgrund des erhöhten Innendrucks. Dieser Effekt wird auch als Atmen (breathing) bezeichnet, da er nach dem Durchlaufen der Druckwelle reversibel ist. Die Rückwirkung des Atmens auf den Druck im Fluid besteht in einer Reduzierung der Druckamplitude und in einer zeitlichen Streckung des Druckpulses. Wird die Rohrwand nur elastisch belastet (Normalfall), wird die Energie, die in dem Druckpuls enthalten ist, nahezu vollständig zurückgewonnen. Nur die Höhe des Pulses erniedrigt und die Dauer verlängert sich.

  In dem Sonderfall der plastischen Deformation der Rohrwand infolge Druckbelastung wird dieser Effekt verstärkt und manchmal bewußt zur Druckreduzierung ausgenutzt, um nachgeschaltete Bauteile vor Überdruck zu schützen. Dieser Effekt bewirkt eine Reduzierung und Frequenzverschiebung der Belastung.

– Eine geringe Bedeutung kommt dem dritten Effekt zu. Aufgrund des gestiegenen Innendruckes weitet sich das Rohr radial auf (siehe zweiter Effekt) und zieht sich wegen der Querkontraktion axial zusammen. Dieser Effekt kann einen Fehler bei der Druckberechnung von ca. 9%, bei der Berechnung der Spannungen und Dehnungen in der Rohrwand von ca. 30% bewirken und macht sich damit bei den Einspannkräften, z.B. an den Festlagern, bemerkbar.

– Der letzte hier aufgeführte Effekt, der ebenfalls einen geringeren Einfluß hat, hängt mit den Reibungsverlusten (Dämpfung) zusammen, die immer in einer Rohrleitung vorhanden sind. Am Ende einer Druckwellenbelastung, wenn die Druckamplitude immer kleiner wird und langsam ausschwingt, wird oft beobachtet, daß die Schwingung des Rohrleitungssystems zunächst nicht oder nicht in gleicher Weise reduziert wird, sondern sehr viel länger anhält. Das macht sich besonders dann bemerkbar, wenn die Frequenz der Differenz (Anregungsfunktion) von aufeinanderfolgenden, gedämpften Druckamplituden mit einer Eigenfrequenz des Leitungssystems zusammenfällt.

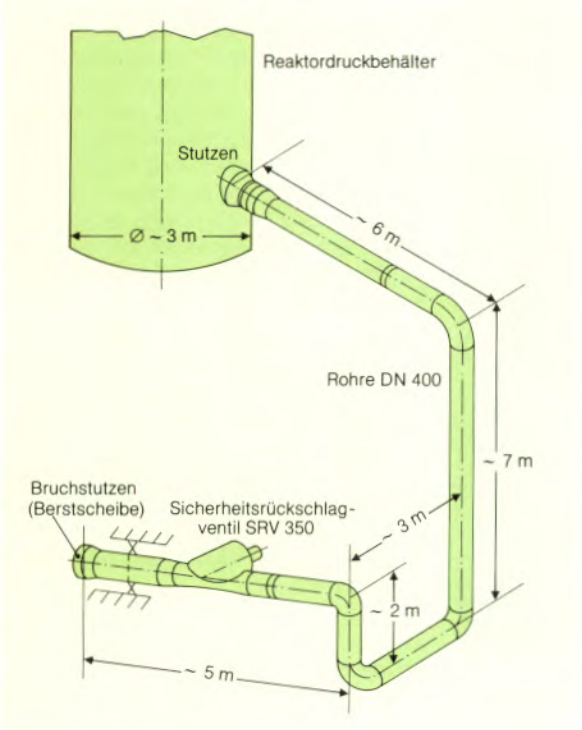


Bild 5.28: HDR-Versuchsstand zur Simulation einer gebrochenen Speisewasserleitung

Die GRS entwickelt derzeit die Rechenprogramme DAPS und DARIUS, die diese Wechselwirkungen zwischen dem Fluid und der Struktur berücksichtigen. Bei der Entwicklung dieser Programme wurde auf vorhandene Rechencodes zurückgegriffen. Für die fluiddynamische Analyse wird das GRS-Programm DAPSY verwendet, während für die Strukturdynamik das Programm ADINA bzw. für einfachere Fälle ein eigenes Finite-Element-Programm benutzt wird. Die Vorteile von ADINA liegen in seinem speziellen Rohrleitungselement, das die Verformungen (Ovalisierung) und Spannungen im Krümmer detailliert beschreibt und auch nichtlineares Materialverhalten berücksichtigen kann. Der Kopplungsalgorithmus besteht in der geeigneten Übergabe von Verschiebungen und Drücken zwischen den Programmen.

Diese Rechenprogramme werden an geeigneten Experimenten verifiziert. Bild 5.28 zeigt einen Versuchsstand am Heißdampfreaktor (HDR) in Kahl, der eine Speisewasserleitung simulieren soll. Es wurden daran die Auswirkungen eines vollständigen Bruches mit einer Berstscheibe mit dem darauffolgenden Schließen eines Sicherheitsrückschlagventiles (SRV) untersucht.

Anhand von Bild 5.29 soll noch eine weitere Besonderheit des Fluids erläutert werden. Das Bild zeigt den Druckverlauf im Rohr am unteren Ende des langen, senkrechten Rohrstückes nach dem Wegsprengen der Berstscheibe (Zeitpunkt

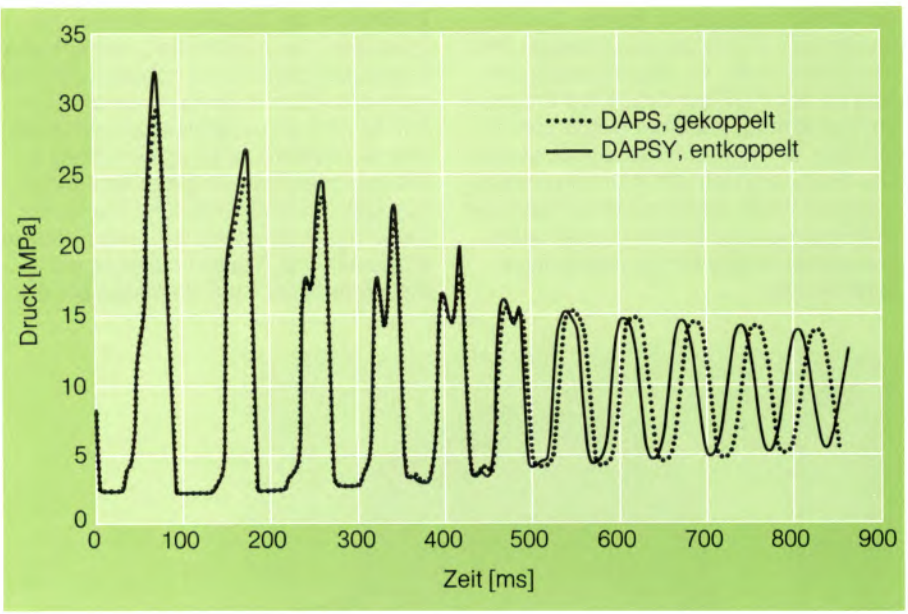


Bild 5.29: Vergleich zwischen entkoppelter und gekoppelter Berechnung des Druckverlaufs vor dem Ventil SRV 350

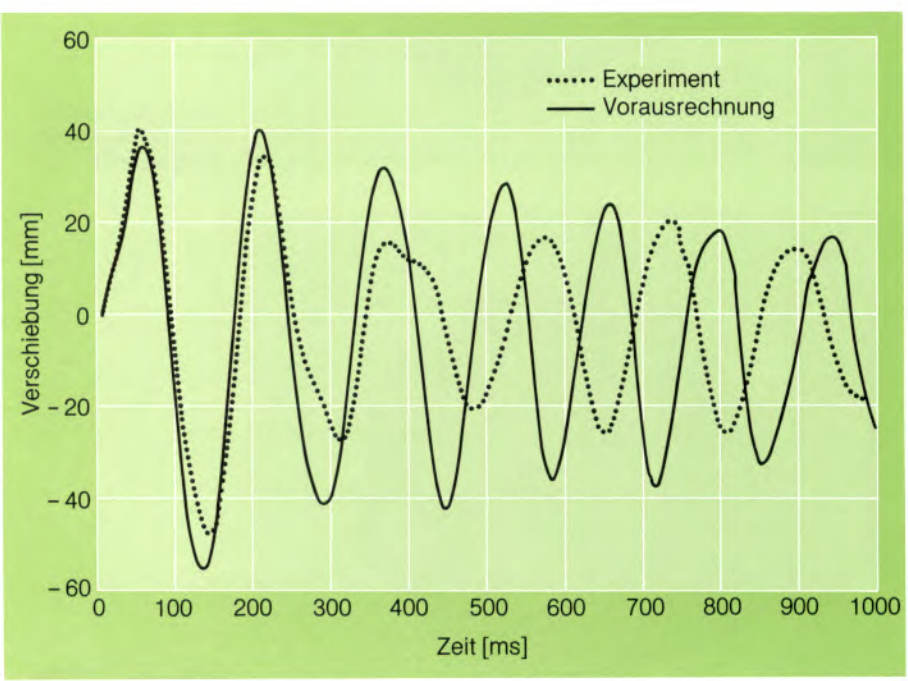


Bild 5.30: Vergleich zwischen Experiment und gekoppelter Vorausrechnung der Rohrleitungsverschiebung

t = 0) und dem nachfolgenden Schließen des Sicherheitsventiles, was in diesem Fall besonders schnell geschah. Beide Druckverläufe sind berechnet, einmal rein fluiddynamisch mit dem Programm DAPSY, das andere Mal mit der Struktur gekoppelt mit dem Programm DAPS.

Der anfänglich sehr hohe Druck – 32 MPa bei der ungekoppelten und 30 MPa bei der gekoppelten Rechnung – baut sich bis zu 450 Millisekunden ohne Frequenzverschiebung ab. Der Grund dafür liegt in der Zweiphasigkeit (Kavitation) des Wassers in den Phasen zwischen den Druckwellen. Nach 450 Millisekunden bleibt das Wasser permanent einphasig und die zweite, oben aufgeführte Wechselwirkung zwischen Fluid und Struktur macht sich in der deutlich sichtbaren Frequenzverschiebung bemerkbar.

Den Vergleich zwischen einer gekoppelten Vorausrechnung und dem durchgeführten Experiment zeigt Bild 5.30 anhand der Verschiebung wieder in der Nähe des unteren Endes des langen senkrechten Rohres (Bild 5.28). Das Experiment ist ein anderes als jenes, auf das sich die Rechnung vom Bild 5.29 bezieht. Es war beabsichtigt, die Rohrleitung bewußt nur elastisch zu beanspruchen. Ein besonders schwaches Übergangsstück verformte sich jedoch leicht plastisch (0,5%) nach 250 Millisekunden. Diese Unzulänglichkeit des Experimentes und die gewählte Modellierung der Rohrleitung in der Rechnung sind der Grund für die größeren Abweichungen, insbesondere bei der Frequenz, die nach 250 Millisekunden beobachtet werden können.

Die bislang gewonnenen Erkenntnisse zeigen auf, daß die Erfassung und Nachbildung der Wechselwirkungen zwischen Fluid und Struktur immer zweckmäßig und manchmal notwendig sind, um die Belastung von Rohrleitungssystemen einzugrenzen. Durch die Erfahrungen mit den Voraus- und Nachrechnungen von Versuchen werden die vorhandenen Rechenprogramme weiterentwickelt und den Erfordernissen angepaßt.

C. Müller
Abt. Auslegung

5.12 Einsatz des 3D-Kernmodells QUABOX/ CUBBOX-HYCA für Kernberechnungen und Störfallanalysen

Die nukleare Kernauslegung wird in mehreren Stufen berechnet. Die einzelnen Stufen sind

- die Brennelementauslegung, um die Anreicherung und geometrische Anordnung der Brennstäbe im Brennelement zu bestimmen,
- die Kernauslegung, um die Kernbeladung zu optimieren und die nuklearen und thermohydraulischen sicherheitstechnischen Anforderungen nachzuweisen,
- die Störfallanalysen zum Kernverhalten, wie z.B. bei Unterkühlungsstörungen nach dem Bruch einer Frischdampfleitung (Druckwasserreaktor) oder Untersuchungen zum Fehlverhalten von Steuerelementen.

Die nukleare Kernauslegung zur Erfüllung der betrieblichen und sicherheitstechnischen Anforderungen wird vom Reaktorbetreiber vorgenommen. Für diese Berechnungen sind vom Hersteller entwickelte oder kommerziell verfügbare Programmsysteme zur stationären Kernauslegung im Einsatz. Die sicherheitstechnischen Anforderungen für jede Kernbeladung werden im Rahmen der Nachladebegutachtung überprüft.

Zusätzlich zur betrieblichen Kernauslegung werden für Störfallanalysen mit stark gestörten Kernzuständen erweiterte Rechenmodelle eingesetzt. In der GRS wurde hierfür das 3D-Kernmodell QUABOX/ CUBBOX-HYCA entwickelt. Die Neutronendiffusionsgleichungen werden mit einem effizienten Grobgitterverfahren gelöst, wobei der räumliche Neutronenfluß durch lokale Polynomansätze höheren Grades approximiert wird. Die Energiefreisetzung und Wärmeleitung im Brennstab werden durch ein Mehrzonenmodell beschrieben. Die Kühlmittelströmung in parallelen Kühlkanälen wird durch Lösung der Erhaltungssätze für Masse, Energie und Impuls für ein- und zweiphasige Strömung berechnet. Als Randbedingungen sind für den Kern der Druck, die Enthalpie am Kerneintritt sowie der Kerndruckverlust bzw. der Kerndurchsatz vorzugeben. Das Rechenmodell ist für Druckwasserreaktoren (DWR) und Siedewasserreaktoren (SWR) geeignet und kann für stationäre und zeitabhängige Rechnungen eingesetzt werden.

Im Bereich der stationären Kernauslegung dient das Modell dazu, wesentliche Eingangsgrößen für die nukleare und thermohydraulische Auslegung zu überprüfen. So können beispielsweise die lokale oder die mittlere Leistungsverteilung im Brennelement während des Abbrandzyklus sowie charakteristische Werte des Reaktivitätsverhaltens, wie Reaktivitätskoeffizienten und Reaktivitätswerte der Steuerelemente, zum Nachweis der Ab-

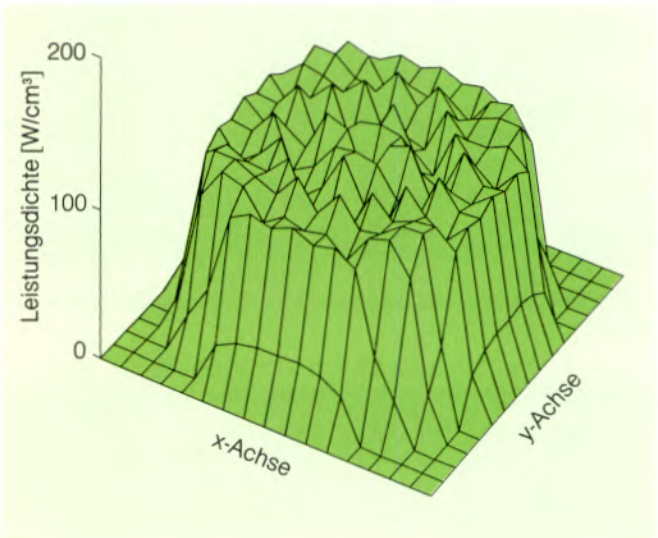


Bild 5.31: Radiale Leistungsverteilung in einem DWR

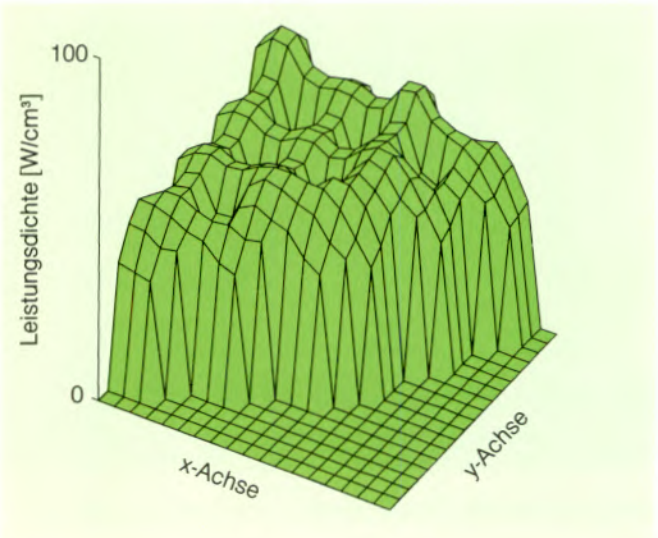


Bild 5.32: Radiale Leistungsverteilung in einem SWR (Viertelkernausschnitt)

schaltsicherheit berechnet werden. In den Bildern 5.31 und 5.32 sind Beispiele für radiale Leistungsverteilungen in einem DWR und einem SWR dargestellt.

Um Analysen zum Kernverhalten durchführen zu können, müssen die nuklearen Daten bereitgestellt werden, wobei der Umfang der nuklearen Daten von der aktuellen Kernbeladung und dem zu untersuchenden Problem abhängt. Der erforderliche Aufwand kann sehr groß werden; deshalb ist es nötig, vorhandene Daten weitgehend zu nutzen. Jeder Brennelementtyp erfordert eine eigene Abbrandrechnung, deren Durchführung von dem vorgesehenen Anwendungsbereich bestimmt wird, wie z.B. die Wahl der Verzweigungspunkte für die Variation der Parameter wie Brennstofftemperatur, Kühlmitteltemperatur und -dichte und Borkonzentration. Hierbei ergeben sich Unterschiede zwischen dem Bereich des geplanten Reaktorbetriebes, dem Bereich mit hohen Brennstofftemperaturen für überhöhte Leistung bei Störfällen (Reaktivitätsstörfälle, Transienten mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung) sowie dem Bereich mit heißem Reaktorkern ohne Leistungserzeugung (Nullastheiß) bis hin zum kalten Zustand, der für die Abschaltsicherheit während des Abfahrens oder für Unterkühlungsstörungen von Bedeutung ist.

Um Kernrechnungen mit nuklearen Daten von unterschiedlicher Herkunft, z.B. von verschiedenen Spektralprogrammen, durchführen zu können, wurde für die Aufbereitung der Wirkungsquerschnitte aus einer Bibliothek ein flexibles Kopplungsprogramm erstellt. Auf diese Weise ist es möglich, für Kernberechnungen auf nukleare Daten der Brennelement-Hersteller zurückzugreifen oder hierfür eigene Berechnungen anzustellen.

Im Rahmen eines Vorhabens des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) wurde in Zusammenarbeit mit dem TÜV Bayern für die Kernbeladung eines Druckwasserreaktors ein vollständiger Satz von nuklearen Daten berechnet, um unabhängige Kernberechnungen vorzunehmen. Hierbei wurden Ergebnisse aus Gutachten genutzt und ergänzt. Die bisherigen Berechnungen zeigen, daß auch heterogene Kernbeladungen mit guter Genauigkeit berechnet werden, zusätzlich ist der Programmeinsatz durch das Konzept der Wirkungsquerschnittsbibliothek stark vereinfacht. Die Ergebnisse dienen einerseits zur Überprüfung der Kernauslegung sowie der eingesetzten Rechenmodelle im Betriebsbereich, andererseits können Störfallanalysen auf einer größeren Grundlage von nuklearen Daten durchgeführt werden. In Zukunft sollen die nuklearen Daten von neuen Nachlade-Brennelementtypen ergänzt werden, um für Druckwasserreaktoren aktuelle Kerndaten verfügbar zu haben. In einem nächsten Schritt ist auch die Bereitstellung nuklearer Daten für eine ausgewählte Anlage mit Siedewasserreaktor geplant.

M. Clemente, S. Langenbuch
Abt. Reaktordynamik

5.13 Modellierung des Gastransports in porösen Medien bei der Endlagerung von Abfällen

Bei der Untersuchung der Freisetzung von Schadstoffen aus Abfallendlagern konzentriert sich die Aufmerksamkeit im allgemeinen auf die längerfristige potentielle Grundwasserverschmutzung. Der Grund ist der befürchtete Transport der Schadstoffe mit Wässern in die Biosphäre. Dies spiegelt sich in der Kerntechnik beispielsweise in den umfangreichen Untersuchungen zum Wasserzutritt und Schadstofftransport bei der Analyse der Langzeitsicherheit von Endlagern wider.

Andererseits ist bereits aus der konventionellen Technik bekannt, daß bei der Abfallendlagerung auch Gase freigesetzt werden können. Für die Endlagerung radioaktiver Stoffe spielt diese Tatsache u.a. eine wichtige Rolle während der Einlagerungsphase, da die möglicherweise luftgetragenen freigesetzten radioaktiven Stoffe zur Strahlenexposition des Personals und der Umgebung beitragen können.

Deshalb wurden für das geplante Endlager Konrad als dem ersten zur Genehmigung anstehenden Endlager der Bundesrepublik Deutschland die potentiellen Freisetzungen gasförmiger radioaktiver Stoffe eingehend untersucht. Die hierbei zu betrachtenden flüchtigen radioaktiven Stoffe, z.B. tritiierter Wasserdampf und Wasserstoff (HTO,HT), Krypton-85, Kohlenstoff-14 als Kohlendioxid oder Methan, können sowohl aus offenen, noch nicht vollständig gefüllten Einlagerungskammern als auch aus abgeworfenen, d. h. abgeschlossenen Kammern kommen.

Der letzte Beitrag ist insbesondere dann von Bedeutung, wenn das Kammerabschlußbauwerk keine Dichtfunktion wahrnimmt, sondern als lose Schüttung nur eine die Strömung und Diffusion behindernde Barriere zum untertägigen Wetterstrom hin bildet.

Derartige Vorgänge, also Strömung und Diffusion durch poröse Medien, zu beschreiben, stellt keine grundsätzlich neue Aufgabe dar. Eine Besonderheit ist jedoch

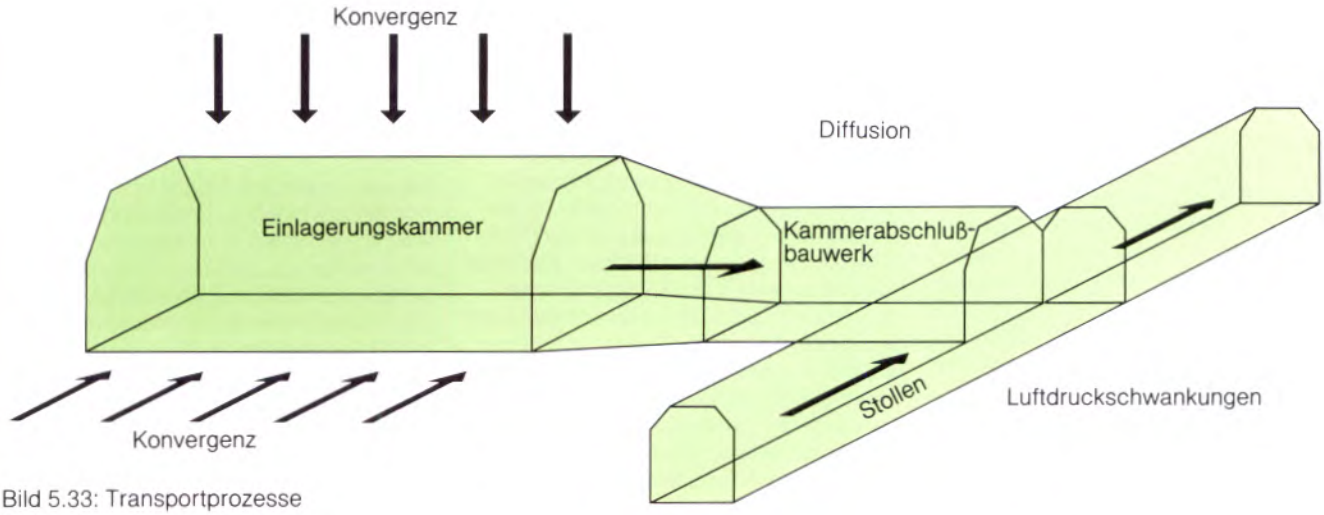


Bild 5.33: Transportprozesse

die Tatsache, daß auch Luftdruckschwankungen der untertägigen Wetter als treibende Kraft wirksam werden. Daher muß der Gastransport als gekoppeltes Phänomen von Diffusion und Konvektion bei kurzfristig wechselnder Strömungsrichtung beschrieben werden. Hierfür stand bislang kein geeignetes Instrumentarium zur Verfügung, so daß ein eigenes Programm entwickelt werden mußte.

Das Modell

Dem Programm liegt das in Bild 5.33 gezeigte Modell zugrunde. Es berücksichtigt zunächst die **Diffusion** gasförmiger radioaktiver Stoffe im Porenraum des Kammerabschlußbauwerks. Eine **Konvektion** von der Kammer nach außen tritt durch die Gebirgskonvergenz auf. Sie wird entsprechend der Konvergenzrate, d.h. der Volumenverringerung der Einlagerungskammern, angesetzt. Die Dämpfung der Konvektion aufgrund des Strömungswiderstandes des Abschlußbauwerks wird berücksichtigt. **Luftdruckschwankungen** werden den beiden zuvor genannten gekoppelten Phänomenen überlagert.

Das hierzu entwickelte Rechenprogramm KONTRA beschreibt diese Transportvorgänge durch partielle Differentialgleichungen. Zur Berechnung der zeitlichen Änderungen von Druck bzw. Konzentration der gasförmigen Aktivität im Resthohlraum der Einlagerungskammer werden ebenfalls Differentialgleichungen aufgestellt und mit dem System von partiellen Differentialgleichungen, die die Vorgänge im Kammerabschlußbauwerk beschreiben, gekoppelt. Die partiellen Differentialgleichungen für die Beschreibung der Transportvorgänge im Kammerabschlußbauwerk werden an jedem der äquidistant gewählten Aufpunkte innerhalb des Kammerabschlußbauwerks numerisch gelöst.

Für den Randpunkt auf der Innenseite des Kammerabschlußbauwerks werden der Luftdruckwert sowie auch der Konzentrationswert des betrachteten gasförmigen Radionuklids in der Kammer angenommen. Auf der Außenseite des Kammerabschlußbauwerks wird zur Untersuchung des Einflusses realer Luftdruckschwankungen zunächst ein mittlerer Wert für den Luftdruck festgelegt, dem additiv eine Sinusschwingung überlagert ist. Die Konzentration des betrachteten gasförmigen Radionuklids wird unterschiedlich festgelegt, je nachdem, ob zu dem betrachteten Zeitpunkt gerade eine Einströmung oder eine Ausströmung stattfindet, d.h. welches Vorzeichen der Druckgradient aufweist. Bei Einströmung von außen wird konservativ ein Konzentrationswert von 0 angesetzt. Bei Ausströmung aus dem Kammerabschlußbauwerk ergibt sich der Randwert der Konzentration aus dem sich nach außen verschiebenden berechneten Konzentrationsprofil im Innern des Kammerabschlußbauwerks.

Das Ergebnis

Im Idealfall eines quasidichten Kammerabschlußbauwerks werden Druckschwankungen der untertägigen Wetter an der der Kammer zugewandten Innenseite des Kammerabschlußbauwerks praktisch nicht mehr wahrgenommen. Bild 5.34 verdeutlicht dies anhand eines über die Zeit aufgetragenen Konzentrationsprofils entlang des Abschlußbauwerks.

Gerechnet wurde hierbei für eine periodisch aufgeprägte äußere Druckschwankung von ± 1% des mittleren Luftdrucks. Die Periode betrug 100 Stunden, die Länge des Kammerabschlußbauwerks 25 Meter bei einer Permeabilität von $2{,}8 \cdot 10^{-12}$ Quadratmetern.

Trotz der in der Abbildung praktisch nicht mehr erkennbaren Druckschwankung auf der Innenseite ergibt sich unter diesen Umständen eine Freisetzung gasförmiger Aktivität. Sie beträgt für das flüchtigste Radionuklid, Tritium in Form von HT, 6,7% der in der Kammeratmosphäre befindlichen Aktivität pro Jahr. Diese Freisetzung resultiert aus der unterstellten Konvergenzrate von 8% pro Jahr, die nahezu

in voller Höhe in eine Freisetzung umgesetzt wird.

Ein qualitativ wie quantitativ ähnliches Bild ergibt sich, wenn man bei höherer Permeabilität die Länge des Kammerabschlußbauwerks vergrößert.

Ein Beispiel für eine ungünstige Parameterkombination zeigt dagegen Bild 5.35. Hier ist zu erkennen, daß die äußeren Druckschwankungen voll auf die Innenseite des Kammerabschlußbauwerks durchschlagen. Jede der aufgeprägten Druck-Sinusschwingungen führt dadurch zu einem Auspumpen von Aktivität aus der Einlagerungskammer in die untertägigen Wetter.

Die Ursache dieses Effektes liegt darin, daß modellhaft eine größere Permeabilität des Kammerabschlußbauwerks ($2{,}1 \cdot 10^{-11}$ m²) mit einer größeren Amplitude der Druckschwankungen (± 3%) kombiniert wurde.

In Zahlen ausgedrückt ergibt sich hierbei bereits nach 1000 Stunden eine Freisetzung von 23% der in der Kammeratmosphäre befindlichen Aktivität in die untertägigen Wetter.

Mit dem Programm wurden zahlreiche weitere Rechnungen durchgeführt, die dazu dienten, die Auslegung der Kammerabschlußbauwerke für das geplante Endlager Konrad zu optimieren[1]. Die Anwendung des Programms ist jedoch nicht auf diesen Spezialfall beschränkt. Grundsätzlich können hiermit alle Transportphänomene gasförmiger Stoffe in porösen Medien beschrieben werden, insbesondere wenn sie mit Druckschwankungen verbunden sind.

Eine derartige Anwendung bietet sich beispielsweise auch für die oberflächennahe Lagerung von radioaktiven oder konventionellen Abfällen an. Die Rechnungen können dabei sowohl vorausschauend für die Planung neuer Deponien als auch retrospektiv bei der Untersuchung von Altlasten durchgeführt werden.

Vor allem die in konventionellen Deponien auftretenden hohen Gasbildungsraten haben einerseits das Interesse an einer Nutzung des Energieinhalts der Gase (z.B. Methan) gefördert, andererseits aber auch die Aufmerksamkeit auf die in den Deponiegasen enthaltenen Schadstoffe[2] gelenkt. Auch auf diesen Problemkreis läßt sich das Modell übertragen.

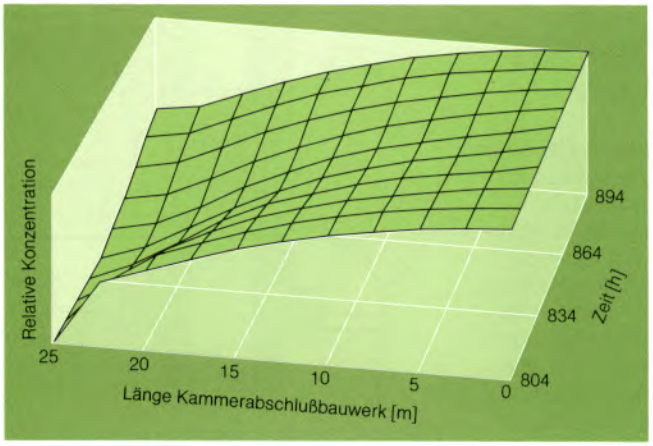


Bild 5.34: Verlauf der Aktivitätskonzentration im Kammerabschlußbauwerk (Druckschwankung = ± 1%, Permeabilität = $2{,}8 \cdot 10^{-12}$ m²)

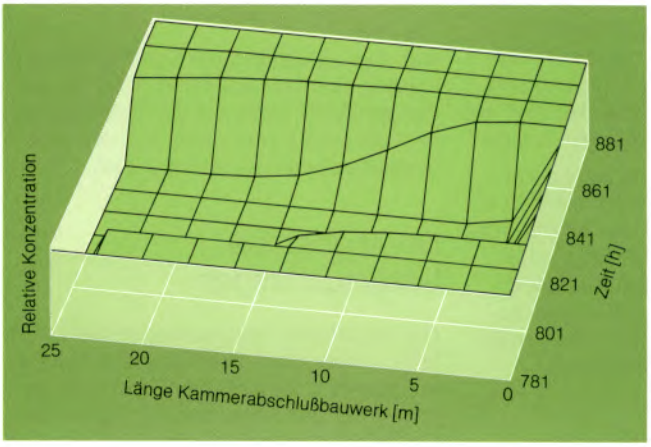


Bild 5.35: Verlauf der Aktivitätskonzentration im Kammerabschlußbauwerk (Druckschwankung = ± 3 %, Permeabilität = $2{,}1 \cdot 10^{-11}$ m²)

W. Müller
Abt. Strahlenschutz

[1] Morlock, G., und W. Müller:
Die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus radioaktiven Abfällen in abgeworfenen Einlagerungskammern in die Wetter eines Endlagers
Jahrestagung Fachverband Strahlenschutz, Basel, 6. – 9. 10. 1987

[2] Mitteilungen der Länderarbeitsgemeinschaft Abfall (LAGA) 6: Informationsschrift „Deponiegas"
Erich Schmidt Verlag, Berlin, 1983

5.14 Beseitigung von Fehlermöglichkeiten aus Betriebserfahrungen

Um die beim Betrieb von Kernkraftwerken gewonnenen Erfahrungen nutzen zu können, existiert in der Bundesrepublik Deutschland ein System zur Meldung besonderer Vorkommnisse. Die Betreiber melden anhand bundeseinheitlicher Meldekriterien Vorkommnisse in ihren Anlagen an die zuständigen Aufsichtsbehörden. Diese Meldungen werden von der GRS im Auftrag des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) zentral erfaßt und ausgewertet. Die GRS verbreitet die ihr zugehenden Informationen und die Ergebnisse ihrer Auswertungen, gegebenenfalls mit Empfehlungen, an die zuständigen Behörden, die Betreiber von Kernkraftwerken und an die Technischen Überwachungs-Vereine.

Das Meldesystem soll auch solche Vorkommnisse erfassen, die noch nicht zu einer Betriebsstörung oder zum Ausfall von Sicherungseinrichtungen geführt haben, die es jedoch erlauben, sicherheitstechnisch relevante Fehlermöglichkeiten zu erkennen und zu beseitigen. Im folgenden wird hierfür ein Beispiel dargestellt.

Beobachtete Mängel

Bei der Prüfung von Vorsteuerventilen der sekundärseitigen Sicherheitsventile eines Druckwasserreaktors auf einem Prüfstand im Jahre 1982 öffneten vier von zwölf Ventilen oberhalb des erwarteten Ansprechdruckes von 7,7 bis 8 MPa, zwei ließen sich mit dem dort erreichbaren Druck von 9 MPa nicht öffnen. Dies war auf Haftkräfte zurückzuführen, die zwischen Sitz und Kegel wirkten (Bild 5.36). Die Oberflächen zeigten nach dem Trennen keine auffällige Veränderung. Infolge der redundanten Ansteuerung der Sicherheitsventile hätten diese trotz der an den Vorsteuerventilen festgestellten Mängel auslegungsgemäß funktioniert.

Nach dem Auftreten des Effektes wurde bekannt, daß er außerhalb des Kernkraftwerksbereichs bereits beobachtet worden war. Aus ausländischen Kernkrafwerken wurden ebenfalls Fälle berichtet, bei denen der Ansprechdruck von Sicherheitsventilen erhöht war, ohne daß sich eine eindeutige Ursache ermitteln ließ.

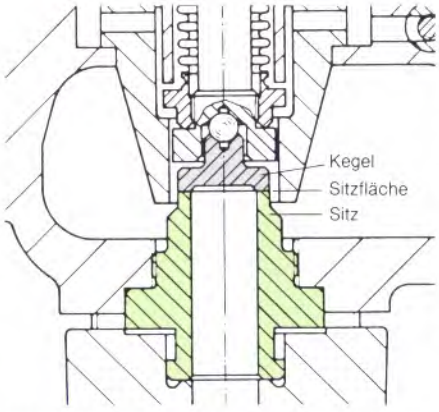


Bild 5.36: Schemazeichnung eines Ventilsitzes

Durchgeführte Untersuchungen

Die betroffenen Teile wurden in Werkstofflabors untersucht. Die Haftkräfte wurden auf eine Korrosionsschicht im Spalt zwischen Sitz und Kegel zurückgeführt. Die Erklärung blieb jedoch unbefriedigend, da die Bedingungen, unter denen die Korrosion auftreten würde – und dementsprechend auch die Maßnahmen, mit denen sie zu vermeiden wäre –, nicht genau angegeben werden konnten. Es wurde jedoch angenommen, daß gleiche Werkstoffe von Sitz und Kegel das Verbacken begünstigten. Gestützt auf diese Informationen gab die GRS die vorläufige Empfehlung, die betroffene Werkstoffpaarung zu vermeiden und, soweit möglich, die Ventile häufiger zu prüfen.

Weitere werkstofftechnische Untersuchungen konnten die vorhandenen Unsicherheiten nicht ausräumen. Vielmehr kam eine alternative Erklärungsmöglichkeit in die Diskussion, nach der die Haftung durch Verunreinigungen der Dichtfläche, z.B. durch Schmier- oder Konservierungsstoffe, verursacht wurde.

Um die Faktoren zu ermitteln, die zu dem Verbacken beitragen, wurden daher zwei Versuchsserien durchgeführt, eine im Auftrag der Ventilhersteller und eine von der Kraftwerk Union AG. Dabei setzte man Proben mit aneinandergedrückten Sitzflächen im Autoklaven ein. Variationsparameter waren in erster Linie die Materialpaarungen sowie in geringerem Umfang Druck und Temperatur, der Anpreßdruck und die Einsatzzeit. Bei einem Teil der Proben wurden Schmier- bzw. Konservierungsmittel auf die Dichtflächen aufgebracht. Beobachtet wurde, ob Verbacken auftrat; die bei verbackenen Proben zur Trennung erforderlichen Kräfte wurden gemessen. Weiterhin wurden werkstofftechnische Untersuchungen vorgenommen.

Ergebnisse

Das Verbacken ließ sich in einer Reihe von Fällen experimentell reproduzieren. Einen dominanten Einfluß hatte dabei die Materialpaarung. Während bei manchen Materialpaarungen unter den gewählten Versuchsbedingungen alle Proben verbackten, trat der Effekt bei anderen Kombinationen an keiner Probe auf. Bei den Paarungen, die Verbacken zeigten, handelte es sich in der Regel um Werkstoffe gleicher Gefügestruktur, also z.B. Martensit-Martensit oder Austenit-Austenit, während Materialpaarungen mit unterschiedlichem Gefüge nur vereinzelt zu Verbacken führten.

Daß der Effekt durch Materialeigenschaften bestimmt wird, ging auch daraus hervor, daß er durch die zum Teil aufgebrachten Verunreinigungen weder begünstigt noch verhindert wurde.

Ein gewisser Anpreßdruck erwies sich als Voraussetzung für das Verbacken, lose aufeinanderliegende Teile hafteten unabhängig von der Materialpaarung nicht aneinander. Die Oberflächengüte spielte innerhalb der für Dichtflächen interessanten Bereiche keine Rolle. Bei ca. 260°C und 5 MPa trat Verbacken ab etwa zehn Tagen auf. Unterhalb von ca. 200°C wurde kein Verbacken festgestellt.

Die Versuche und werkstofftechnischen Untersuchungen ergaben, daß das Verbacken durch die Bildung von Eisenoxidschichten hervorgerufen wird, die im Spalt zwischen Sitz und Kegel unter den Bedingungen behinderter Ausdehnung zusammenwachsen.

Folgerungen

Die Versuchsergebnisse brachten wesentlich verbesserte Kenntnisse über die Bedingungen, unter denen Verbacken auftritt. Zwar erlaubten sie nach wie vor keine theoretische Beschreibung des Vorgangs, so daß über Parameterkombinationen, die nicht unmittelbar durch Versuche abgedeckt waren, keine sicheren Aussagen möglich waren. Die untersuchten Materialien waren die, die in der Praxis zum Einsatz kommen, die untersuchten Druck- und Temperaturbereiche deckten die sicherheitstechnisch bedeutsamen Einsatzfälle ab. Die Versuche zeigten jedoch deutlich die entscheidende Bedeutung der Materialpaarung und wiesen aus, welche Paarungen gemieden werden sollten und bei welchen ein Verbacken nicht zu erwarten war.

Ausgehend von diesen Ergebnissen wurden in allen Kernkraftwerken die Armaturen ermittelt, bei denen ein Verbacken möglich erschien. Die Materialpaarungen wurden überprüft und gegebenenfalls gegen solche ausgetauscht, bei denen ein Verbacken nicht zu erwarten ist.

Weitere Erfahrungen

An Ventilen mit geeigneten Materialpaarungen sind in der Praxis keine Fälle von Verbacken aufgetreten. Im Jahr 1987 wurden jedoch zwei Vorkommnisse berichtet, in denen Armaturen verbacken waren, die allerdings bei niedrigeren Temperaturen ab 110°C arbeiten, wo ein Verbacken noch nicht beobachtet worden war. Die Armaturen waren in sicherheitstechnisch weniger bedeutsamen Bereichen, z. B. im Bereich der Vorwärmer, eingesetzt. Die verwendeten Materialpaarungen wiesen auch in diesen Fällen gleiche Struktur für Sitz und Kegel auf. Die GRS hat über diesen Sachverhalt im Rahmen ihrer Berichte zum Erfahrungsaustausch informiert und empfohlen, zum einen bei Prüfungen speziell auf diesen Effekt zu achten, zum anderen auch im Bereich niedrigerer Temperaturen die Materialpaarungen vorbeugend auszutauschen. Die Vorkommnisse machen deutlich, daß eine weitere Aufklärung des Schadensmechanismus anzustreben ist. Die im Zusammenhang mit den Vorkommnissen gewonnenen Erfahrungen und die ergriffenen Abhilfemaßnahmen wurden im Rahmen des Vorkommnis-Meldesystems der Organization for Economic Cooperation and Development (OECD) auch für den internationalen Erfahrungsaustausch zur Verfügung gestellt.

E. Lindauer
Abt. Betriebsverhalten

5.15 Sicherheitsbehälter-Test

Das größte bisher errichtete Modell eines Sicherheitsbehälters (SB) aus Stahlbeton wurde Ende Juli in den Sandia National Laboratories (SNL), USA, einem Drucktest unterzogen. Das Stahlbetonmodell im Maßstab 1:6 (Bild 5.37) wurde nach den in den USA geltenden Auslegungskriterien für Sicherheitsbehälter von derzeit in Betrieb befindlichen Leichtwasserreaktoren erstellt. Der Versuch wurde von SANDIA im Auftrag der amerikanischen Genehmigungsbehörde NRC durchgeführt. Er ist Teil eines Programms, mit dem das Verhalten von Sicherheitsbehältern untersucht werden soll, wenn die der Auslegung zugrunde liegenden Belastungen überschritten würden. Die Zielsetzung solcher Versuche ist es, Berechnungsverfahren experimentell abzusichern und gegebenenfalls anhand der Versuchsergebnisse zu ertüchtigen.

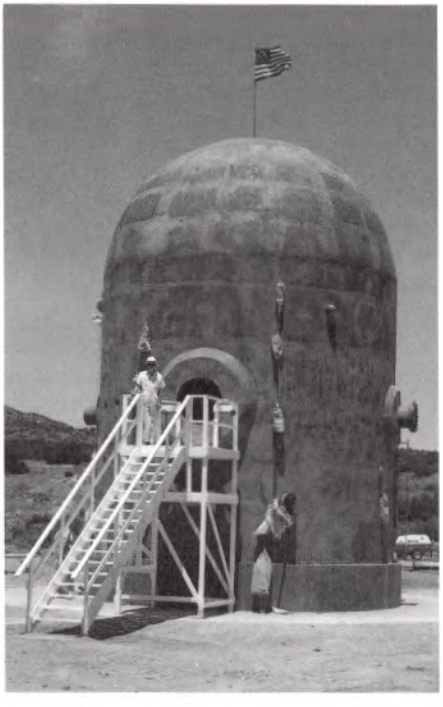


Bild 5.37: Das Modellcontainment in Albuquerque, Neu Mexiko

Das über 11 m hohe Modell mit einem Durchmesser von fast 7 m besteht aus einer 17,8 cm dicken Stahlbetonkuppel, die mit einem Stahlbetonzylinder von 24,8 cm Wandstärke verbunden ist. Die Bodenplatte hat eine Dicke von ca. 1 m. Zylinder und Bodenplatte wurden mit 1,5 mm, die Kuppel mit 2 mm dicken Stahlblechen innen ausgekleidet. Die Stahlblechauskleidung (Liner) ist in der umgebenden Betonwandung durch Stahlbolzen verankert.

Das Versuchsmodell verfügt über Merkmale eines realen Sicherheitsbehälters. Es besitzt maßstabgerechte Materialschleusen und Dichtungen sowie eine Reihe von Durchführungen.

Durch Zufuhr von komprimiertem Stickstoff wurde die Struktur wachsendem Innendruck ausgesetzt. Oberhalb eines Überdrucks von etwa 1 MPa, was ungefähr dem dreifachen Auslegungswert entspricht, waren weitere Laststeigerungen wegen einer im Liner aufgetretenen größeren Leckage nicht möglich.

Bei der anschließenden Untersuchung zeigte sich, daß die Leckage hauptsächlich auf einen 50 cm langen Riß im Liner zurückzuführen war. Das Modell als solches blieb jedoch intakt. Sein äußeres Erscheinungsbild hatte sich im Vergleich zu dem vor dem Test wenig verändert. Lediglich ein Netz feiner Risse von bis zu 3 mm Breite und eine kaum wahrnehmbare Ausbeulung der Wände, die zu einer Vergrößerung des Bauwerkdurchmessers um 10 cm geführt hatte, waren festzustellen.

Zehn Organisationen aus fünf Ländern – den USA, Frankreich, Italien, Großbritannien und der Bundesrepublik Deutschland – haben sich an Vorausberechnungen des Gebäudeverhaltens bei monoton ansteigender Innendruckbelastung beteiligt. Dabei kamen eine Reihe von unterschiedlichen Berechnungsmethoden und Werkstoffmodellen zur Anwendung. Die Ergebnisse der Vorausberechnungen hat die NRC veröffentlicht.

Ziel des Vorhabens ist die Verifizierung von Materialmodellen, Strukturmodellen und numerischen Methoden, die zur Berechnung des Verhaltens von realen Containments außerhalb der Auslegungsgrenzen verwendet werden können.

Die von der GRS im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) durchgeführte Vorausberechnung geht von einem axialsymmetrischen Modell der Containmentstruktur aus, mit dem potentielle globale Versagensmechanismen untersucht werden (Bild 5.38).

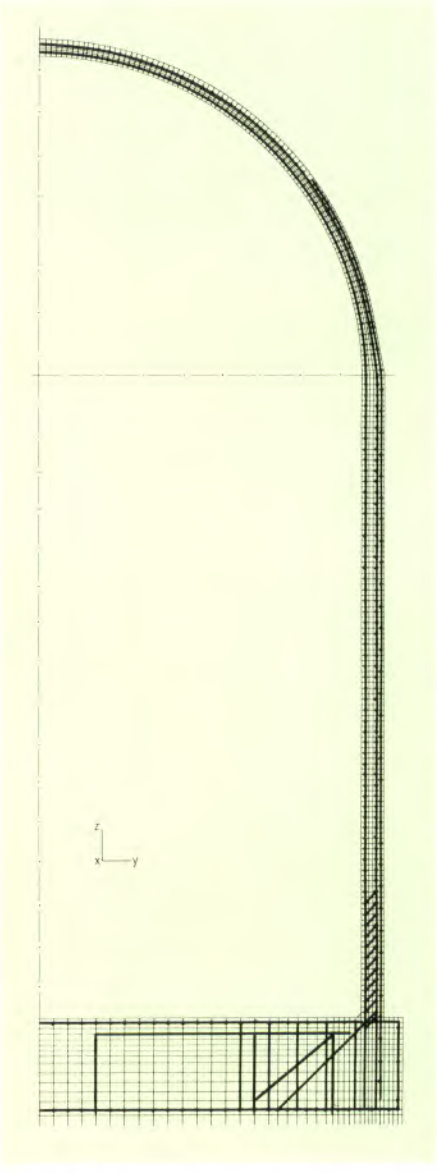


Bild 5.38: Axialsymmetrisches Berechnungsmodell

Die Materialeigenschaften des Betons, des Linerstahls und der Stahlbewehrung wurden von In-situ-Experimenten durch die SNL zur Verfügung gestellt. Zur Beschreibung des nichtlinearen Materialverhaltens von Beton wurde das in dem allgemein verfügbaren Finite-Elemente-Rechenprogramm ADINA implementierte Betonmodell verwendet.

Die Wechselwirkung zwischen Stahl und Beton in der Containmentschale wird durch ein modifiziertes Spannungs-Dehnungs-Diagramm für den Stahl berücksichtigt. Hierzu wurden entsprechende Versuche an der Universität Karlsruhe durchgeführt.

Durch Bewertung der fortschreitenden Materialschädigungen während des ansteigenden Innendrucks im Beton und in den Stahlteilen werden potentielle Mechanismen von globalem Strukturversagen identifiziert:

- Linerleckage im mittleren Zylinderbereich,
- Linerleckage am Übergang Zylinder/Fundamentplatte,
- Versagen der Umfangsbewehrung im mittleren Zylinderbereich,
- kombiniertes Schub-Biegezug-Versagen im Übergangsbereich Zylinder/Fundamentplatte.

Aufgrund der Vorausberechnung kann ab einem Innendruck von ungefähr 1,2 MPa jeder einzelne der ermittelten Versagensmechanismen zum Versagen der gesamten Containmentstruktur führen. Demgegenüber ist die Wahrscheinlichkeit für ein globales Versagen der Struktur gering im Druckbereich bis 1,1 MPa.

Die berechneten Verformungen des Reaktorgebäudes zu einer Sequenz aufsteigender Innendruckwerte sind in Bild 5.39 dargestellt. Die zunehmende Ovalisierung der Struktur führt zu jeweils größten Verformungen in Zylindermitte. Beispielsweise beträgt bei einem Überdruck von 0,91 MPa die maximale radiale Aufweitung an dieser Stelle 15,8 mm. Als Folge dieser radialen Verschiebungen werden die Umfangsbewehrungen zunehmend gedehnt. Eine Gegenüberstellung von gemessenen

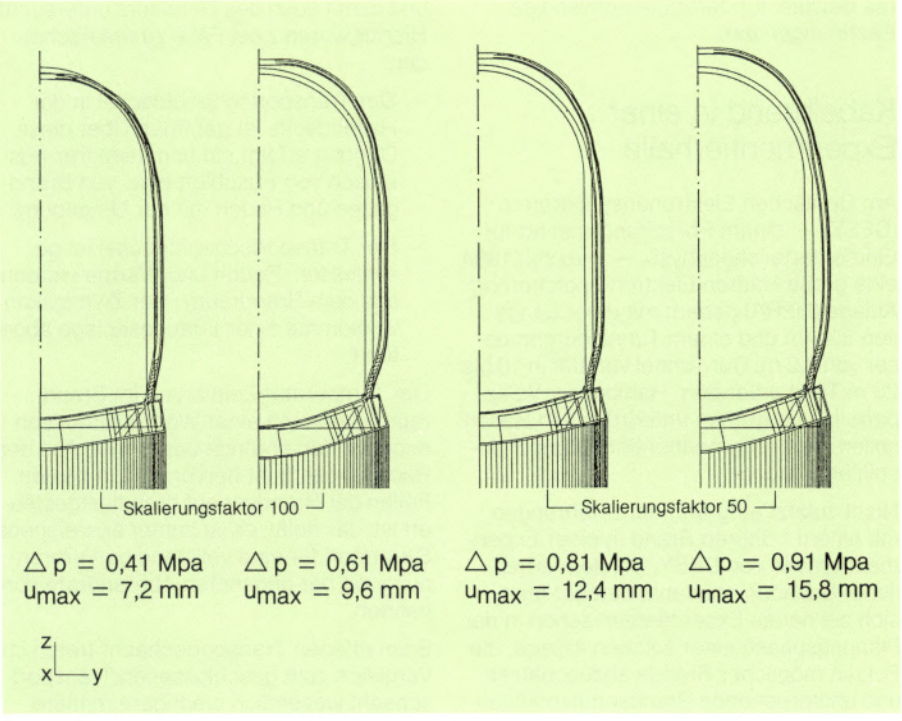


Bild 5.39: Berechnete Verformungen des SB

und vorausberechneten Dehnungen findet sich in Bild 5.40.

Obgleich das globale Verhalten insgesamt von den einzelnen Analysen zutreffend erfaßt worden ist, sind Unterschiede zwischen Messung und Rechnung in Detailbereichen der Struktur vorhanden. Deren Ursachen aufzuklären, ist Gegenstand von Nachuntersuchungen.

Abt. Strukturmechanik

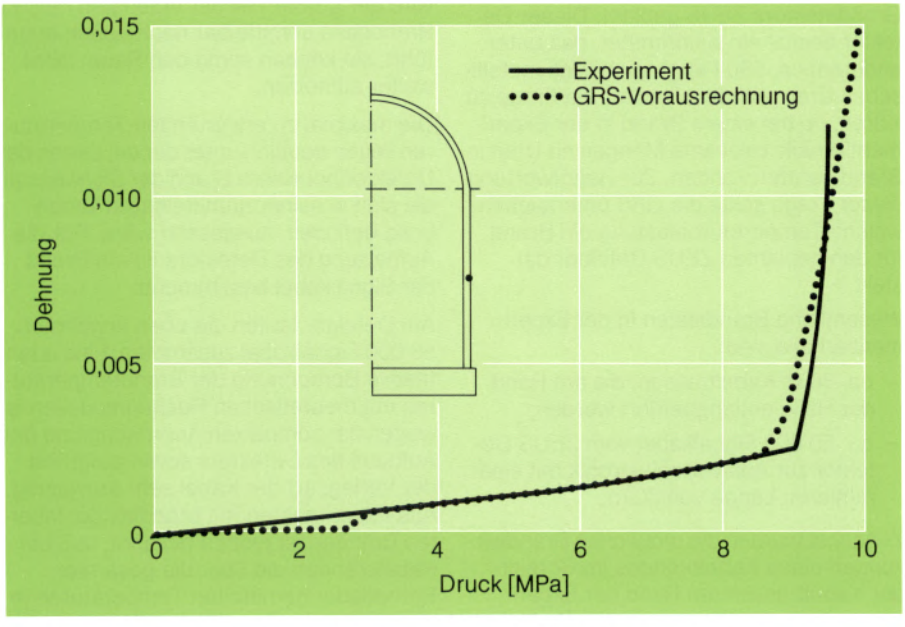


Bild 5.40: Dehnungen in der Stahlbewehrung in Abhängigkeit vom Innendruck

5.16 Ermittlung der Wirkungen von Bränden in technischen Anlagen

Die GRS befaßt sich seit einigen Jahren mit Untersuchungen zur Bewertung der Brandgefahr in kerntechnischen Anlagen. Ein Schwerpunkt dieser Arbeiten ist die Bestimmung der möglichen Brandwirkungen, zum Beispiel als Temperatur- oder Druck-Zeitverlauf, in Abhängigkeit von Einflußgrößen, wie Art und Anordnung des Brandgutes, Ventilationsbedingungen und Wärmeabgabe an Strukturen. Erfahrungswerte und Erkenntnisse aus Experimenten reichen oftmals nicht aus, um für konkrete anlagentechnische Gegebenheiten realistische Aussagen zu ermöglichen. Der rechnerischen Ermittlung von Brandwirkungen kommt deshalb eine besondere Bedeutung zu. Bei einfachen geometrischen Gegebenheiten und Fragestellungen – zum Beispiel nach dem Wärmeeintrag in tragende Stützkonstruktionen zur Bewertung ihrer Festigkeit im Brandfall – können Zonenmodelle, die den Brandverlauf in der Vollbrandphase beschreiben, völlig genügen. Werden aber genaue Temperatur-Zeitverläufe in brandfernen Räumen benötigt, zum Beispiel um den Versagenszeitpunkt elektronischer Bauteile zu bestimmen, sind aufwendige Rechenmodelle erforderlich.

Nachfolgend werden zwei Beispiele aus aktuellen Arbeiten aufgezeigt. Zunächst werden anhand vergleichsweise einfacher Rechenmodelle die Auswirkungen eines Kabelbrandes in einer Experimentierhalle des Deutschen Elektronensynchrotrons (DESY) in Hamburg untersucht. Das zweite Beispiel befaßt sich mit einer Modellrechnung zu einem Brand im Lagerbereich für brennbare Abfälle in einer Wiederaufarbeitungsanlage hinsichtlich des Brandverlaufs und des Transports von Brandaerosolen im Lüftungssystem. Für diese Untersuchungen ist der Einsatz eines – verglichen mit dem ersten Beispiel aufwendigeren – Computersystemcodes (FIRAC) erforderlich. Die in Abschnitt 5.6 beschriebenen RALOC/CRDLOC-Vorausrechnungen zu einem Ölbrandversuch am Heißdampfreaktor (HDR) stellen ein weiteres Beispiel für derartige aufwendige Rechnungen dar.

Kabelbrand in einer Experimentierhalle

Am Deutschen Elektronensynchrotron (DESY) – einem Forschungsinstitut für Elementarteilchenphysik – wird seit 1984 eine große Hadron-Elektron-Speicherring-Anlage (HERA) gebaut mit einer Länge von 5,4 km und einem Tunneldurchmesser von 3,2 m. Der Tunnel verläuft in 10 bis 20 m Tiefe unter dem Hamburger Volkspark. In vier großen unterirdischen Hallen sollen die Experimentiereinrichtungen installiert werden.

Nicht zuletzt aufgrund der Erfahrungen mit einem früheren Brand in einer Experimentierhalle von DESY, bei dem erheblicher Schaden entstand, bemüht man sich bei neuen Experimenten schon in der Planungsphase einer solchen Anlage, die Folgen möglicher Brände abzuschätzen und entsprechende Brandschutzmaßnahmen vorzusehen.

In einer der Experimentierhallen des neuen Speicherrings HERA ist der Aufbau des Großdetektors ZEUS geplant. Dieser Detektor besitzt ein Kalorimeter, das unter anderem ca. 580 t abgereichertes metallisches Uran enthält. Hier war die Frage zu klären, ob bei einem Brand in der Experimentierhalle relevante Mengen an Uran in Brand geraten können. Zur Beantwortung dieser Frage sollte die GRS untersuchen, welche Temperaturbelastung ein Brand für den geplanten ZEUS-Detektor darstellt.

Wesentliche Brandlasten in der Experimentierhalle sind:

- ca. 80 m Kabeltrassen, die am Rand der Halle entlanggeführt werden,
- ca. 50 000 Signalkabel vom ZEUS-Detektor zur Auswerteelektronik mit einer mittleren Länge von 30 m.

Zunächst wurden die möglichen Brandwirkungen eines Kabelbrandes im Bereich der Kabeltrassen am Rand der Experimentierhalle im Hinblick auf die Aufheizung der gesamten Experimentierhalle und damit auch des Detektors untersucht. Hierfür waren zwei Fälle zu unterscheiden:

- Der Transportschachtdeckel in der Hallendecke ist geöffnet. Über diese Öffnung erfolgt ein unmittelbarer Austausch von Frischluft bzw. von Brandgasen und Rauch mit der Umgebung.
- Der Transportschachtdeckel ist geschlossen. Rauch und Wärme werden aus dem Brandraum über Zwangskonvektion mit einer Lüftungsanlage abgeführt.

Der Temperatur-Zeitverlauf im Brandraum wurde mit einer Wärmebilanzrechnung für Kabelbrände berechnet. Aus den Rechnungen geht hervor, daß in beiden Fällen der Brandverlauf brandlastgesteuert ist, das heißt, es ist immer ausreichend Sauerstoff für eine vollständige Verbrennung mit der genannten Abbrandrate vorhanden.

Beim offenen Transportschacht treten im Vergleich zum geschlossenen Transportschacht wesentlich niedrigere mittlere Raumtemperaturen auf (ca. 180°C gegenüber ca. 380°C). Wegen der großen Öffnungsfläche und der Lage der Öffnung wird der größte Teil der erzeugten heißen Brandgase unmittelbar nach außen abgeführt; sie können somit den Raum nicht weiter aufheizen.

Die maximal zu erwartenden Temperaturen liegen deutlich unter denen, denen der Detektor bei einem Brand der Signalkabel, die sich in seiner unmittelbaren Umgebung befinden, ausgesetzt wäre. Für die Aufheizung des Detektors ist ein Brand der Signalkabel bestimmend.

Am Detektor laufen die oben erwähnten 50 000 Signalkabel zusammen. Eine quantitative Berechnung der Brandtemperaturen mit theoretischen Rechenmodellen ist wegen der komplexen Anordnung und des Aufbaus des Detektors sowie aufgrund der Verlegeart der Kabel sehr aufwendig. Aus Experimenten mit brandlastgesteuerten Bränden ist jedoch bekannt, daß bei Kabelbränden die über die gesamte Branddauer gemittelten Temperaturen je nach Höhe der Brandlast und Ventilationsverhältnisse zwischen ca. 500°C und

700°C liegen. Bei der Bestimmung der Erwärmung des Uran-Kalorimeters wurde eine Temperatur von 700°C unterstellt. Damit wurde berechnet, wie sich die Temperatur im Kalorimeter während des Brandes verändert und wie die räumliche Temperaturverteilung im Kalorimeter aussieht.

Hierfür wurde ein für die Wärmeleitung des Kalorimeters repräsentatives Teilvolumen im Detail modelliert und für dieses die Wärmeübertragung in verschiedenen Richtungen berechnet. Das für die Aufheizung relevante Kalorimeterteil wurde dann als homogener Materialblock mit den derart ermittelten Wärmeleitfähigkeiten in Zylindergeometrie modelliert und die Aufheizung berechnet. In Bild 5.41 sind die Teile eingetragen, in denen die maximalen Temperaturen nach einer Brandzeit von 60 Minuten jeweils kleiner 300°C und kleiner 100°C betragen. Die höhere Aufheizung des Kalorimeters in radialer Richtung ist durch die größere Wärmeleitfähigkeit in dieser Richtung bedingt und wird durch die innere Kalorimeterstruktur bestimmt.

Die Rechnungen haben gezeigt, daß eine starke Aufheizung (über 300°C) des Kalorimeters nur in den äußeren Randbereichen (maximal bis 18 cm) und dort auch erst nach einer Brandzeit von 60 Minuten erreicht wird.

Aufgrund der hier beschriebenen Ergebnisse können geeignete Brandschutzmaßnahmen in der Experimentierhalle vorgesehen werden, die mit dem experimentellen Aufbau des Detektors verträglich sind und die eine nicht tolerierbare brandbedingte Aufheizung des Kalorimeters verhindern. Es hat sich gezeigt, daß die Methoden und Rechenprogramme zur Brandgefahrenanalyse, die in der GRS bisher für nukleare Anlagen benutzt wurden, auch zur Lösung spezieller Aufgaben im konventionellen Bereich eingesetzt werden können.

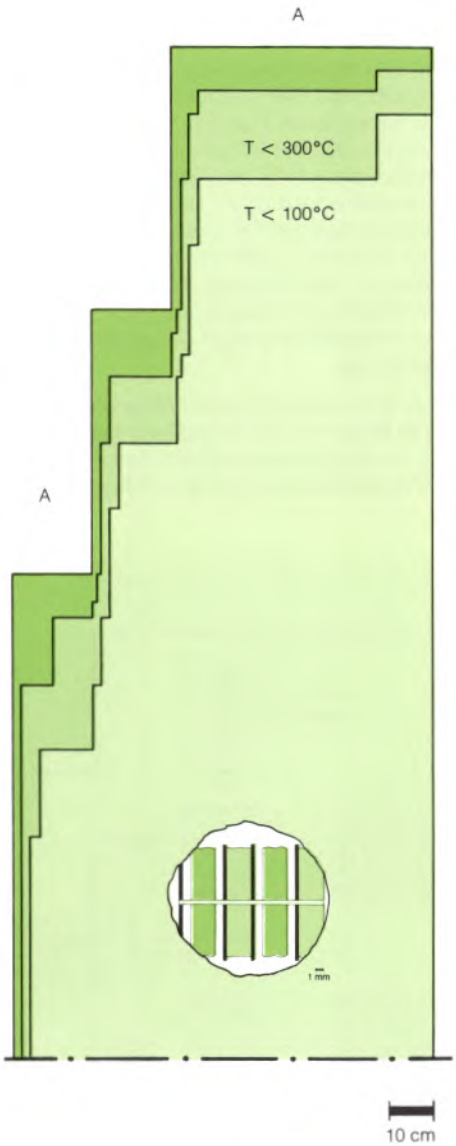


Bild 5.41: Temperaturverteilung im Kalorimeter; Isothermen für 100°C und 300°C nach einer Stunde Branddauer. Die Außenflächen A werden durch Brandgase aufgeheizt.

Modellrechnungen zu einem Brand von brennbaren Abfällen in einer Wiederaufarbeitungsanlage

In kerntechnischen Anlagen kommt bei den Maßnahmen zum Einschluß radioaktiver Stoffe der Barrierefunktion der lüftungstechnischen Einrichtungen eine besondere Bedeutung zu. Im Falle eines Brandes können sich aber aufgrund des Druckaufbaus im Brandraum die Volumenströme, die Strömungsrichtung sowie Unterdruckhaltung und damit der vorgesehene Aktivitätsfluß verändern. Die Veränderungen sind abhängig von den geometrischen Verhältnissen, den Gebläsekennlinien sowie den strömungsbedingten Druckverlusten. Hohe Rußkonzentrationen in der zu filternden Luft belasten die Schwebstoffilter und bewirken einen Anstieg der Druckdifferenz am Filter.

Zur realitätsnahen Beurteilung der möglichen Auswirkungen sind Rechnungen erforderlich, welche die brandinduzierten gasdynamischen und thermodynamischen Vorgänge in mit dem Brandraum lüftungstechnisch verbundenen Räumen beschreiben. Ferner ist der Transport von gegebenenfalls mit radioaktiven Stoffen behafteten Brandaerosolen über das Lüftungssystem bis zum Kamin zu berücksichtigen. Für derartige Anforderungen wurde vom Los Alamos National Laboratory der Rechencode FIRAC entwickelt. Die mit einem Einraum-Mehrzonen-Brandmodell (FIRIN) gekoppelte Programmversion, wie sie von der GRS eingesetzt wird, ist modular aufgebaut.

Im Rahmen eines Vorhabens des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), in dem die Grundlagen für Störfallanalysen in Wiederaufarbeitungsanlagen erarbeitet werden, wurde dieses Programmsystem in der GRS erstmalig eingesetzt. Mit den Arbeiten sollten noch nicht konkrete Anlagengegebenheiten analysiert, sondern die Einsatzfähigkeit des Programmsystems überprüft werden. Untersucht wurde ein Brand von brennbarem schwachradioaktivem Abfall.

Bild 5.42 zeigt die auf nur wenige Elemente reduzierte Luftführung in den für die Rechnung relevanten Raumbereichen. Die wesentlichen Elemente sind die zentrale Zuluftanlage, ein Lager für brennbare Abfälle (Brandraum), die sich anschließenden Prozeßbereiche Vor-Dekontamination, Dekontamination, Verschrottung und Pakettierung sowie die Raumabluft- und Zellenabluftanlage.

Im gasdynamischen Modell werden die zu betrachtenden Räume und Lüftungseinrichtungen in Form eines Strömungsnetzwerkes abgebildet. Das Materialtransportmodell beschreibt den Massenaustausch von Aerosolen und Gasen in dem aus lüftungstechnischen Komponenten – zum Beispiel Filter, Gebläse, Lüftungskanäle – aufgebauten Strömungsnetzwerk sowie zwischen den einzelnen Raumvolumina. Im Wärmeübertragungsmodell wird insbesondere die Wärmeabgabe der Brandgase während der Durchströmung der Lüftungskanäle berücksichtigt. Das Brandmodell berechnet die Abbrandrate, die Energiefreisetzung im Brandraum, die Brandwirkungen Temperatur und Druck in den einzelnen Zonen des Brandraumes sowie, in Abhängigkeit vom Brandverlauf, die Bildung von Rauch und Brandaerosolen einschließlich einer Aerosolpartikelverteilung.

Der Brandraum hat eine Länge von 120 m, eine Breite von 50 m und eine Höhe von 25 m. Das Brandgut ist ein Gemisch aus PVC und Zellulose mit einer Masse von ca. 1500 kg. Für die Brandgutoberflächen wurden jeweils ca. 50 m² angenommen. Für die in Bild 5.43 dargestellten Rechnungen wurde angenommen, daß während des Brandes die Zuluftanlage sowie Zellen- und Raumabluftanlage in Betrieb bleiben und keine Veränderung von Regeljalousieklappen bzw. das Schließen von Brandschutzklappen erfolgte.

Bild 5.43 zeigt die berechneten Temperaturen für die Heißgasschicht im Brandraum sowie mittlere Raumtemperaturen für angrenzende Räume. Die Temperaturen in den an den Brandraum angrenzenden Räumen fallen gegenüber dem Brandraum bereits deutlich ab, so daß temperaturbedingte Schäden in brandfernen Be-

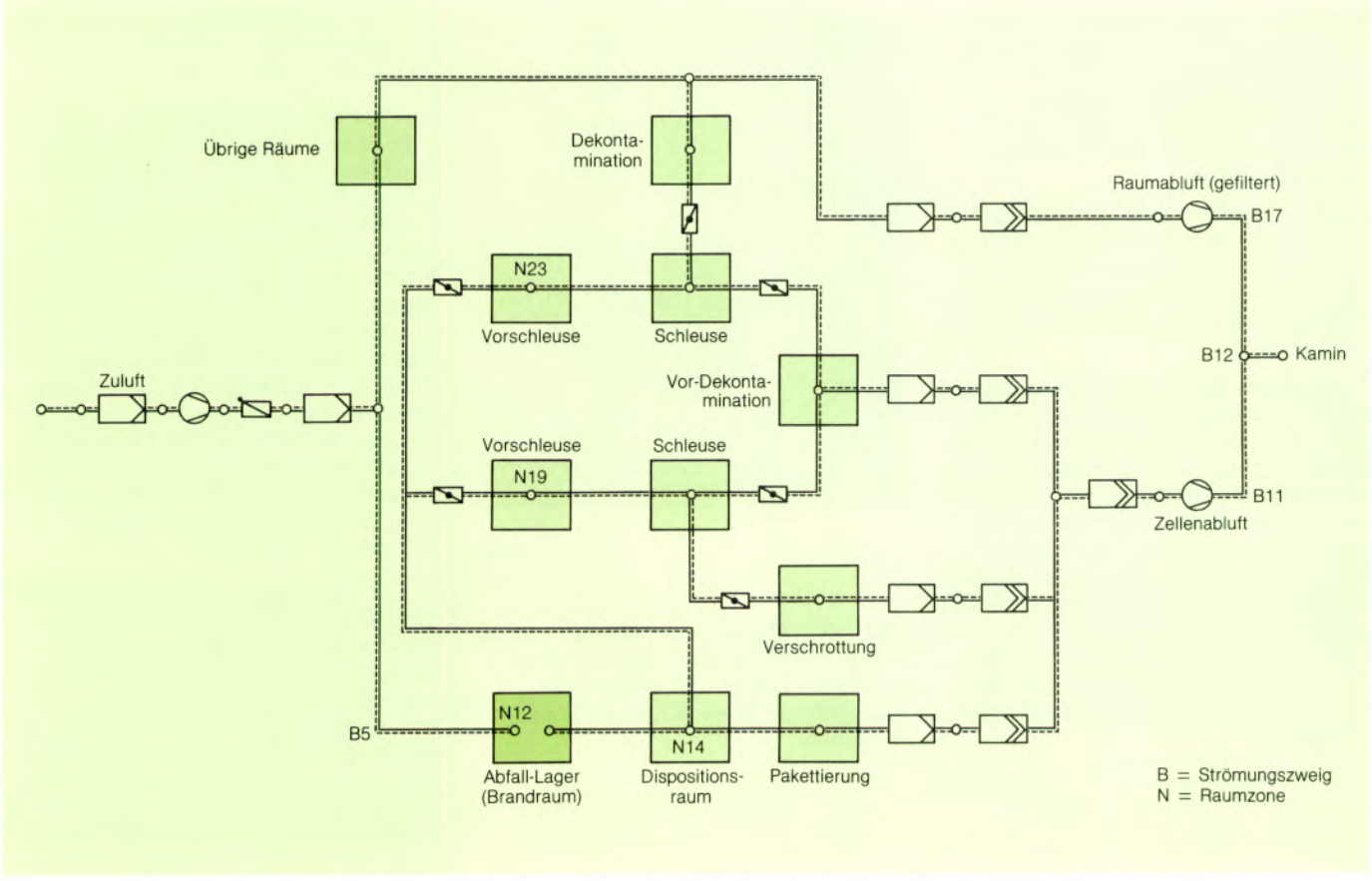


Bild 5.42: Luftführung für die Modellrechnung „Brand im Lagerbereich für schwachradioaktive Abfälle“

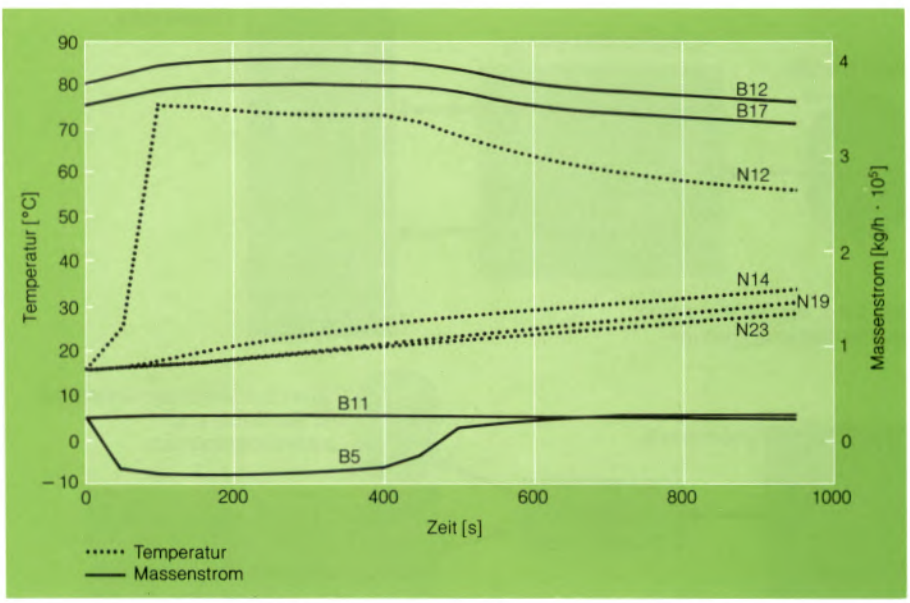


Bild 5.43: Temperatur-und Massenstromverlauf beim Brand im Abfall-Lagerbereich

reichen nicht zu erwarten sind. Ebenfalls dargestellt sind die sich während des Brandes einstellenden Volumenströme, die durch Überlagerung von Zwangskonvektion, Naturkonvektion und temperaturabhängiger Volumenausdehnung im Brandraum entstehen. Bemerkenswert ist hier, daß während der Vollbrandphase die Richtung der Luftströmung im Zuluftkanal des Lagers umkehrt. Dies könnte zum Beispiel zu einer Veränderung des Aktivitätsflusses führen. Solche Erkenntnisse sind für die Störfallanalysen von großer Bedeutung. Deshalb werden die Arbeiten mit dem Programmsystem FIRAC/FIRIN, insbesondere auch hinsichtlich seiner vollständigen Verifikation, in Zusammenarbeit mit dem Los Alamos National Laboratory weitergeführt.

H. W. Brenig, H. Liemersdorf, R. Stück
Abt. Anlagen

5.17 UPTF: Abspeicherung und grafische Darstellung von Meßdaten

Im Rahmen eines Forschungsvorhabens des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) werden Messungen zum Notkühlverhalten von Kernreaktoren am Großversuchsstand UPTF (**U**pper **P**lenum **T**est **F**acility) in Mannheim durchgeführt. Der GRS obliegt die analytische Versuchsbetreuung und die Auswertung der UPTF-Versuche. Ebenfalls in ihren Aufgabenbereich fällt die Aufbereitung, Bereitstellung und Verwaltung von UPTF-Versuchsdaten sowie die Datenqualifikation. Hierfür sind die Vielzahl der Meßergebnisse auf der DV-Anlage der GRS on line bereitzustellen und benutzerfreundliche Wiedergewinnungverfahren zu entwickeln. Ein wichtiger Gesichtspunkt ist – bedingt durch die Größe der Meßanlage – die grafische Darstellung der Meßergebnisse, die über die herkömmliche Abbildung von Zeitverläufen hinausgehen muß.

Datenaufnahme

Bei den zu übernehmenden physikalischen Werten ist zu unterscheiden zwischen den gemessenen Daten (Engineering Units, EUs) und den berechneten Daten (Computed Parameters, CPs). CPs entstehen durch Verknüpfung von Meßdaten (CPs erster Ordnung, CP-I) oder durch die Verknüpfung einer Vielzahl von EUs mit CPs erster Ordnung (CPs zweiter Ordnung, CP-II). Abhängig von der Versuchsdauer ist pro Versuchslauf (Run) mit einer Datenmenge von 15 bis 150 Megabyte (MB) zu rechnen, typisch sind ca. 30 MB. Insgesamt sind etwa 30 Versuchsläufe geplant. Die Daten werden der GRS von der Kraftwerk Union AG (KWU) auf Magnetband zur Verfügung gestellt. Sie liegen als Rohdaten vor und sind auch vom Datenumfang her für eine unmittelbare Auswertung ungeeignet. Eine Aufbereitung und Kompression der Daten ist daher unumgänglich. Hierdurch wird erreicht, daß jederzeit eine schnelle, kostengünstige und komfortable Auswertung aller Versuche

möglich ist. Der Benutzer soll sich auf die Datenauswertung konzentrieren können; jegliche Daten- und Dateienverwaltung muß ihm erspart bleiben.

Erreicht wird dies durch strikte Trennung der Versuchsdaten (EUs, CPs) und der versuchsbeschreibenden Daten (Verwaltungsdaten). Der Zugriff auf die Versuchsdaten wird stets gesteuert durch die Verwaltungsdaten (Bild 5.44). Dem Anwender genügen somit Kenntnisse über Versuchs- und Meßstellenbezeichnungen, um die benötigten Daten selbst oder hieraus abgeleitete Ergebnisse (Mittelwerte, Häufigkeiten, Grafik usw.) zu erhalten. Wo und wie die Daten gespeichert sind, ist für ihn ohne Bedeutung.

Verwaltungsdaten

Sie werden unter Verwendung des Datenbank-Management-Systems (DBMS) „SYSTEM 2000“ [1] in einer zentralen Datenbank (DB UDAS) gespeichert. Die DB UDAS enthält zu sämtlichen Versuchen alle für den Datenzugriff erforderlichen Informationen, wie

- Versuchsbezeichnung,
- Name der Datei mit den Versuchsdaten,
- Meßstellenbezeichnungen (Labels),
- Positionen der Meßstellen im Datensatz,
- Aufzeichnungsfrequenzen.

Darüber hinaus werden pro Versuch noch weitere Informationen bereitgestellt, die sich grob in drei Kategorien einordnen lassen:

- Daten zum Versuch, wie Versuchsnummer, Versuchsdatum, Versuchsdauer,
- Daten zum Meßinstrument, wie Instrumententyp, Meßbereich, Meßgenauigkeit, Maßeinheit,
- Daten zur Meßgröße, wie Einbauort, Datenminimum, Datenmaximum, Datenqualität (Drift, Ausfall usw.).

Mit diesen zusätzlichen Angaben ist es möglich, sich jederzeit Informationen über die diversen Versuche zu verschaffen, ohne auf die eigentlichen Daten zugreifen zu müssen.

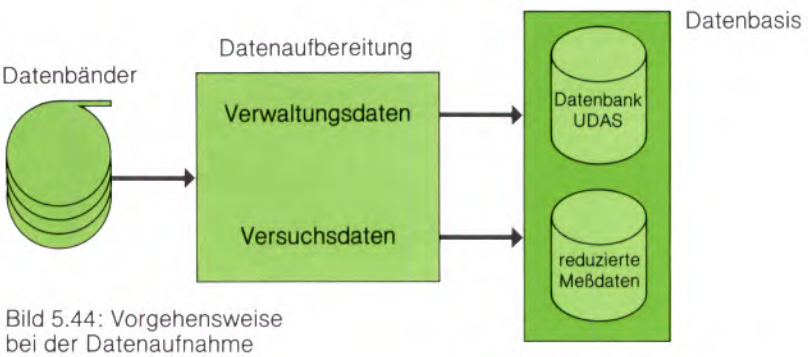


Bild 5.44: Vorgehensweise bei der Datenaufnahme

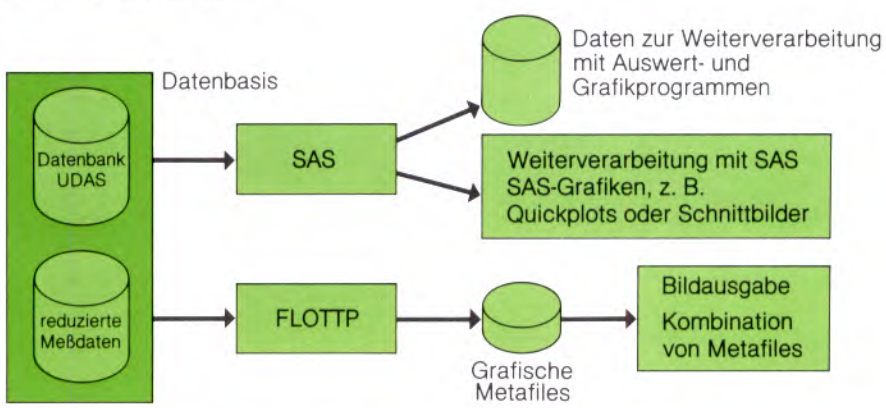


Bild 5.45: Datengewinnung

Versuchsdaten

Das Datenvolumen ist unter Umständen so umfangreich, daß es nicht permanent auf Magnetplatten gespeichert werden kann. Es war daher ein Verfahren zur Datenreduktion zu entwickeln, das alle „wesentlichen“ Werte, und nur diese, auswählt und so speichert, daß ohne Informationsverlust eine effiziente Datenhaltung und -auswertung möglich ist. Dies ließ sich u.a. erreichen, indem die unterschiedlichen Meßgenauigkeiten und jeweiligen Signalverläufe berücksichtigt wurden. Die Zeitinformationen werden zudem für jeden Versuch nur einmal mitgeführt und über Bitmasken den Meßwerten zugeordnet. Die reduzierten Daten werden in sequentiellen Dateien binär mit variabler Satzlänge (VBS) gespeichert. Typisch ist eine Reduzierung auf ca. 40% der ursprünglichen Datenmenge.

Datengewinnung

Verwaltungs- und Versuchsdaten bilden gemeinsam die Datenbasis für alle weiteren Auswertungen (Bild 5.45).

Das SAS-SYSTEM

In der GRS ist seit geraumer Zeit das SAS-System [1] im Einsatz. Es hat sich als hervorragendes Werkzeug zur Auswertung von Daten bewährt.

Dem Benutzer stehen über 75 einfach zu handhabende Anwendungsroutinen (PROCs) – z. B. Regressions-, Varianz- und Korrelationsverfahren – für die schnelle Bearbeitung seiner Aufgaben zur Verfügung. SAS/GRAPH [1] dient zur Erstellung farbiger Grafiken. Es ist in das SAS-System integriert und bietet ebenfalls fertige Prozeduren für die unterschiedlichsten grafischen Darstellungen. Eine Be-

[1] SAS, SAS/GRAPH, SYSTEM 2000 sind eingetragene Warenzeichen des SAS Institute Inc., Cary, NC, U.S.A.

nutzerschnittstelle erlaubt es, eigene Prozeduren unter Kontrolle des SAS-Supervisors zu betreiben.

Daher war es naheliegend, eine Prozedur für SAS zu entwickeln, die sowohl auf die Datenbank UDAS als auch auf die reduzierten Daten zugreift und als Ergebnis eine SAS-Datei mit den gewünschten Daten erzeugt.

Diese Datei kann dann mit dem SAS-System weiterverarbeitet werden (Grafik, Statistik, Listen usw.). Sie kann aber auch als Datenquelle für nachfolgende externe Programme (MOVIE, APG usw.) dienen. Einen typischen Aufruf dieser Prozedur (PROC UDAS) zeigt das folgende Beispiel:

```
PROC UDAS   RUN      = UPTF014D   /*  Versuchsbezeichnung                */
            FROM     = 100        /*  Daten ab t = 100 s                 */
            TO       = 200        /*  Daten bis t = 200 s                */
            STEP     = 10         /*  alle 10 s ein Wert                 */
            OUT      = DATEN      /*  Name der SAS-Ausgabedatei          */
            LABELS   = ABS        /*  Name der SAS-Datei mit             */
            ;        =            /*  Meßstellenbezeichnung              */
```

FLOTTP

Das in der GRS häufig verwendete Standard-Grafikprogramm FLOTTP hat unmittelbar Zugriff auf die DB UDAS und den Datenbestand. Die erzeugten Zeitverläufe sind kombinierbar mit den Rechenergebnissen fast aller auf der GRS-Rechenanlage betriebenen Simulationsprogramme. Die Darstellungen können als grafische Metafiles gespeichert und weiterverarbeitet werden.

Grafische Darstellungen

In der UPTF-Versuchsanlage laufen komplexe fluiddynamische Vorgänge ab. Sie werden mit mehr als 1000 Messungen meist voneinander abhängiger physikalischer Größen aufgezeichnet. Für das Verständnis und die phänomenologische Interpretation der Versuchsabläufe genügt es daher in den meisten Fällen nicht, die Meßstellen isoliert im Zeitbereich darzustellen. Vielmehr müssen möglichst viele, voneinander abhängende physikalische Größen in einer Darstellung kombiniert und so geschickt visualisiert werden, daß der Betrachter seine fachlichen Schlüsse ziehen kann.

Ein erster Schritt ist die Kombination mehrerer herkömmlicher Zeitverläufe mit der schematischen Abbildung eines Teiles der Versuchsanlage. Losgelöst von den Meßstellenbezeichnungen kann man dadurch die Zeitverläufe dem Meßort und den benachbarten Größen zuordnen. Hierfür werden das GRS-Standard-Grafikprogramm FLOTTP und ein neu entwickeltes Zeichenprogramm für freie Geometrien (UPG-UPTF Picture Generator) eingesetzt, die auf der hardwareneutralen Grafiksoftware CA-ISSCO basieren (Bild 5.46).

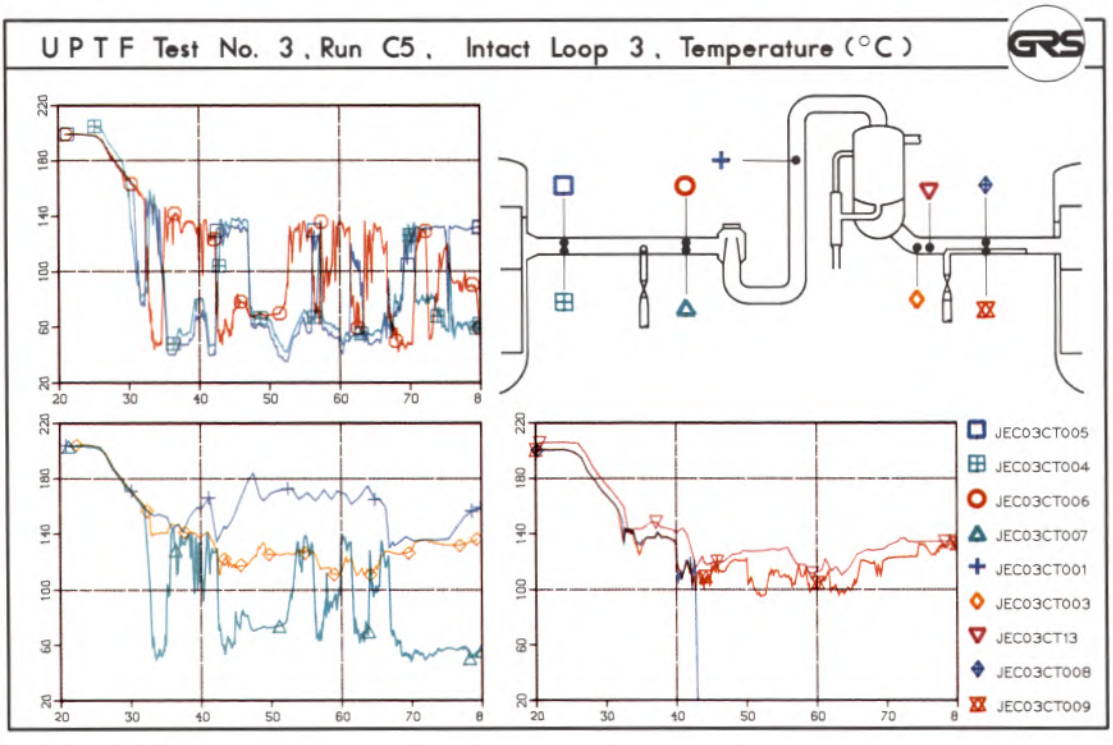


Bild 5.46: Temperaturmeßstellen im Kreislauf 3 der UPTF-Versuchsanlage

Bei der Analyse von Zuständen im Druckbehälter reicht die Betrachtung von Zeitverläufen der Meßgrößen allein nicht aus. Es hat sich als günstig erwiesen, Horizontalschnitte durch den Druckbehälter zu legen und durch Interpolation über die in den Schnittebenen installierten Meßstellen Temperaturprofile zu berechnen und mit flächenorientierter Farbgrafik darzustellen. Sowohl die Lage der Schnittebenen als auch die Zeitpunkte können im Rahmen der pro Versuch vorhandenen Daten variiert werden. Hierbei hat sich der Einsatz des Programmsystems SAS gut bewährt (Bild 5.47).

Eine weitere Zusammenfassung von Meßstellen kann durch die dreidimensionale Darstellung des Druckbehälters im Bereich der oberen Gitterplatte (drei Meßebenen) erfolgen. Man erhält so einen guten Eindruck von den Wasserdurchbrüchen aus dem oberen Plenum. Eingesetzt wird hierzu das Programm MOVIE[2] (Bild 5.48).

Das Verhalten eines kompletten Kreislaufs wird durch dynamische Darstellung von Temperaturverläufen, Füllständen und Massenströmen in einer einzigen Abbildung wiedergegeben. Das Potential schneller Farbgrafikgeräte (IBM 5080) zusammen mit Grafiksoftware, die die Interaktivität voll unterstützt (Programm APG mit dem Grafischen Kernsystem GKS), wird genutzt, um Momentaufnahmen mit einer Bildfolge von ca. einem Bild pro Sekunde aneinanderzureihen. Damit ist der Versuchsablauf unmittelbar am Bildschirm zu verfolgen.

W. Kargl, G. Meinlschmidt
Abt. DV-Anwendung

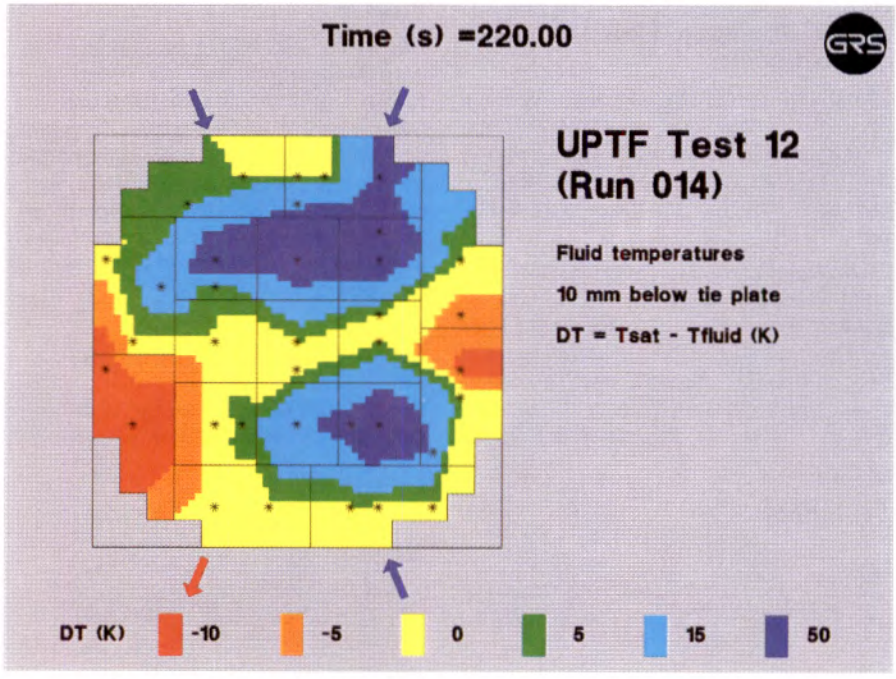


Bild 5.47: Temperaturprofile in horizontalem Schnitt durch den Druckbehälter

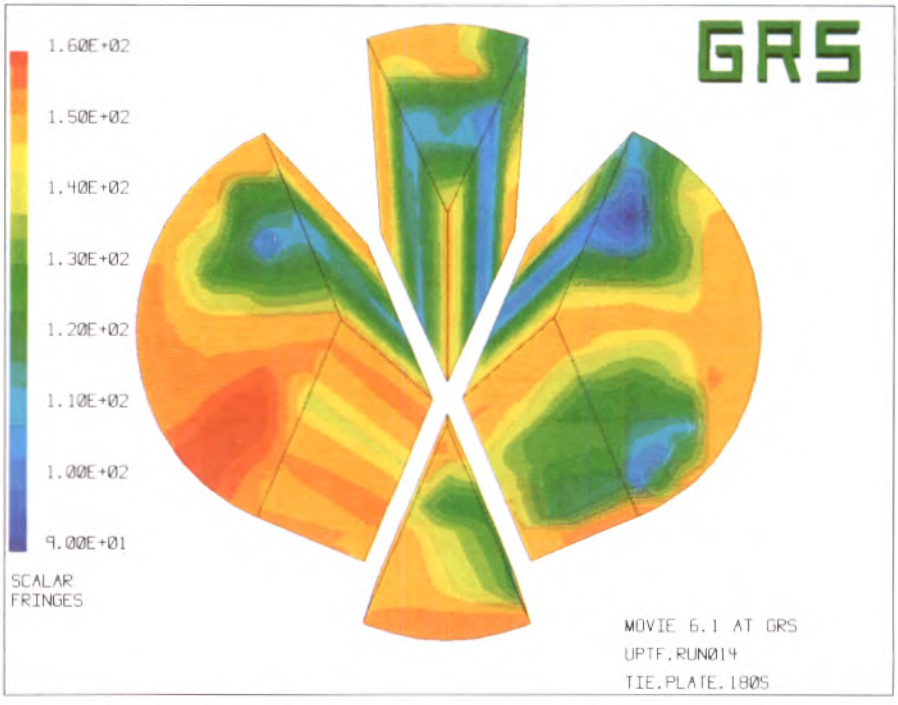


Bild 5.48: 3D-Darstellung des Wasserdurchbruchs aus dem oberen Plenum

[2] *MOVIE stammt von der Brigham Young University, Salt Lake City, U.S.A.*

5.18 Multitasking zur Beschleunigung von Simulationen

Eine Möglichkeit, die Bearbeitungszeit von Anwenderproblemen in Mehrprozessor-Rechenanlagen zu verringern, ist die gleichzeitige Bearbeitung von Teilaufgaben in den zur Verfügung stehenden Prozessoren. Dies setzt natürlich voraus, daß der verwendete Lösungsalgorithmus eine derartige „Parallelverarbeitung" zuläßt. Dieses zu erkennen ist primär eine Aufgabe des Programmentwicklers; Software Tools, mit denen Parallelisierungsmöglichkeiten in Algorithmen identifiziert werden können, sind erst in Ansätzen vorhanden.

Möglichkeiten der Parallelisierung im GRS-Code ATHLET

Der GRS-Code ATHLET (s. Abschnitt 5.3) ist äußerst komplex und seine Anwendung oft mit hohem Rechenaufwand verbunden. Es stellt sich die Frage, in welchem Maße durch Verteilung der Rechenarbeit auf die in einem Mehrprozessorensystem vorhandenen Prozessoren die Programmlaufzeit verringert werden kann.

In ATHLET wird die Zeitintegration mit dem Ordinary-Differential-Equation-(ODE-)Löser FEBE[1] ausgeführt. Dieser besonders rechenintensive Programmteil verwendet für die Anpassung der Verfahrensordnung und der Zeitschrittweite an den Lösungsverlauf ein Extrapolationsverfahren. Die Eingangswerte in die Extrapolationstafel sind Lösungen von sehr großen linearen Gleichungssystemen, die unabhängig voneinander berechnet werden können. Für einen bestimmten Anwendungsfall[2] (zwei-dimensionale Rohrströmung mit Wärmezufuhr) wurden auf den beiden Prozessoren der Rechenanlage AMDAHL 5870 diese linearen Gleichungssysteme gleichzeitig gelöst. Dadurch reduziert sich in dem Anwendungsbeispiel die Verweilzeit (elapsed time) von 323 Sekunden (keine Parallelverarbeitung) auf 171 Sekunden, d.h., die Effizienz der Parallelisierung beträgt 94 %. In analoger Weise kann diese Arbeit auch auf drei oder vier Prozessoren verteilt werden, falls diese zur Verfügung stehen. Eine noch sehr viel weitgehendere Parallelisierung ist möglich durch Verwendung eines Aufspaltungsverfahrens zur Lösung mehrdimensionaler Probleme. Dabei wird die Lösung der großen Gesamtmatrix des Systems durch eine Folge von Lösungen eindimensionaler Probleme ersetzt, welche gruppenweise parallel abgearbeitet werden können.

Realisierung der Parallelverarbeitung auf der AMDAHL 5870

Diese Art von „Multitasking" für Einzelanwendungen wird vom IBM FORTRAN VS Compiler in Verbindung mit dem MVS/XA-Betriebssystem unterstützt. Ist ein Programm mit VS FORTRAN Version 2 übersetzt, dann können mit MTF (Multitasking Facility) beide Prozessoren der AMDAHL 5870 gleichzeitig benutzt werden. Dazu unterteilt der Anwender sein Programm in eine „Maintask", die den Programmablauf organisiert, und in eine oder mehrere „Subtasks", die unabhängig von der „Maintask" und unabhängig voneinander abgearbeitet werden können. Die Benutzung von MTF ist einfach. Ein Beispiel illustriert den prinzipiellen Gebrauch von MTF:

```
        .
        .
        .
   DO 10 K = 1, KEND
   A(K) = B(K) ** 2
10 CONTINUE
        .
        .
        .
```

Dieser Programmteil kann parallel abgearbeitet werden. Dazu wird die Schleife 10 als eine unabhängige Subroutine (Subtask) geschrieben:

```
   SUBROUTINE ST (KBEG, KEND, A, B)
   DIMENSION A(1000), B(1000)
   DO 10 K = KBEG, KEND
10 A(K) = B(K) ** 2
   RETURN
   END
```

Schleife 10 der „Maintask" wird ersetzt durch

```
        .
        .
        .
   KH = KEND/2
   KH1 = KH + 1
   CALL DSPTCH ('ST', 1, KH, A,B)
   CALL DSPTCH ('ST', KH 1, KEND, A, B)
   CALL SYNCRO
        .
        .
        .
```

Durch diese Umstellung kann die Belegung der ersten Hälfte des Feldes A gleichzeitig mit der Belegung der 2. Hälfte von A erfolgen. Initialisiert wird MTF durch zusätzliche JCL-Steuerkarten.

In diesem Beispiel ist die Problematik der Parallelisierung insofern stark vereinfacht, als sie auf triviale Weise erkannt werden kann. Reale Anwendungen sind meist sehr viel schwieriger zu parallelisieren.

U. Graf
Abt. Mathematik und Informatik

[1] *Hofer, E.:*
An a(α)-stable Variable Order ODE-solver and its Application as Advancement Procedure for Simulations in Thermo- and Fluiddynamics
Topical Meeting on Advances in Mathematical Methods for the Solution of Nuclear Engineering Problems, München, April 1981

[2] *Graf, U.:*
Survey of a Numerical Procedure for the Solution of Hyperbolic Systems of 3-dimensional Fluid Flow
Atomkernenergie/Kerntechnik 49, Nr. 1/2 (1986)

5.19 Neue und erweiterte Kommunikations-funktionen

Neben den herkömmlichen Aufgaben der technisch-wissenschaftlichen Datenverarbeitung bestimmen zunehmend Anforderungen zur Informationsverarbeitung die Ausstattung und Leistungsfähigkeit der eingesetzten DV-Systeme. Ein besonders wichtiges Element stellen dabei die verfügbaren Kommunikationsfunktionen dar. Die Leitgedanken bei deren Planung und Integration waren

- übergreifende Architektur, die sowohl von der in der GRS eingesetzten Systemumgebung als auch von anderen verbreiteten Rechnersystemen unterstützt wird,
- Einbindung vorhandener Soft- und Hardwareprodukte in ein erweitertes Kommunikationsnetz,
- übersichtliche und möglichst einfach handhabbare Benutzeroberflächen.

Wesentliche Neuerungen im Sinne der Umsetzung dieser Strategie sind:

TPX (Terminal Productivity Executive)

Mit der Installation des Bildschirm-Managementsystems TPX wurde der langgehegte Benutzerwunsch erfüllt, von einem Bildschirmarbeitsplatz aus auf mehrere Anwendungen in jeder der beiden DV-Anlagen in Garching und Köln gleichzeitig zugreifen zu können. Zwischen den verschiedenen Anwendungen kann schnell und einfach umgeschaltet werden, ohne die bestehenden Sitzungen beenden zu müssen. Bild 5.49 veranschaulicht, wie ein Bildschirm direkt mit TPX eine logische Verbindung aufbaut, wobei TPX seinerseits durch sogenannte „virtuelle Bildschirme" Verbindungen zu den verschiedenen Anwendungen herstellt.

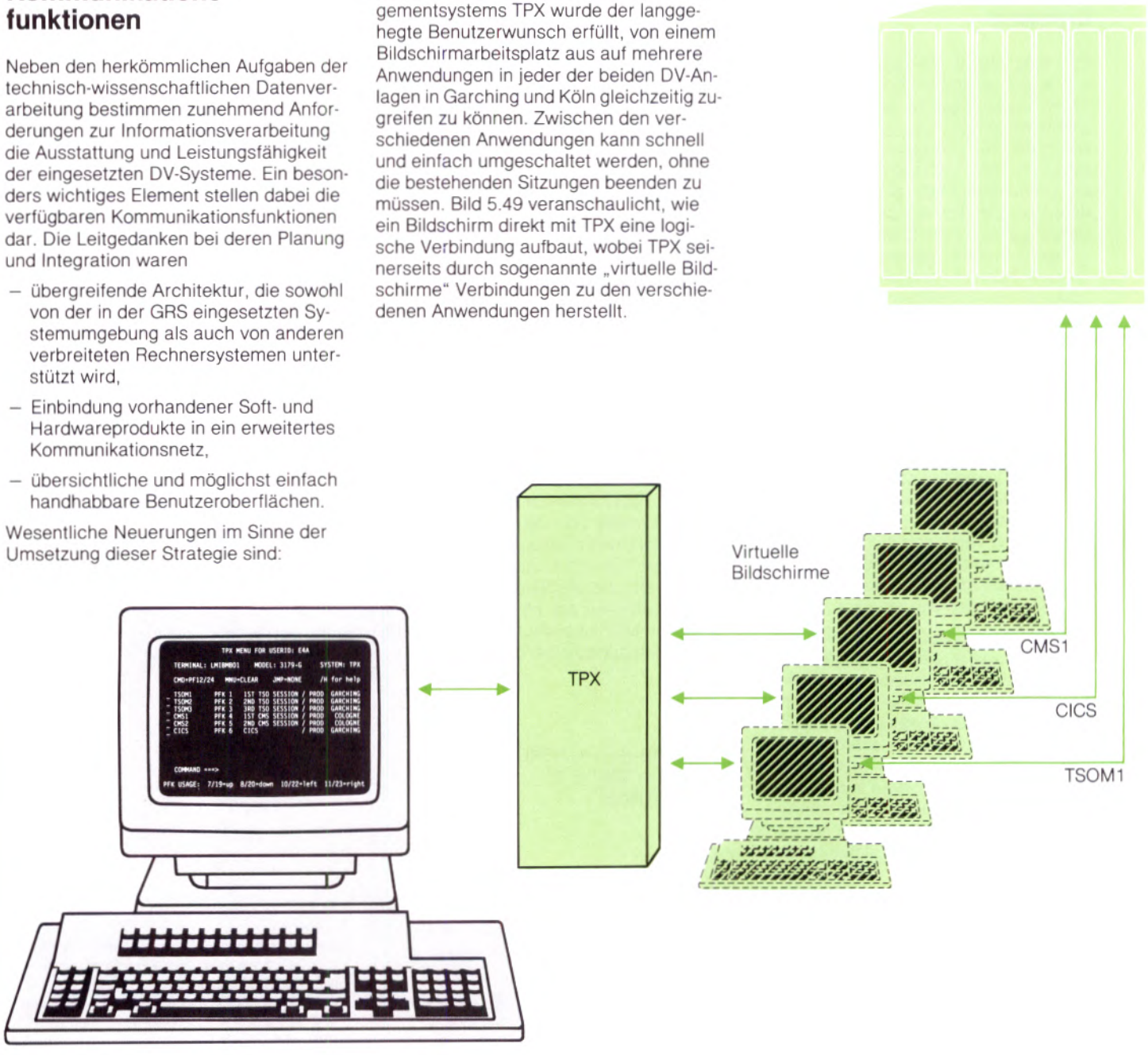


Bild 5.49: Verbindungsaufbau mit TPX

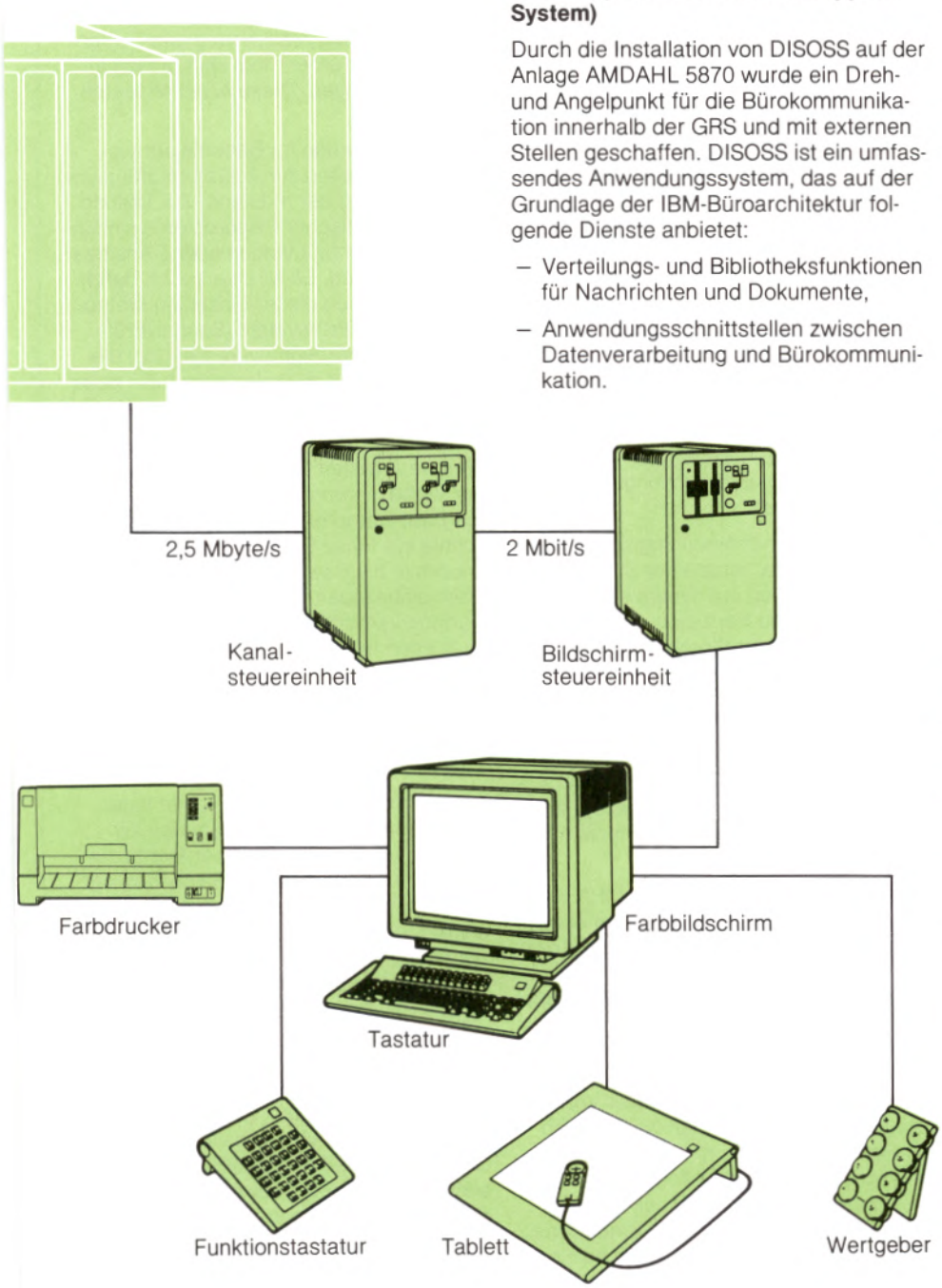


Bild 5.50: Konfiguration der grafischen Arbeitsplatzsysteme IBM 5080

DISOSS (Distributed Office Support System)

Durch die Installation von DISOSS auf der Anlage AMDAHL 5870 wurde ein Dreh- und Angelpunkt für die Bürokommunikation innerhalb der GRS und mit externen Stellen geschaffen. DISOSS ist ein umfassendes Anwendungssystem, das auf der Grundlage der IBM-Büroarchitektur folgende Dienste anbietet:

- Verteilungs- und Bibliotheksfunktionen für Nachrichten und Dokumente,
- Anwendungsschnittstellen zwischen Datenverarbeitung und Bürokommunikation.

Ein wichtiger Aspekt dabei ist, daß DISOSS Dokumente verwalten kann, die außer Text auch andere Formen von Informationen enthalten, wie beispielsweise Bilder.

Durch den Einsatz von Lesegeräten (Scannern) ist es möglich, Dokumente, die nur in gedruckter oder maschinengeschriebener Form vorliegen, auf dem Weg über DISOSS in das Informationssystem STAIRS (Storage and Information Retrieval System) aufzunehmen.

CICS (Customer Information Control System)

Voraussetzung zur dialoggeführten Steuerung von DISOSS ist das Softwareprodukt CICS. Innerhalb des Kommunikationsverbundes spielt CICS auch für andere Anwendungssysteme, wie beispielsweise Datenbanken, eine wichtige Rolle.

Grafische Arbeitsplatzsysteme IBM 5080

Bei den Anwendungen zur dynamischen Simulation und zur Festigkeitsanalyse werden an die Bildschirmgrafik außerordentlich hohe Anforderungen hinsichtlich Geschwindigkeit und Auflösung gestellt. Mit den neu eingeführten grafischen Arbeitsplatzsystemen IBM 5080 werden beide Kriterien in flexibler Weise erfüllt (Bild 5.50).

J. Kriks
Abt. Rechenzentrum

6 Forschungsbetreuung

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 Reaktorsicherheit 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 Reaktorsicherheitsforschung wird im Rahmen der Vorsorgepflicht des Staates durchgeführt und gehört daher zu den langfristigen Aufgaben des BMFT. Die Forschungs- und Entwicklungs-(F + E-)Arbeiten in der Reaktorsicherheitsforschung sollen die Grundlagen für die Bewertung der Vorsorgemaßnahmen nach dem jeweiligen Stand von Wissenschaft und Technik schaffen.

Daher konzentrieren sich die F + E-Arbeiten auf die Schwerpunkte

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

Sie sind ausschließlich darauf ausgerichtet, die Voraussetzungen zur Erfüllung der staatlichen Vorsorgepflicht zu schaffen und liefern einen wichtigen Beitrag zum Schutz und zu den Förderzielen des Atomgesetzes.

Komponentensicherheit und Qualitätssicherung

Der Schwerpunkt der Forschungsarbeiten lag im Bereich der Bruchmechanik und des Bruchverhaltens (Rißinitiierung, Rißwachstum, Rißstop).

Da dynamische Beanspruchungen bei Bauteilen auftreten und damit berücksichtigt werden müssen, war ein wesentliches Ziel der Arbeiten, die Gültigkeit des J-Integrals auch für dynamische Vorgänge zu überprüfen.

Im „Forschungsvorhaben Komponentensicherheit (FKS)", das von der Staatlichen Materialprüfanstalt an der Universität Stuttgart (MPA) im Auftrag des BMFT und eines Industriekonsortiums durchgeführt wird, konnten die Arbeiten mit Ausnahme der Bestrahlungsuntersuchungen abgeschlossen werden.

Im Vorhaben „Phänomenologische Behälterberstversuche" wurde der Schwerpunkt der Arbeiten auf dynamische Beanspruchungen und Korrosion verlagert, um experimentell an Großproben die Laborergebnisse zu überprüfen und die bruchmechanischen Analytikmethoden zu verifizieren.

Im Bereich der Hochtemperaturbeanspruchung wurden Arbeiten zum Kriechverhalten von Rohrbogen begonnen, wobei auch die Hochtemperaturbruchmechanik mit berücksichtigt wird.

Im Herbst 1987 wurde von der MPA ein Versuch zum Bruchverhalten einer Hauptkühlmittelleitung beim Aufheizen im Kernschmelzfall durchgeführt. Hierzu wurde eine Hauptkühlmittelleitung in Originalgröße auf ca. 700°C aufgeheizt und mit Druck (ca. 17,5 MPa, Medium Luft) beaufschlagt. Bei Erreichen dieser Endwerte trat Versagen nach großflächiger Verformung auf. Im Mittelbereich weitete sich der Behälter auf etwa den doppelten Umfang aus, bildete einen Längsriß, der an der unteren Schweißnaht in einem Umfangsriß umknickte und zum Abriß führte. Die Ergebnisse werden zur Absicherung der Aussagen in der Deutschen Risikostudie, Phase B, herangezogen.

Im Mittelpunkt der Forschungsarbeiten zur Qualitätssicherung standen Arbeiten zum Nachweisvermögen fortschrittlicher zerstörungsfreier Prüfverfahren im Hinblick auf Ortung, Klassierung und Fehlerbeschreibung unter möglichst praxisnahen Bedingungen. Diese Arbeiten laufen zur Zeit noch.

Begonnen wurden im Berichtsjahr wesentliche Arbeiten zur Austenitprüfung unter Beteiligung der Industrie. Zur Lösung austenitspezifischer Prüfprobleme sind in der Vergangenheit verschiedene Ansätze verfolgt worden. Es wird versucht, durch die Kombination dieser einzelnen Methoden in einem Prüfsystem (Sender/Prüfkopf/Empfänger/Signalverarbeitung) die Austenitprüfung zu verbessern bzw. neue Ansatzpunkte für eine gezielte Weiterentwicklung herauszukristallisieren.

Weitere Arbeiten beschäftigten sich mit der Verbesserung der Wirbelstromprüfung von Dampferzeugerheizrohren. Hier konnte ein Finite-Elemente-Rechenprogramm in die Bewertung der Meßergebnisse einbezogen werden, das die Auswertung vereinfacht und von subjektiven Einflüssen freimacht.

Transienten- und Unfallablaufanalysen

Notkühlung und Transienten

Auf thermohydraulischem Gebiet lagen die Schwerpunkte in der Planung bzw. Nutzung verschiedener Experimente zur Überprüfung der Aussagefähigkeiten der in der Notkühlanalyse eingesetzten Rechenprogramme. An erster Stelle ist – neben den laufenden Experimenten an der Loop-Blowdown-Investigation-(LOBI-) Versuchsanlage (Maßstab 1:700) – die Erweiterung der bei der Siemens/Kraftwerk Union AG (KWU) vorhandenen Integralversuchsanlage Primärkreisläufe (PKL, 4 MPa, Maßstab 1:145) zu nennen, die nunmehr alle vier Kreisläufe eines Druckwasserreaktors (DWR) mit allen wesentlichen Sicherheitssystemen auch auf der Sekundärseite nachbildet. Ziel dieses unter gemeinsamer Finanzierung durch BMFT/KWU/Vereinigung Deutscher Elektrizitätswerke e.V. (VdEW) durchgeführten Projektes sind Untersuchungen zur optimalen Betriebsweise für das Abfahren bei besonderen Vorkommnissen sowie zur

Vereinfachung und Vereinheitlichung von Maßnahmen bei Betriebsstörungen. Im internationalen Rahmen konnte eine Kooperation mit dem Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), Japan, und dem Commissariat à l'Energie Atomique (CEA), Frankreich, erzielt werden, wodurch Ergebnisse aus den dort installierten Hochdruck-Integralversuchsanlagen (JAERI: ROSA-IV, Maßstab 1:50 und CEA: BETHSY, Maßstab 1:100) zur Überprüfung der Rechenprogramme unter unterschiedlichen Bedingungen zur Verfügung stehen.

Das 2D/3D-Projekt

Das 2D/3D-Projekt ist eines der bedeutendsten Projekte im Rahmen des Forschungsprogramms Reaktorsicherheit des BMFT. Das in internationaler Zusammenarbeit mit den USA und Japan durchgeführte Projekt dient der experimentellen und theoretischen Untersuchung von mehrdimensionalen Strömungsvorgängen im Primärsystem eines Druckwasserreaktors, wie sie nach dem angenommenen Bruch einer Kühlmittelleitung auftreten.

Im Jahr 1987 wurden in der Versuchsanlage UPTF (Upper Plenum Test Facility) zehn der insgesamt dreißig geplanten Versuche durchgeführt. Die Ergebnisse der Experimente sind geeignet, sowohl die Wirksamkeit der Notkühlung zu demonstrieren als auch eine Datenbasis für die Bewertung von Rechenprogrammen zu bilden.

Der für Planung und Analysen der Experimente notwendige Informationsaustausch zwischen den beteiligten internationalen und nationalen Stellen wird von der Forschungsbetreuung koordiniert.

Einen der weiteren Schwerpunkte der Tätigkeiten im Berichtszeitraum bildete die Öffentlichkeitsarbeit bezüglich des 2D/3D-Projektes in der Bundesrepublik Deutschland. Hierzu wurden sowohl die Medien als auch in- und ausländische Experten an der Anlage informiert und betreut.

Anlageninterner Notfallschutz

Im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes von Kernkraftwerken kann bei schweren Störfällen mehrere Tage nach Ereigniseintritt die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über Filter notwendig sein. Verschiedene Experimente mit unterschiedlichen Filterkonzepten wurden begonnen, um die zuverlässige Rückhaltefähigkeit für Aerosole bei einer gefilterten Druckentlastung auch unter extremen Situationen zu untersuchen und zu demonstrieren. In diesem Zusammenhang wurden auch Vorbereitungen für eine experimentelle Zusammenarbeit mit dem CEA (Sandbett-Filter) und dem Electric Power Research Institute (EPRI, Vergleich verschiedener Filterkonzepte) getroffen.

Wie Analysen zeigen, verbleibt auch bei Ausfall von Sicherheits- und Notkühleinrichtungen genügend Zeit, um Betriebseinrichtungen zu aktivieren, die ursprünglich nicht für die Störfallbeherrschung vorgesehen waren. Diese Maßnahmen müssen verstärkt untersucht werden. Es wird daher im Rahmen der F+E-Arbeiten der Themenschwerpunkt „anlageninterner Notfallschutz" angegangen, der ein hohes Potential für die weitere Reduktion des Restrisikos beinhaltet.

Zur Bestimmung des mit schweren Störfällen verbundenen Risikos werden seit Jahren Untersuchungen zu Kernschmelzvorgängen und nachfolgenden Abläufen durchgeführt. Hierzu gehören die Themen Kernschmelzphänomene, Freisetzung bzw. Rückhaltung von Spaltprodukten, Wasserstoffverhalten bei schweren Störfällen, Verlauf und mögliche Auswirkungen der Beton-Schmelze-Wechselwirkung sowie Containmentbelastung und -verhalten bei schweren Störfällen.

In einem Expertengespräch wurde der heutige Kenntnisstand im Hinblick auf Fragestellungen zu Beton-Schmelze-Wechselwirkung, die für Sicherheitsanalysen – hier insbesondere für Siedewasserreaktoren (SWR) – sowie für den anlageninternen Notfallschutz von Bedeutung sind, bewertet. Es wurden eine Reihe von Fragestellungen identifiziert, die vertiefender Untersuchungen bedürfen, und die Möglichkeiten für ihre Realisierung, zum Teil in großmaßstäblichen Experimenten, festgelegt.

Mensch-Maschine-Kommunikation

Im Forschungsschwerpunkt Mensch-Maschine-Kommunikation werden Untersuchungen durchgeführt, die einerseits das Zusammenwirken von Mensch und Leittechnik zum Gegenstand, andererseits die Fortentwicklung der technischen Möglichkeiten, z.B. zur umfassenden Zustandsdiagnose einschließlich der umfangreichen automatischen Eingriffe, zum Ziel haben.

Zum Bereich der rechnergestützten Prozeßbeobachtung gehören die Entwicklung von Störungsanalysesystemen, die Untersuchung des Potentials von Expertensystemen bis hin zur Verbesserung der Software-Analyse, um die sicherheitstechnischen Vorteile moderner programmierbarer Elektronik nutzbar zu machen.

Im Bereich der Reaktorsicherheit werden fortgeschrittene Methoden zur Beherrschung von Störfallsequenzen, die von den Auslegungsstörfällen abweichen bzw. darüber hinausgehen, entwickelt. Hierzu wird im Mittelpunkt stehen, die Schutzziele zu überwachen und die Wirksamkeit der Maßnahmen zu ihrer Einhaltung oder zu ihrer Wiederherstellung zu verfolgen.

Weil eine praktische Erprobung des Vorgehens in den Anlagen nicht möglich ist, muß die Überprüfung mit analytischen Methoden geschehen. Mit der im Aufbau befindlichen Testwarte soll ein Hilfsmittel bereitgestellt und an Beispielen erprobt werden, das die erforderlichen komplexen Sicherheitsanalysen auf der Basis von Bestestimate-Codesystemen durchzuführen gestattet.

Risiko und Zuverlässigkeit

In diesem Programmteil standen neben den Arbeiten zur Phase B der Deutschen Risikostudie insbesondere vorlaufende Untersuchungen zu umfassenden Sicherheitsanalysen für Siedewasser- und Hochtemperaturreaktoren im Vordergrund. Die Arbeiten zielen ab auf die Ermittlung risikobestimmender Ereignisabläufe für eine Hochtemperaturreaktor-Anlage sowie auf die Identifizierung relevanter Fragestellungen für SWR-Sicherheitsanalysen.

Neben den Risikoanalysen werden hier im wesentlichen F + E-Arbeiten zur Methodenentwicklung und Erhöhung der Aussagesicherheit bei komplexen Codesystemen gefördert.

Insgesamt wurden im Jahr 1987 im Rahmen eines Haushaltsansatzes von 97,7 Mio. DM insgesamt 129 Vorhaben zu den genannten Forschungsschwerpunkten gefördert sowie fachlich und administrativ abgewickelt.

Davon wurden 50 Vorhaben neu bewilligt. Zu mehr als 60 Vorhaben waren Bewilligungsänderungen in Form von Laufzeitverlängerungen, Mittelverlagerungen oder Aufstockungen erforderlich.

Ca. 20 Vorhaben konnten 1987 nach endgültiger fachlicher und administrativer Prüfung abgeschlossen werden.

Internationale Zusammenarbeit

Der engen internationalen Verflechtung der Reaktorsicherheit entspricht die intensive Zusammenarbeit des BMFT mit ausländischen Partnern zu Fragen der Reaktorsicherheitsforschung. Die Forschungsbetreuung unterstützt den BMFT bei Planung, Durchführung und Auswertung seiner Auslandszusammenarbeit zur Reaktorsicherheitsforschung.

Die Zusammenarbeit erfolgt auf der Basis einer Reihe bilateraler Verträge sowie durch Mitwirkung in multinationalen Organisationen und Projekten. Zu den bilateralen Verträgen mit der US-Nuclear Regulatory Commission (USNRC) und dem EPRI wurden im Jahr 1987 Koordinatorentreffen in den USA durchgeführt, die vor allem der Vorbereitung vertragsgestützter Zusammenarbeit zu den Themen „Spaltproduktrückhaltung" (Beteiligung am EPRI-Vorhaben „LACE") und „severe accidents" dienten.

Im Berichtszeitraum fanden zahlreiche Fachdiskussionen mit französischen Partnern und das jährliche Koordinationstreffen mit dem CEA statt. Im Vordergrund des Interesses steht die Kooperation zu Fragen der Wirksamkeit und des Einsatzes von Filtern zur Spaltproduktrückhaltung. Ein anderes wichtiges Zusammenarbeitsgebiet ist die Weiterentwicklung, die Verifikation und der Austausch von Rechencodes.

In der Zusammenarbeit mit japanischen Stellen war die Vorbereitung und Durchführung des 2. Koordinatorentreffens mit dem Ministry for International Trade and Industry (MITI) wichtig. Auf Wunsch der japanischen Seite wurden die auf beiden Seiten laufenden Arbeiten in Einzelübersichten vorgestellt. Es ist beabsichtigt, nunmehr konkrete Vereinbarungen zu definierten Themen und zur jeweils geeigneten Art der Zusammenarbeit zu treffen.

Das Jahr 1987 erbrachte eine Intensivierung der Kontakte zu Ostblockstaaten. Die Abkommen zur Zusammenarbeit in Wissenschaft und Technik mit der Sowjetunion, DDR und Ungarn umfassen Themen der Reaktorsicherheit.

Die multilaterale Zusammenarbeit im Rahmen der Europäischen Gemeinschaften, der Organization for Economic Cooperation and Development (OECD) und der International Atomic Energy Agency (IAEA) ist 1987 verstärkt worden. Intensive Mitwirkung bestand auch bei der Zusammenarbeit an den großen internationalen Forschungsprojekten Loss of Fluid Test (LOFT), HALDEN, LOBI, Programm zur Inspektion Schwerer Stahlkomponenten (PISC), an den internationalen Standardproblemen (ISP) usw., ebenso auch am Heißdampfreaktor (HDR) und im Rahmen trilateraler Zusammenarbeit zwischen USNRC, JAERI und BMFT im 2D/3D-Projekt. In allen diesen Fällen und auch bei zukünftigen internationalen Projekten besteht die Notwendigkeit zu stützenden und weiterführenden Aktivitäten im Rahmen der deutschen Reaktorsicherheitsforschung, um den gemeinsamen Bemühungen zum Erfolg zu verhelfen.

Arbeiten im Auftrag des BMU

Wesentlicher Schwerpunkt der Arbeiten war 1987 die fachliche Unterstützung des BMU bei der Abwicklung insbesondere von Vorhaben zur Wasserstoffproblematik sowie zum Werkstoffverhalten von Hochtemperaturreaktoren.

Im internationalen Bereich wurde fachliche Zuarbeit für die Besprechungen im Rahmen der OECD sowie für den „Verwaltungs- und Koordinierungsausschuß für Kernspaltungsenergiereaktoren und Sicherheitskontrolle spaltbaren Materials (BVKA 5) der Kommission der Europäischen Gemeinschaft" geleistet.

Die Auswertung von Ergebnissen aus dem Forschungsbereich hinsichtlich ihrer Bedeutung für den Vollzug des Atomgesetzes hatte wie in den vorangegangenen Jahren zum Ziel, für die Praxis der Genehmigung und Aufsicht auf wichtige Erkenntnisse aufmerksam zu machen und Hinweise auf zweckmäßige Verbesserungen der Sicherheit zu geben.

Insgesamt wurden 46 Auswertungen einzelner Forschungsvorhaben einem breiten Interessentenkreis zugänglich gemacht. Weitere 26 Vorhaben wurden über eine beschränkte Ausschreibung zur Auswertung an verschiedene kompetente Firmen vergeben. Die 1985 und 1986 durchgeführten Auswertungen werden im Bericht BMU 1987-175, Band II, in der Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz" des BMU veröffentlicht.

Geschäftsstellen 7

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 Brennstoffkreislaufs.

Zum Vorsitzenden der RSK für das Jahr 1987 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 Auswertung 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. Es hat sich gezeigt, daß komplexe Fragestellungen von grundsätzlicher Bedeutung – wie sie überwiegend in der RSK beraten werden – nur im Zusammenwirken der verschiedenen Fachdisziplinen in einem Hause wie der GRS aufbereitet werden können. Dies bedingt eine enge und regelmäßige Zusammenarbeit der RSK-Geschäftsstelle mit den anderen Bereichen und hat zu enger Wechselwirkung geführt. RSK-Beratungen zu einer Vielzahl von Themen, z.B. anlageninterner Notfallschutz, konnten so effektiv und zügig durchgeführt werden, weil die GRS in ihrer Gesamtheit in der Lage war, die erforderlichen Kenntnisse in kurzer Zeit bereitzustellen und sie durch die RSK-Geschäftsstelle sachgerecht aufbereitet in die RSK einzubringen. Anforderungen der RSK für weitere Analysen konnten ohne zeitliche Verzögerung über die RSK-Geschäftsstelle in die entsprechenden Fachbereiche zurückfließen. Damit war es möglich, die notwendigen Prioritäten für die nächsten Arbeitsschritte zu setzen und die vorhandene Arbeitskapazität optimal zu nutzen. Durch Mitarbeit an anderen GRS-Projekten im Rahmen der personellen Möglichkeiten ist bei den Mitarbeitern der RSK-Geschäftsstelle die fachliche Qualifikation verbessert und das Fachwissen erweitert worden.

Sitzungen	Anzahl 1985	1986	1987
RSK-Sitzungen	7	11	11
Ausschußsitzungen			
– Leichtwasserreaktoren	3	8	9
– Natriumgekühlte Reaktoren	5	4	4
– Hochtemperaturreaktoren	–	–	2
– Druckführende Komponenten	8	8	9
– Spaltproduktrückhaltung 1985	1	1	–
– Elektrische Einrichtungen	6	3	5
– Bautechnik	4	4	2
– Reaktorbetrieb	2	5	7
– Brennstoffverarbeitung und -lagerung	2	4	5
– Wiederaufarbeitung	2	1	5
– Endlagerung	5	5	3
– Sicherheitsforschung und Grundsatzfragen	2	1	1
– Ad-hoc-Sonderfragen	2	2	2
– Ad-hoc Betriebliche Fragen der Sicherheitsüberprüfung	–	–	3
– Ad-hoc-Meldekriterien für die Alarmierung der Katastrophenschutzbehörde	–	–	1
– BMU/RSK/SSK-Gesprächskreis	2	2	2
Summe der Ausschußsitzungen	44	48	60
Sonstige RSK-Veranstaltungen	27	30	47
Insgesamt	78	89	118

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

Schwerpunkte der Tätigkeit der RSK-Geschäftsstelle waren: die Vorbereitung und Auswertung der RSK-Beratungen im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, der Beratungen über anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen bei Leichtwasserreaktoren sowie der Beratungen zur Inbetriebnahme der Kernkraftwerke Isar 2 (KKI 2) und Emsland (KKE). Auf dem Gebiet internationaler Kontakte zum Informationsaustausch wurden Delegationen der GPR (Frankreich) und NSC (Japan) empfangen und in Frankreich Gespräche mit der GPD geführt sowie Anlagen des Brennstoffkreislaufs besichtigt. Zum internationalen Erfahrungsaustausch gehört auch die Sondersitzung der RSK am 30. 9./1. 10. 1987 zum hypothetischen Kernzerstörungsunfall, an der Experten aus England, Frankreich, Japan und USA teilnahmen. Weitere Tätigkeitsschwerpunkte der RSK-Geschäftsstelle waren die Beratungen über die Sicherheitsbeurteilung der Hanauer Brennelementfabriken, die Weiterentwicklung von Datenbanken und Arbeiten im Rahmen der GRS-Projekte „Accident Management" und „Probabilistische Sicherheitskriterien".

Tabelle 7.1 gibt einen Überblick über die Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse im Jahr 1987. Die von der RSK verabschiedeten Empfehlungen wurden im

Projekt	Gegenstand der Empfehlung	RSK-Sitzung		Bundesanzeiger	
		lfd. Nr.	Datum	lfd. Nr.	Datum
Kernkraftwerke mit Siedewasser-reaktoren, Baulinie 69	Überprüfung der Sicherheit der Kernkraft-werke mit Leichtwasserreaktoren in der Bundes-republik Deutschland/Druckentlastung des Sicherheitsbehälters über ein Filtersystem	222	24. 6. 1987	157	26. 8. 1987
Kernkraftwerke mit Leichtwasser-reaktoren	Anlageninterner Notfallschutz bei Kern-kraftwerken mit Leichtwasserreaktoren – Beratungsstand Oktober 1987 –	226	21. 10. 1987	47a	9. 3. 1988
KKI 2	Kernkraftwerk Isar 2 Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb	226	21. 10. 1987	47a	9. 3. 1988
KKE	Kernkraftwerk Emsland Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb	226	21. 10. 1987	47a	9. 3. 1988
Natriumgekühlte Reaktoren	Empfehlung zu hypothetischen Kernzerstörungs-unfällen in Schnellen Natriumgekühlten Reaktoren unter Berücksichtigung der RSK-Sondersitzung mit ausländischen Experten am 30. 9./1. 10. 1987	227	25. 11. 1987	47a	9. 3. 1988

Tabelle 7.2: Empfehlungen der RSK im Jahr 1987

Bundesanzeiger veröffentlicht (Tabelle 7.2).

In Fortführung früherer Veröffentlichungen hat die Geschäftsstelle einen weiteren Band (Band 6) mit den RSK-Empfehlungen aus den Jahren 1984 bis 1986 herausgegeben (GRS-65, Oktober 1987).

Internationale Zusammenarbeit

Im März 1987 fanden im Rahmen des Erfahrungsaustausches Gespräche mit der französischen Groupe Permanent Réacteurs (GPR) in Brokdorf statt. Wichtige Themen waren die Bewertung des Unfalls im Kernkraftwerk Tschernobyl für die Sicherheit auf dem Gebiet der Kerntechnik und Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung deutscher und französischer Kernkraftwerke, die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters von Druckwasserreaktoren über Filter bei schweren Unfällen und Betriebserfahrungen in deutschen und französischen Anlagen.

Eine Delegation der japanischen Nuclear Safety Commission (NSC) kam im Juni 1987 zu Gesprächen mit der RSK in die Bundesrepublik Deutschland. Auch hier war die Bewertung des Unfalls im Kernkraftwerk Tschernobyl ein wichtiges Thema. Weiterhin wurde u.a. über Ereignisabläufe bei schweren Unfällen, Störfallanalysen für Wiederaufarbeitungsanlagen und Sicherheitsfragen im Zusammenhang mit der Konditionierung und Endlagerung radioaktiver Abfälle gesprochen.

Das zuletzt genannte Thema war auch Gegenstand von Gesprächen einer RSK-Delegation mit der französischen Groupe Permanent Déchets (GPD) im Oktober in La Hague, wobei in diesem Zusammenhang auch die Spezifikationen für verglaste Abfälle diskutiert wurden, die nach der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente in der Wiederaufarbeitungsanlage der Compagnie Générale des Matières Nucléaires (COGEMA) in La Hague in die Bundesrepublik zurückgenommen werden müssen.

Leichtwasserreaktoren

Inbetriebnahme der Kernkraftwerke Isar 2 (KKI 2) und Emsland (KKE)

Die RSK hat auf ihrer 226. Sitzung am 21. 10. 1987 eine Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb der Kernkraftwerke Isar 2 und Emsland verabschiedet. Die Kernkraftwerke gehören zu den nahezu zeichnungsgleichen „Konvoi-Anlagen", 1300-MWe-Druckwasserreaktoren der Kraftwerk Union AG (KWU). Die Beschlußfassungen der RSK zu den sicherheitstechnisch relevanten Fragestellungen sowie zu anlagenspezifischen Merkmalen wurden in mehreren Sitzungen ihrer jeweils zuständigen Ausschüsse vorbereitet.

Die teilweise im Sinne einer Bestandsaufnahme durchgeführten Beratungen erstreckten sich u.a. auf die folgenden Sachgebiete:

- Qualität der druckführenden Umschließung und der äußeren Systeme,
- bautechnische Gegebenheiten und Brandschutz,
- Konzept zur Störfallbeherrschung,
- sicherheitstechnisch relevante elektrische Einrichtungen,
- Gestaltung der Warte,
- wesentliche Betriebsanweisungen,
- Art und Umfang der Inbetriebnahmeversuche,
- Fragen der Inbetriebnahme und der Betriebsorganisation,
- Ausbildung des Personals,
- Umsetzung von Erfahrungen aus dem Betrieb anderer Anlagen.

Im Zusammenhang mit der Sicherheitsüberprüfung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland nach dem Reaktorunfall in Tschernobyl hat die RSK für die Konvoi-Anlagen über das Konzept einer Druckentlastungsmöglichkeit des Sicherheitsbehälters bei Kernschmelzunfällen, die Möglichkeit der Zuluftfilterung der Warte und die Erhöhung der Batteriekapazität als Maßnahmen zum anlageninternen Notfallschutz beraten und die vorgeschlagenen Lösungen positiv bewertet.

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

Die RSK richtete auf ihrer 222. Sitzung eine Ad-hoc-Gruppe „Betriebliche Fragen bei der Überprüfung der Sicherheit von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren" ein. Die Ad-hoc-Gruppe übernimmt die Anlagenbegehungen und die Beratungen vor Ort. Schwerpunkte bei den Beratungen sind Status der jeweiligen Anlage, durchgeführte Nachrüstmaßnahmen und anlagenspezifische Fragen bei den Notfallmaßnahmen. Die Beratungen orientieren sich an einer für Siedewasserreaktoren und Druckwasserreaktoren spezifischen Frageliste. Im Jahr 1987 wurden in 3 jeweils zweitägigen Sitzungen die Anlagen Brunsbüttel, Krümmel, Unterweser, Biblis A und B, Obrigheim, Neckarwestheim-1, Grafenrheinfeld und Philippsburg 1 und 2 beraten. Sicherheitsdefizite wurden nicht festgestellt. Generell ist zu sagen, daß in den einzelnen Anlagen durch zahlreiche Änderungen die Weiterentwicklung beim Stand der Sicherheitstechnik nachvollzogen wurde, dies jedoch von Anlage zu Anlage unterschiedlich.

Die RSK wurde bzw. wird jeweils in einem Zwischenbericht informiert. Beabsichtigt ist, 1988 die Beratungen mit einem Abschlußbericht zu beenden.

Maßnahmen für den anlageninternen Notfallschutz

Im Sinne ihres ständigen Auftrages zur Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik und unter Berücksichtigung von Betriebserfahrungen und neuen Ergebnissen von Forschungsvorhaben hat die RSK bereits im Jahr 1986 über Maßnahmen für den anlageninternen Notfallschutz beraten und z.B. eine Einrichtung zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters von Druckwasserreaktoren nach Kernschmelzunfällen und die Inertisierung des Sicherheitsbehälters von Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 im Normalbetrieb empfohlen. Die Beratungen wurden 1987 fortgesetzt, indem die RSK weitere Kriterien für anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen empfahl, z.B. für die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters der Baulinie 69. Weiterhin wurden Konzeptvorschläge der Betreiber zu solchen Maßnahmen, die aufgrund der Kriterien der RSK geplant worden waren, geprüft. Im Oktober des Berichtsjahres hat die RSK in ihrer Empfehlung zum „anlageninternen Notfallschutz bei Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren" den Stand der Arbeiten auf dem Gebiet beschrieben, wobei sie auf folgende Punkte eingegangen ist:

- Bedeutung des anlageninternen Notfallschutzes und Einordnung in das Auslegungskonzept von Kernkraftwerken,
- Allgemeine Planungsgrundlagen für Maßnahmen zur flexiblen Ausnutzung vorhandener Systeme und für zusätzliche Maßnahmen im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes,
- Schaffung von Voraussetzungen für Maßnahmen zur flexiblen Ausnutzung vorhandener Systeme und Zusatzmaßnahmen,
- Empfehlungen zu weiteren Untersuchungen von Maßnahmen.

Die Beratungen werden fortgesetzt.

Überprüfung der Sicherheit des Kernkraftwerks Hamm-Uentrop (THTR-300)

Die Geschäftsstelle hat in Analogie zum Vorgehen bei Leichtwasserreaktoren einen Beratungsplan für die Überprüfung der Sicherheit des Kernkraftwerks mit Hochtemperaturreaktor THTR-300 aufgestellt. Nach Verabschiedung des Beratungsplans durch die RSK hat der Ausschuß „Hochtemperaturreaktoren" die Bereiche „Stärkung von Präventivmaßnahmen im Hinblick auf die Vermeidung von Unfällen" und „Anlageninterner Notfallschutz bei Unfällen" beraten. Die Beratungen konnten bis auf einige Restpunkte abgeschlossen werden. Es ergaben sich nur wenige Empfehlungen für zusätzliche Maßnahmen. Dies dürfte darauf zurückzuführen sein, daß der Bereich hypothetischer Unfälle bereits im Genehmigungsverfahren intensiv behandelt worden war und entsprechende Präventiv- und anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen dabei schon festgelegt wurden. Der Abschluß der Beratungen und eine zusammenfassende Stellungnahme der RSK sind für das Jahr 1988 vorgesehen.

Kernkraftwerk Kalkar (SNR-300) Beratungen zur Inbetriebnahme

Die Beratungen der RSK zum schnellen natriumgekühlten Brutreaktor SNR-300 sind im Jahr 1987 durch drei Schwerpunkte gekennzeichnet:

RSK-Stellungnahme zur Bewertung des Unfalls im Kernkraftwerk Tschernobyl im Hinblick auf das Kernkraftwerk Kalkar (SNR-300)

Die RSK ist auf ihrer 220. Sitzung am 15. 4. 1987 einer Bitte des BMU gefolgt und hat unter Verwendung der auf der Wiener Expertentagung der International Atomic Energy Agency (IAEA) am 25. bis 29. 8. 1986 vorgelegten Informationen eine Stellungnahme abgegeben, in der sie den Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl im Hinblick auf das Sicherheitskonzept des SNR-300 bewertet. Sie hat dabei die Reaktortypen RBMK-1000 (Tschernobyl) und SNR-300 ausführlich miteinander verglichen und insbesondere die wesentlichen Merkmale des Ereignisablaufs in Tschernobyl in ihre Bewertung für den SNR-300 einbezogen. Zusammenfassend kommt sie zu dem Ergebnis, daß ein Unfall mit vergleichbaren Folgen wie in Tschernobyl beim SNR-300 – nicht zuletzt auch wegen der schon bei der Auslegung berücksichtigten risikomindernden Maßnahmen – auszuschließen ist.

RSK-Sondersitzung zu hypothetischen Kernzerstörungsunfällen in Schnellen Natriumgekühlten Reaktoren am 30.9./1.10.1987

Die RSK hat diese Sitzung durchgeführt, da nach ihrer Empfehlung zur Inbetriebnahme des SNR-300 vom 19. 2. 1986 aus Sicht der atomrechtlichen Genehmigungsbehörde des Landes weiterhin bestimmte Fragen zur Behandlung der Einleitungsphase von hypothetischen Kernzerstörungsunfällen (sogenannte Bethe-Tait-Unfälle) und zu Rekritikalitäten (u.a. Anwendbarkeit des Rechenprogramms SIMMER) offengeblieben seien.

Da der hypothetische Kernzerstörungsunfall auch im Ausland im Rahmen intensiver Forschungsarbeiten untersucht wurde, sind von der RSK Experten aus den Ländern

- Frankreich,
- Großbritannien,
- Japan und
- USA

zur Erörterung der aktuellen Fragestellungen eingeladen worden. Folgende Einzelfragen wurden behandelt:

- Bedeutung des hypothetischen Kernzerstörungsunfalls und seine Behandlung im Genehmigungsverfahren im In- und Ausland,
- Energetik eines unkontrollierten Kühlmitteldurchsatzstörfalls,
- Behandlung der Einleitungsphase,
- Bedeutung von Rekritikalitäten und ihre Behandlung im Genehmigungsverfahren im In- und Ausland,
- Anwendung des Rechenprogramms SIMMER zur Untersuchung der Übergangsphase des Kernzerstörungsunfalls.

Die RSK hat in ihrer Empfehlung auf der 227. Sitzung am 25. 11. 1987 zu dieser Thematik zusammenfassend u.a. festgestellt, daß der hypothetische Kernzerstörungsunfall dem Restrisiko und nicht den Auslegungsstörfällen zuzuordnen ist. Auch nach Ansicht der ausländischen Experten entsprechen die zur Nachbildung eines solchen Unfallablaufs für den SNR-300 im Genehmigungsverfahren angewandten Verfahren dem wissenschaftlichen Stand. Sie zeigen, daß Freisetzungen mechanischer Energien in einem hypothetischen Kernzerstörungsunfall so niedrig sind, daß die Integrität der Anlage nicht gefährdet ist. Im Hinblick auf die Anwendbarkeit des SIMMER-Programms im Genehmigungsverfahren des SNR-300 wurde übereinstimmend festgestellt, daß der derzeitige Entwicklungsstand des Programms eine Anwendung nicht zuläßt.

Beratungen der RSK im Hinblick auf ein vorläufiges positives Gesamturteil für die 6. Teilgenehmigung

Der BMU hat die RSK um eine Beratung entscheidungsrelevanter Themen für die 6. Teilgenehmigung gebeten. Neben den bereits erwähnten Themen zum Unfall in Tschernobyl und zum Kernzerstörungsunfall sollen u.a.

- Fragen zur Anlagensicherung,
- die Änderung der Lüftungsanlage im Reaktorgebäude,
- die Bedeutung des Natriumbrandes in der südspanischen Solar-Energieanlage in Almeria im Hinblick auf den SNR-300

behandelt werden. Weiterhin befaßt sich eine Arbeitsgruppe des RSK-Ausschusses „Natriumgekühlte Reaktoren" mit der aufgrund von Änderungen an der Anlage erforderlichen Aktualisierung der Antragsunterlagen.

Anlagen des Brennstoffkreislaufs

Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf

Die Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH (DWK) hat, bedingt durch den weiteren Fortschritt der Planung für die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf, eine Anzahl von Konzeptänderungen vorgenommen.

Nach Ansicht der Antragstellerin soll das Konzept mit Stand Mai 1984 nach wie vor die Grundlage des vorläufigen positiven Gesamturteils zur 1. Teilerrichtungsgenehmigung darstellen. Aufgrund der detailplanungsbedingten technischen Änderungen wird allerdings eine ganzheitliche Überarbeitung der Konzeptunterlagen vorgenommen. Im Hinblick auf die zur 2. Teilerrichtungsgenehmigung erforderliche Fortschreibung des vorläufigen positiven Gesamturteils sollen diese revidierten Konzeptunterlagen dem weiteren Genehmigungs- und Begutachtungsverfahren zugrunde gelegt werden.

Die RSK hat damit begonnen, die Konzeptänderungen zu beraten und insbesondere ihren Einfluß auf ihre positive Empfehlung zu Standort, Sicherheitskonzept und 1.Teilerrichtungsgenehmigung vom Oktober 1984 zu prüfen.

Entsprechend der weiteren Konkretisierung des Konzepts wird sie voraussichtlich im Laufe des Jahres 1988 eine weitere Empfehlung erarbeiten.

Urananreicherungsanlage Gronau

Die RSK hat über die Errichtung und Inbetriebnahme des 2. Bauabschnitts der Urananreicherungsanlage Gronau beraten.

Der Anreicherungsbetrieb wurde im August 1985 schrittweise aufgenommen. Im November 1987 war eine Trennleistung von 300 Tonnen Urantrennarbeit pro Jahr (UTA/a) erreicht, die volle Inbetriebnahme des 1. Bauabschnitts soll Ende 1988 erfolgen.

Die Uranit als Betreiber der Urananreicherungsanlage Gronau hat im Dezember 1985 einen 2. Bauabschnitt beantragt, der die restliche Kapazität von 600 t UTA/a beinhaltet und möglichst ohne Unterbrechung ab dem ersten Quartal 1989 in Betrieb genommen werden soll.

Es wurde dargelegt, daß die Realisierung des 2. Bauabschnitts keine Änderungen am ursprünglichen Sicherheitskonzept erfordert. Jedoch sind Modifikationen im Ausführungsdetail notwendig, die im wesentlichen aus den aus Betriebserfahrungen hergeleiteten Verbesserungen der Zuverlässigkeit und somit der Verfügbarkeit von Anlagenkomponenten und Systemen sowie aus der aus wirtschaftlichen Gründen erfolgten Weiterentwicklung der Zentrifugen herrühren.

Die RSK stellte fest, daß die ausschlaggebenden sicherheits- und strahlenschutztechnischen Randbedingungen für die Urananreicherungsanlage Gronau dem Stand ihrer Empfehlungen vom 1. Juli 1981 entsprechen. Detailänderungen aufgrund des Projektfortschritts der zweiten Ausbaustufe oder aufgrund von Betriebserfahrungen haben sich als unbedeutend für ihre positive Gesamtbeurteilung erwiesen oder stellen sicherheitstechnische Verbesserungen dar.

Aufgrund der Merkmale der Anlage sind auch bei dem erhöhten Uranhexafluorid-Inventar in einigen Anlagenteilen keine erhöhten störfallbedingten Freisetzungen zu erwarten.

Insgesamt erhob die RSK keine Einwände gegen die Errichtung und den späteren Betrieb des zweiten Bauabschnitts der Urananreicherungsanlage Gronau.

Brennelementfabrik NUKEM (alt)

Auf Bitte des BMU hat sich die RSK mit dem Sicherheitszustand der Betriebsstätte NUKEM (alt) sowie der vorgesehenen Nachrüstung der Zu- und Abluftsysteme sowie weiterer geplanter Ertüchtigungsmaßnahmen befaßt.

Aufgrund der Ergebnisse der Strahlenschutzüberwachung sieht die RSK keinen Einwand gegen den geplanten Weiterbetrieb der Betriebsstätte NUKEM (alt). Die zu beobachtende Tendenz einer Abnahme der Aktivitätsabgaben an die Umgebung spricht ihrer Ansicht nach für die Wirksamkeit der in der Zwischenzeit getroffenen Ertüchtigungsmaßnahmen.

Durch die vorgesehene weitere Nachrüstung wird der erreichte Sicherheitszustand der Betriebsstätte weiter verbessert werden.

Eine Begehung der Brennelementfabrik hat nach Ansicht der RSK ebenfalls keine Erkenntnisse erbracht, die aus sicherheitstechnischer Sicht gegen einen Weiterbetrieb sprechen, bis die neue Brennelementfabrik in Betrieb genommen werden kann. Diese Aussage stützt sich auf die Zusage der NUKEM, die beantragte neue Anlage bis 1991 fertigzustellen.

Spezifikationen der COGEMA für verglaste hochaktive Abfälle (HAW) aus der Wiederaufarbeitung

Der BMU hat die RSK gebeten, ihn bei einer sicherheitstechnischen Bewertung der von der COGEMA erarbeiteten Spezifikationen für radioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung von abgebrannten Kernbrennstoffen aus deutschen Kernkraftwerken zu beraten.

In den Verträgen zwischen den deutschen Elektrizitätsversorgungsunternehmen (EVU) und der COGEMA ist die Klausel enthalten, daß von den EVU innerhalb eines Zeitraums von zwei Jahren nach Vorlage dieser endgültigen Spezifikationen (d.h. bis August1988) deren Annahme (approval) durch die verantwortlichen deutschen Behörden bestätigt werden muß. Dieser „approval" auf der Basis der Spezifikationen soll die Aussage enthalten, daß die radioaktiven Abfälle transportiert und – im Sinne einer Zwischenlagerung – lagerfähig sind. Zum gegenwärtigen Zeitpunkt hat die COGEMA eine sogenannte 2. Serie von HAW-Spezifikationen zu verglasten Abfällen vorgelegt.

Entsprechend den vertraglichen Festlegungen hat die RSK vorrangig überprüft, ob die nach den Spezifikationen hergestellten Glasprodukte transportfähig sind und für eine für die Erfordernisse des Endlagers ausreichende Dauer zwischengelagert werden können.

Die RSK hat sich davon überzeugt, daß die nach Spezifikationen für verglaste Abfälle aus der Wiederaufarbeitung von abgebrannten Kernbrennstoffen gefertigten und für die Rücknahme in die Bundesrepublik Deutschland von der COGEMA angekündigten Glasprodukte so verpackt werden können, daß sie den sicherheitstechnischen Anforderungen für einen sicheren Transport entsprechen. Ebenso können diese Glasprodukte für die erforderliche Zeit in einem Zwischenlager eingelagert werden.

Eine noch vorläufige Beurteilung der Endlagerfähigkeit dieser verglasten Abfälle zeigt keine Eigenschaften auf, die einer späteren Verbringung in ein Endlager für hochaktive Abfälle in einer Salzformation entgegenstehen.

Datenbanken

Im Berichtszeitraum wurden die Datenbestände des Abteilungsinformationssystems GLIT (**G**raue **Lit**eratur) des Bereiches Geschäftsstellen erhöht, die RSK-Datenbank PARK fortgeführt und im Rahmen des INTAB-Projektes (**Int**ensivierte

und erweiterte Sammlung und **A**uswertung von besonderen Vorkommnissen und **B**etriebserfahrungen in in- und ausländischen Kernkraftwerken) anlagentechnische Grundinformationen zu ausländischen Kernkraftwerken gesichtet und für die Einbringung in die Datenbank LIBA der Abteilung 601 vorbereitet. Im Zusammenhang mit der RSK-Datenbank PARK ist erwähnenswert, daß erstmals mittels eines Klarschriftlesegerätes umfangreiche Volltexte in die Datenbank eingebracht werden konnten. Wertvolle Erfahrungen konnten dabei gesammelt werden, die insbesondere für das INTAB-Projekt bedeutsam sind.

Auf Wunsch des BMFT wurde weiterhin ein Konzept- und Konfigurationsvorschlag für ein rechnergestütztes Informationssystem des BMFT bei der GRS (INFARS: Anlagen, Reaktorsicherheit, Radiologie, Sicherheitsforschung) erarbeitet.

Probabilistische Sicherheitskriterien (Safety Goals)

Mitarbeiter der Geschäftsstelle vertraten die Auffassung der GRS über den Einsatz probabilistischer Methoden bei der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken und über die Entwicklung probabilistisch begründeter Sicherheitsstandards in verschiedenen internationalen Gremien, u.a. der „Task Force on Safety Goals/Objectives" der Europäischen Gemeinschaft (EG), Brüssel, dem „Technical Committee on Probabilistic Safety Criteria at the Safety Function/System Level", der Internationalen Atomenergie-Behörde (IAEA), Wien, und der „Advisory Group on the IAEA-Programme on Probabilistic Safety Assessments", IAEA, Wien. Die Ergebnisse der Beratungen wurden in Berichtsentwürfen und Empfehlungen niedergelegt[1, 2, 3]. Erwähnenswert in diesem Zusammenhang ist, daß der IAEA Board of Governors sich weitgehend den Empfehlungen der genannten Advisory Group angeschlossen hat. Wichtige Schwerpunkte der IAEA auf dem Gebiet der probabilistischen Sicherheitsbeurteilung werden somit auf folgenden Gebieten liegen: Informationsaustausch, Training, Technik, Zusammenarbeit und Hilfe, Datenbanken, Analytik und Berechnungsmethoden, Fallstudien und Kerntechnisches Regelwerk. Die Task Force der EG arbeitet derzeit an einem Status-Bericht über probabilistische Sicherheitsstandards in den Mitgliedsländern der EG. Ein wichtiger Aspekt dabei sind die sogenannten radiologisch orientierten Kriterien. Die Task Force initiierte in diesem Zusammenhang eine europäische Benchmark-Übung über Dosisberechnungen bei Störfällen auf der Grundlage von Auslegungs- und Genehmigungsanforderungen. Die Benchmark-Übung konnte erfolgreich abgeschlossen werden.

Zusammen mit den Fachabteilungen war die Geschäftsstelle auf internationalen Kolloquien und Konferenzen vertreten. Eine vergleichende Übersicht über derzeit im internationalen Rahmen diskutierte „Safety Goals" für nukleare Anlagen wurde in einem Kolloquium des Eidgenössischen Instituts für Reaktorforschung vorgestellt. Neuere Ergebnisse zu sogenannten „Farmer-Kurven" wurden auf den internationalen Konferenzen „Probabilistic Safety Assessment and Risk Management, PSA 87", Zürich (1987) und „International Conference on Nuclear Power Performance and Safety", IAEA, Wien (1987) präsentiert. Mitarbeiter der Geschäftsstelle nahmen weiterhin teil an Sitzungen des BMU-Facharbeitskreises „Probabilistische Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke". Der Facharbeitskreis erarbeitet einen Leitfaden für die probabilistische Sicherheitsanalyse.

[1] *Report of Technical Committee Meeting Probabilistic Safety Criteria at the Safety Function/System Level IAEA, Wien, 26.1. – 30. 1. 1987 Probabilistic Safety Criteria, Vol.II, IAEA Draft, Rep.No. 3381d/0108d, 1987 07 23*

[2] *Report of Advisory Group Meeting IAEA Programme on Probabilistic Safety Assessment IAEA, Wien, 30. 3. – 3. 4. 1987, IAEA Rep.No. 0122d/0137d*

[3] *Commission of the European Communities, Directorate General for Science, Research und Development Second Status Report on Safety Objectives Draft, Brüssel, Dezember 1987*

7.2 SSK-Geschäftsstelle

Die 1974 vom Bundesminister des Innern eingesetzte Strahlenschutzkommission berät den zuständigen Bundesminister (seit Juni 1986 den Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU) in allen Fragen des Schutzes vor den Gefahren ionisierender Strahlen. Durch die Beratung stellt die Strahlenschutzkommission sicher, daß die Prinzipien des Strahlenschutzes in der Praxis zur Geltung gebracht werden. Die Beratungsaufträge werden vom Bundesminister erteilt, darüber hinaus steht es der SSK frei, zu selbstgestellten Themen Stellung zu nehmen.

Den Vorsitz der SSK führte im Berichtsjahr Prof. Dr. Dr. E. Oberhausen, Homburg; stellvertretende Vorsitzende waren Prof. Dr. R. Neider, Berlin und Prof. Dr. A. Kellerer, Würzburg.

Zu den bisher sechs Ausschüssen der SSK wurde im Jahr 1987 zusätzlich der Ausschuß „Strahlenrisiko" eingerichtet. Dieser Ausschuß befaßt sich mit grundsätzlichen Fragen zur Bewertung des Strahlenrisikos. Des weiteren besteht die Absicht, einen Ausschuß „Nichtionisierende Strahlen" einzurichten.

Der geplante Ausschuß „Nichtionisierende Strahlen" wird mit der Bewertung der biologischen Wirkungen nichtionisierender Strahlung ein für die SSK neues Arbeitsfeld behandeln. Der Arbeitsbereich der nichtionisierenden Strahlung wurde im Rahmen einer Umorganisation dem Zuständigkeitsbereich des BMU zugeordnet und nach einer Satzungsänderung in die SSK aufgenommen. In der 80. Sitzung der SSK am 10. Dezember 1987 konnte der Bildung des entsprechenden Ausschusses zugestimmt werden. Der Ausschuß soll sich im besonderen mit den biologischen Effekten folgender Strahlungsarten beschäftigen:

- Ultraschall
- Elektromagnetische Felder
- Mikrowellen
- Laserstrahlen
- UV-Strahlen

Die Ausschüsse beraten, als Vorbereitung für die Tätigkeit der SSK, bestimmte Themen einzelner Fachgebiete des Strahlenschutzes. Sowohl von den Ausschüssen als auch von der SSK können zu diesem Zweck einzelne Arbeitsgruppen eingesetzt werden.

Die in der GRS eingerichtete SSK-Geschäftsstelle unterstützt die Strahlenschutzkommission, die Ausschüsse und die 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 1987 sowie einen Vergleich zum Vorjahr wieder.

Beratergremien	Zahl der Sitzungen (Zahl der Sitzungstage) 1986	1987
● Strahlenschutzkommission (SSK)	11 (20)	7 (15)
● Ausschüsse der SSK:		
– Strahlenschutztechnik	3 (3)	3 (3)
– Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen	5 (5)	3 (3)
– Medizin und Strahlenschutz	2 (2)	4 (6)
– Radioökologie	8 (13)	5 (11)
– Strahlenschutz bei radioaktiven Abfällen und Reststoffen	3 (5)	3 (5)
– Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen	5 (5)	8 (11)
– Strahlenrisiko	–	3 (3)
● Kommission zur wissenschaftlichen Vorbereitung von Rechtsverordnungen nach § 6 des Strahlenschutzvorsorgegesetzes	1 (1)	4 (4)
● Arbeitsgruppen	36 (44)	47 (52)
● Gemeinsame Arbeitskreise von RSK und SSK	2 (2)	6 (6)
Insgesamt:	76 (100)	93 (119)

Tabelle 7.3: Sitzungen der SSK, ihrer Ausschüsse und Arbeitsgruppen

Veröffentlichungen

Im Berichtsjahr wurden zwei weitere Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission herausgegeben:

Band 6: Empfehlungen der Strahlenschutzkommission 1985/1986
Dieser Band enthält u.a. Beratungsergebnisse zu:

- Strahlenschutzaspekte bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle in geologischen Formationen
- Strahlenexposition und mögliches Lungenkrebsrisiko durch Inhalation von Radon-Zerfallsprodukten in Häusern
- Radioaktivität und Waldschäden
- Radioökologie der Tiefsee
- Zusammenfassung der Beratungsergebnisse des Ausschusses „Novellierung der Strahlenschutzverordnung" des Bundesministers des Innern.

Band 7: Auswirkungen des Reaktorunfalls in Tschernobyl auf die Bundesrepublik Deutschland
Zusammenfassender Bericht der SSK über

- Aktivitätskonzentrationen in der Bundesrepublik Deutschland
- Empfehlungen zur Begrenzung der Strahlenexposition
- Strahlenexposition der Bevölkerung und Bewertung.

Band 7 ist als Folgeband zu Band 5 anzusehen, in ihm wird eine Gesamtbewertung der erhobenen Daten und Empfehlungen durchgeführt.

Auswirkungen des Reaktorunfalls in Tschernobyl auf die Bundesrepublik Deutschland

Die SSK hat in einem zusammenfassenden Bericht eine nüchterne Bestandsaufnahme der tatsächlichen Auswirkungen des Reaktorunfalls auf die Bundesrepublik Deutschland vorgenommen. Dazu hat sie Beobachtungen und Messungen, Abschätzungen und Bewertungen zusammengetragen. Zum Teil werden auch bisher noch nicht veröffentlichte Daten und Materialien der „Leitstellen zur Überwachung der Umweltradioaktivität" vorab zugänglich gemacht. Die Kommission hofft, auf diese Weise dazu beitragen zu können, daß alle diejenigen, die an exakter Information interessiert sind, die nötigen Unterlagen dafür in die Hand bekommen. In dem um ausführliche Anhänge ergänzten Bericht wurden folgende Punkte behandelt:

- Ablauf des Unfalls und der Aktivitätsfreisetzung
- Atmosphärische Verfrachtung der freigesetzten Aktivität
- Meßprogramme in der Bundesrepublik Deutschland
- Aktivitätskonzentrationen in Umweltmedien und Lebensmitteln sowie Ortsdosisleistungen
- Von der Strahlenschutzkommission ausgesprochene Empfehlungen zur Begrenzung der Strahlenexposition der Bevölkerung
- Strahlenexposition der Bevölkerung
- Bewertung der Strahlenexposition

Die Abschätzungen der SSK, die aufgrund des gegenwärtigen Kenntnisstandes, insbesondere auch der Ergebnisse der Ganzkörpermessungen, durchgeführt wurden, führen zu den in Tabelle 7.4 angegebenen mittleren Strahlendosen für Kinder. (Für Erwachsene ergeben sich nur geringfügig abweichende Werte.)

Für Einzelpersonen mit extremen Lebens- und Ernährungsgewohnheiten können sich maximale Dosiswerte bis zu dem Zwei- bis Dreifachen der aufgeführten Mittelwerte ergeben.

Die Dosisermittlungen aufgrund der Ganzkörpermessungen bekräftigen die Aussage der Strahlenschutzkommission, daß die durch den Reaktorunfall bedingten Strahlendosen auch im ersten Jahr im Bereich der Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenexposition bleiben und in den folgenden Jahren weit darunter liegen werden.

Risikoüberlegungen zu strahleninduzierten stochastischen Spätschäden basieren überwiegend auf Beobachtungen nach hohen Strahlendosen. Für den Bereich kleiner Dosen (kleiner als 10 mSv (1 rem)) liegen keine erkennbaren Effekte aufgrund epidemiologischer Daten vor. Für Risikoüberlegungen, die aus Gründen der Vorsorge auch im Bereich kleiner Dosen durchgeführt werden, werden deshalb die bei hohen Dosen ermittelten Risiken zu kleinen Dosen hin extrapoliert. Aufgrund solcher Annahmen ergibt sich selbst in

Region	Effektive Dosis im 1. Folgejahr in mSv (mrem)	Gesamte effektive Dosis für die nach dem Unfall folgenden 50 Jahre in mSv (mrem)[1])
Bereiche des Voralpengebiets	1,2 (120)	3,8 (380)
Gebiete südlich der Donau	0,6 (60)	1,9 (190)
Gebiete nördlich der Donau	0,2 (20)	0,6 (60)

[1]) *Diese Dosen gelten praktisch auch für längere Zeiträume, da der nach 50 Jahren noch hinzukommende Dosisbeitrag durch die radioaktiven Ablagerungen, wegen des radioaktiven Zerfalls und des weiteren Eindringens der Radionuklide in den Erdboden sehr gering ist.*

Tabelle 7.4: Mittlere Strahlendosen aufgrund des Unfalls im Kernkraftwerk Tschernobyl

den höher belasteten Gebieten eine rechnerische Erhöhung der Mortalität durch Leukämie und Krebs, die bei Bruchteilen von Promillen der normalen Mortalitätsrate durch diese Erkrankungen in der Bundesrepublik Deutschland liegt. Es wird ein falsches Bild erzeugt, wenn diese Risiken in absoluten Zahlen an Krebs- und Leukämietodesfällen angegeben werden, ohne die entsprechenden Bezugspunkte (Bevölkerungszahl und Zeitraum) zu nennen. Nur Daten, die errechnete Risikoerhöhungen in Beziehung zu bestehenden Risiken setzen, erlauben eine vernünftige Beurteilung.

Empfehlung der SSK zum berichteten vermehrten Auftreten von Mongolismus nach dem Reaktorunfall von Tschernobyl

Im März 1987 berichtete eine Berliner Arbeitsgruppe über ein angeblich erhöhtes Auftreten von Mongolismus in der Bundesrepublik Deutschland und Westberlin.

Mongolismus ist die Bezeichnung für ein Syndrom, welches durch eine numerische Abweichung eines bestimmten autosomalen Chromosoms hervorgerufen wird. Dieses Chromosom trägt die Bezeichnung Nr. 21 und liegt normalerweise in doppelter Ausführung im Genom des Menschen vor (diploider Chromosomensatz). Beim Mongolismus existieren aber drei solcher Chromosomen, dementsprechend lautet die Bezeichnung für die Erkrankung auch Trisomie 21.

Derartige numerische Abweichungen vom normalen Chromosomensatz gibt es auch bei anderen Chromosomen, diese kommen jedoch seltener vor. Es können auch die geschlechtsbestimmenden Chromosomen X und Y betroffen sein, was zur Ausbildung meist infertiler, mehr oder minder Mißgebildeter führt.

Eine solche Chromosomenaberration kann durch unterschiedliche Noxen (schädigende Einflüsse) ausgelöst werden. Unter volksgesundheitlichen Aspekten steht sicher an erster Stelle höheres Lebensalter der Mutter (und wahrscheinlich auch des Vaters), der Alkoholkonsum, Grippeepidemien, Arzneimittelkonsum und Strahlenexposition.

Das höhere Lebensalter der Mutter stellt in der Schwangerschaftsbetreuung eine Indikation für die Amniozentese (Fruchtwasseruntersuchung) dar. Ziel dieser Untersuchung ist es, die bei späten Erstgraviden häufiger zu beobachtenden Mißbildungen frühzeitig zu erkennen und die Gravidität (Schwangerschaft) gegebenenfalls zu unterbrechen.

Nachdem nun besagte Berliner Arbeitsgruppe im März eine erhöhte Anzahl von Trisomie-21-Fällen gefunden hatte, untersuchten 40 Institute für Humangenetik in der gesamten Bundesrepublik die Ergebnisse der Amniozenteseuntersuchungen aus dem Jahr 1986, um festzustellen, ob der Reaktorunfall von Tschernobyl eine Erhöhung der Chromosomenaberrationen zur Folge hatte. Die Ergebnisse dieser Arbeit wurden als Gemeinschaftsstudie veröffentlicht.

Eine erste Auswertung der Ergebnisse schien zunächst die Annahme einer zeitlichen und geographischen Erhöhung der Chromosomenaberrationen zu bestätigen. In einer Diskussion mit der SSK räumten jedoch die Verfasser der Studie ein, daß aus dem bearbeiteten Material kein kausaler Zusammenhang mit dem Reaktorunfall abzuleiten sei.

In der Studie wird behauptet, die Wohnorte der Mütter mit Trisomie-21-Feten, deren Konzeption in die Zeit der höchsten Strahlenexposition fällt, befänden sich in den besonders hoch kontaminierten Gebieten. Bild 7.1 zeigt eine Bodenkontaminationskarte für Cs-137 im Mai 1986. Die Wohnorte der betroffenen Mütter sind mit schwarzen Punkten markiert. Es fällt auf, daß nur 2 der 17 Fälle in hochkontaminierten Gebieten liegen.

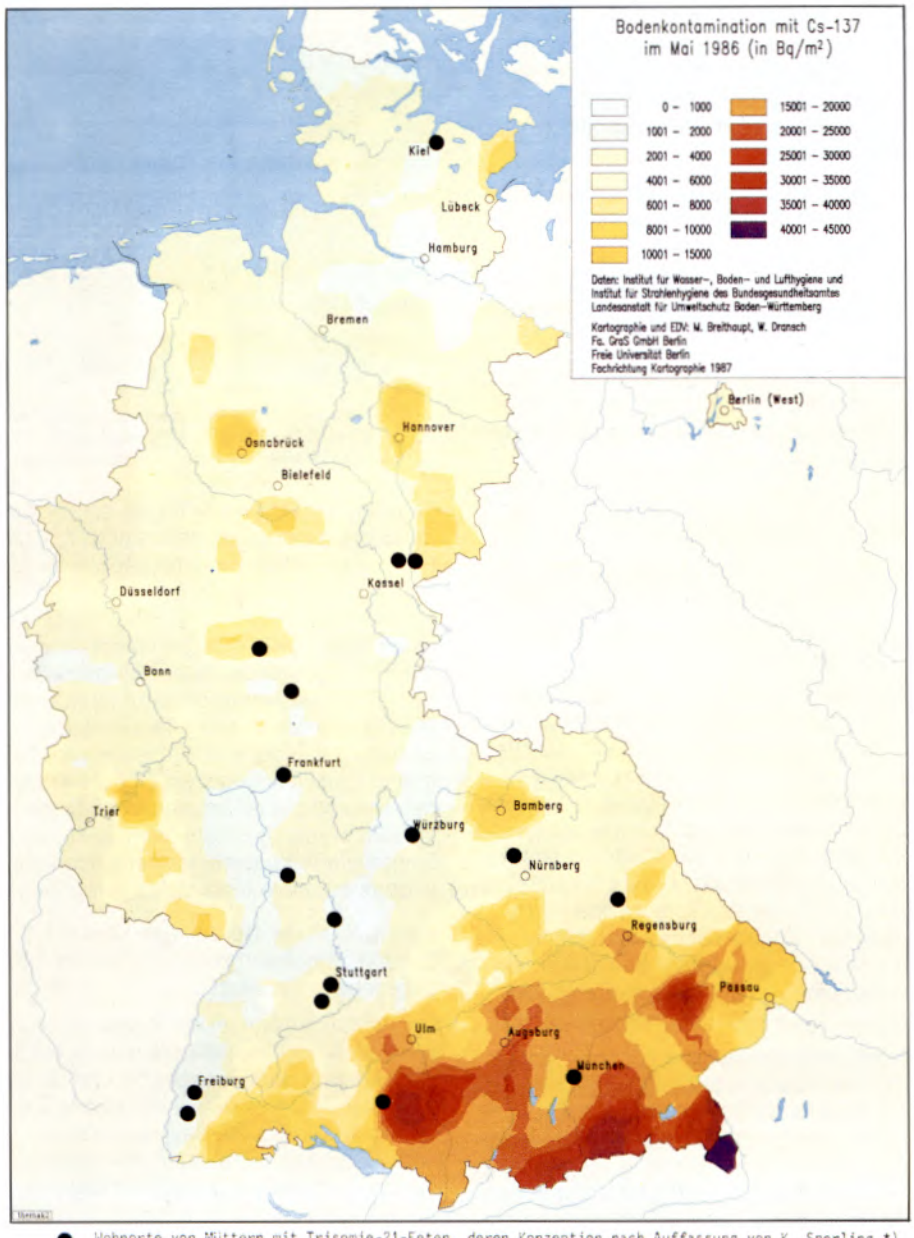
Unabhängig von der SSK wurde in Bayern und Niedersachsen (ein stark und ein weniger stark belastetes Bundesland) eine Perinatalerhebung durchgeführt. Im Gegensatz zur Berliner Studie wurden die Daten der Neugeborenen überprüft. Die Ergebnisse lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Ein statistischer Vergleich der am wenigsten kontaminierten Regionen Niedersachsens und der am höchsten belasteten Regionen Bayerns gab keinen Hinweis auf Erhöhung der Totgeburten- oder Mißbildungsrate infolge der Strahlenexposition vom 30.4. bis 6.5.1986.
- Über etwaige Langzeitfolgen der längerfristigen Strahlenexposition ist noch keine Aussage möglich, dazu müssen erst die vollständigen Daten aus 1987 abgewartet werden.

Wissenschaftliche Grundlagen zur Ableitung von Dosiswerten und Kontaminationswerten nach § 6 des Strahlenschutzvorsorgegesetzes

Zur Erarbeitung der wissenschaftlichen Grundlagen des § 6 Strahlenschutzvorsorgegesetz wurde vom BMU eine Sonderkommission eingesetzt und von der SSK-Geschäftsstelle betreut.

Das Strahlenschutzvorsorgegesetz wurde unter dem Eindruck des Tschernobyl-Unfalls im Dezember 1986 verabschiedet.



● Wohnorte von Müttern mit Trisomie-21-Feten, deren Konzeption nach Auffassung von K. Sperling *) in die Zeit der höchsten Strahlenexposition fällt

*) Gemeinschaftsstudie zur saisonalen und regionalen Häufigkeit pränatal diagnostizierter Chromosomenanomalien für die Bundesrepublik Deutschland einschl. Berlins im Jahre 1986

Bild 7.1: Bodenkontaminationskarte für Cs-137 mit den Wohnorten von Müttern mit Trisomie-21-Feten

Zum Regelungsgehalt des § 6 gehören die zur Begrenzung der Strahlenwirkung notwendigen Maßnahmen bei erhöhter Strahlenwirkung über längere Zeiträume. Insbesondere werden zwei Expositionspfade berücksichtigt:

- Bestrahlung durch radioaktive Stoffe, die auf dem Boden abgelagert sind, und
- Ingestion von radioaktiven Stoffen durch Verzehr kontaminierter Lebensmittel.

Der § 6 ermächtigt den Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, durch Rechtsverordnungen folgendes festzulegen:

1. Dosiswerte
2. Kontaminationswerte
3. Berechnungsverfahren und Annahmen, die der Bestimmung von Dosiswerten und Kontaminationswerten zugrunde gelegt werden.

Dosiswerte sind primäre Eingreifwerte zur Begrenzung der Strahlenexposition. In Unfallsituationen kann der BMU solche Dosiswerte festlegen. Da in einer derartigen Situation vorher festgelegte Systeme zur Dosisbegrenzung nicht mehr anwendbar sind, empfiehlt die Sonderkommission bestimmte Grundsätze, die sich auf eine den Umständen entsprechende Vermeidung von stochastischen und nichtstochastischen Strahlenschäden beziehen, wobei eine vernünftige Abwägung von Schutz und Risiko beachtet werden soll.

Kontaminationswerte können nicht gemessen, sondern aufgrund der komplizierten Materie (unterschiedliche Nahrungsmittel, verschiedene Nuklide, Ernährungsgewohnheiten) nur mit Hilfe von Modellen berechnet werden. Ihrer Natur nach handelt es sich bei den Kontaminationswerten um sekundäre Eingreifwerte. Kontaminationen bewirken eine eher langfristige Strahlenexposition der Bevölkerung.

Die Eingreifwerte werden in Bq/kg bzw. Bq/l angegeben und anhand beteiligter Isotope, Nahrungsmittel und Verzehrverhalten ermittelt. Als eine weitere wichtige Größe geht der Ingestionsdosisfaktor in die Berechnung ein. Dieser Faktor gibt für jedes Radionuklid den Dosiswert an, der durch die Aufnahme einer Aktivitätseinheit dieses Radionuklids verursacht wird. Die Dosisfaktoren sind altersabhängig und werden in der Einheit Sievert pro Becquerel (Sv/Bq) angegeben. Für die einzelnen Nuklidgruppen lassen sich, bezogen auf den primären Eingreifwert, sekundäre Eingreifwerte für die einzelnen Lebensmittelgruppen und Altersklassen errechnen.

Nuklidgruppe, repräsentiert durch	Milch und Milchprodukte	Andere wichtige Lebensmittel (bei I-131 nur Gemüse)	Trinkwasser und Getränke
I-131[1])	500	1000	50
I-129[1]) [2])	6	50	5
Sr-90[1])	50	300	40
Am-241[1])	1	5	1
Cs-134 und Cs-137[1])	400	500	80

[1]) *Innerhalb jeder Nuklidgruppe beziehen sich die Werte auf die gesamte Aktivität aller Nuklide der Gruppe. Jede Gruppe kann dann völlig unabhängig von den anderen Gruppen behandelt werden.*
[2]) *nur bei Unfällen in einer Wiederaufarbeitungsanlage von Bedeutung*

Tabelle 7.5: Basiswerte für die sekundären Eingreifwerte in Bq/l bzw. Bq/kg bezogen auf gebrauchsfertige Lebensmittel (bei Lebensmittelkonzentraten oder Trockenprodukten sind die Eindickungsfaktoren zu berücksichtigen)

Als Ergebnis der Beratungen kommt die Sonderkommission zu den in Tabelle 7.5 angegebenen Werten.

Um die tatsächlich an der Kontamination beteiligten Radionuklide, die unterschiedliche Herkunft der Lebensmittel und deren diverse Kontaminationsgrade zu berücksichtigen, können die Basiswerte mit einem Faktor der relativen Kontamination eines Lebensmittels modifiziert werden.

In der Folge wird dieser Faktor mit „x" bezeichnet. Dieser relative Kontaminationsfaktor „x" (mit einem Wertebereich von $0{,}1 \leqq x \geqq 1$) beschreibt die nuklidspezifische Kontamination eines Lebensmittels in Relation zum Eingreifwert der spezifischen Aktivität. Er ist abhängig von der Art der Lebensmittel, von der Nuklidart und der (Jahres-)Zeit, in der die Deposition stattfand.

Der Faktor x berücksichtigt u.a. die Tatsachen, daß

- es unwahrscheinlich ist, daß alle über ein Jahr aufgenommenen Lebensmittel gleichmäßig so kontaminiert sind, daß selbst für eine Nuklidgruppe während eines Jahres die sekundären Eingreifwerte ausgeschöpft werden,
- die Variation der Kontamination im Verlauf eines Jahres und der Anteil lokal erzeugter bzw. importierter Lebensmittel sehr von den Gegebenheiten des Einzelfalles abhängen.

Da der Wert des Faktors x vor allem von der Jahreszeit abhängt, in der das Ereignis stattfindet, ergeben sich im Einzelfall entsprechend verschiedene Werte. Die Richtwerte können dabei jedoch maximal um eine Größenordnung angehoben werden.

Überarbeitung der Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen

Kerntechnische Anlagen stellen wegen des Inventars an radioaktiven Spaltprodukten ein Gefährdungspotential dar, das zwar mit dem anderer großtechnischer Anlagen vergleichbar ist, wegen der Eigenschaften der radioaktiven Stoffe je-

doch besondere Schutzmaßnahmen erfordert.

Vorrangiges Ziel der Planungen ist, unmittelbare Folgen der Auswirkungen von kerntechnischen Unfällen auf die Bevölkerung zu verhindern. Unter unmittelbaren Folgen werden insbesondere Frühschäden, d.h. nichtstochastische Schäden, und hohe Individualrisiken verstanden, deren Minimierung Sofortmaßnahmen des Katastrophenschutzes erfordert. Der Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen wird von den nach Landesrecht zuständigen Behörden wahrgenommen. Die derzeit gültigen Rahmenempfehlungen stammen aus dem Jahr 1977. Aufgrund der in den beiden letzten Jahren als Folge von Tschernobyl gesammelten Erfahrungen werden die Rahmenempfehlungen vom Ausschuß „Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen" gemeinsam mit den zuständigen Behörden der Länder überarbeitet. Die Empfehlungen zielen darauf ab, daß bei der besonderen Katastrophenschutzplanung für die Umgebung kerntechnischer Anlagen im gesamten Bundesgebiet nach gleichen Grundsätzen verfahren wird.

Im einzelnen betreffen die Empfehlungen die

- Verbindungen zwischen der behördlichen Planung und den Maßnahmen des Betreibers der kerntechnischen Anlage,
- Grundsätze für das Aufstellen besonderer Katastrophenschutzpläne für die Umgebung kerntechnischer Anlagen, insbesondere zu
  - Alarmierung,
  - Festlegung gefährdeter Gebiete,
  - Meßorganisation,
  - Warnung und Unterrichtung der Bevölkerung,
  - Verkehrseinschränkungen,
  - Aufenthalt in Gebäuden,
  - Ausgabe von Jodtabletten,
  - Evakuierung,
  - Wasserwarnungen,
  - Dekontamination,
  - ärztliche Betreuung und Versorgung,
  - Empfehlung von Dosisrichtwerten und Dosisgrenzwerten.

Grundlage dieser Empfehlung müssen anerkannte radiologische Grundlagen sein. Die SSK erarbeitet zur Zeit eine Empfehlung, in der diese radiologischen Grundlagen der Notfallschutzplanung zusammengestellt werden.

Strahlenschutzgrundsätze zur schadlosen Wiederverwertung und -verwendung von schwachradioaktivem Stahl und Eisen aus Kernkraftwerken

Instandhaltung, Umrüstung und Stillegung von Kernkraftwerken führen zu einem Anfall großer Mengen von schwachradioaktivem Stahl- und Eisenschrott. § 9 des Atomgesetzes sieht eine Wiederverwendung radioaktiv kontaminierten Materials aus Kernkraftwerken vor. So können z.B. ganze Anlagenteile wie Pumpen etc. wiederverwendet werden.

Für die Verwendung von schwachradioaktiven Reststoffen hat die SSK in einer Empfehlung, die am 1.10.1987 verabschiedet wurde, Strahlenschutzgrundsätze zusammengestellt.

Grundsätzlich sollte vor einer Freigabe schwachkontaminierter oder -aktivierter, ausgebauter Anlagenteile aus Stahl oder Eisen zur Wiederverwendung oder -verwertung überlegt werden, ob nicht eine Wiederverwendung oder Wiederverwertung im kerntechnischen Bereich möglich ist und so die allgemeine Bevölkerung mit diesen Stoffen kaum noch in Berührung kommt. Dies könnte z.B. dadurch geschehen, daß der schwachradioaktive Schrott im Rahmen einer Umgangsgenehmigung nach § 3 Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) eingeschmolzen und aus dem so entstehenden Rohstoff Gußteile wie Behälter, Abschirmungen oder andere Teile hergestellt werden, die als schwachradioaktive Teile in kerntechnischen Anlagen oder zur Endlagerung radioaktiver Abfälle wiederverwendet werden können. Erst wenn sich nach Überlegungen des Produzenten des schwachradioaktiven Schrotts herausgestellt hat, daß dies im Einzelfall unter zumutbaren Bedingungen nicht möglich ist, kann von einer der unten genannten Möglichkeiten der Wiederverwendung und -verwertung Gebrauch gemacht werden.

Die SSK schlägt drei Freigabekategorien vor, die sich im wesentlichen an zwei Parametern orientieren, nämlich der spezifischen Aktivität, für die die SSK zwei Richtwerte (a_o, a_1) vorschlägt, und der Oberflächenkontamination, deren Richtwerte in Anlage IX Spalte 4 StrlSchV festgelegt sind.

1. Die bedingungslose Freigabe zur allgemeinen uneingeschränkten Verwendung und Verwertung ist möglich, wenn die spezifische Gesamtaktivität nicht größer als 0,1 Bq/g (a_o) ist und die Oberflächenkontamination die Werte der Anlage IX Spalte 4 StrlSchV nicht überschreitet. Die Werte sind für jedes Einzelstück einzuhalten.

2. Eine Freigabe von Schrott zum allgemeinen Einschmelzen, d.h. zum Einschmelzen mit inaktivem Schrott, ist möglich, wenn die spezifische Gesamtaktivität jedes Einzelstücks nicht größer als 1 Bq/g (a_1) ist. Gleichzeitig muß auch die Forderung der Anlage IX Spalte 4 StrlSchV hinsichtlich der Oberflächenkontamination erfüllt sein. Für das Einschmelzen des freigegebenen Schrotts wird für die verarbeitende Gießerei keine atomrechtliche Umgangsgenehmigung benötigt.

3. Kontrollierte Verwertung
Ist der Wert der spezifischen Gesamtaktivität von 1 Bq/g (a_1) bzw. sind die Werte der Anlage IX Spalte 4 StrlSchV überschritten, so ist eine kontrollierte Verwertung der schwachradioaktiven Reststoffe durch Einschmelzen dieser Stoffe zusammen mit inaktivem Material möglich, wenn ein Produkt entsteht, dessen mittlere spezifische Aktivität auf keinen Fall größer als 1 Bq/g (a_1) ist. Das Einschmelzen der Reststoffe kann nur im Rahmen einer atomrechtlichen Umgangsgenehmigung erfolgen.

Eine bedingungslose Freigabe des Produktmaterials ist möglich, wenn der Wert a_o unterschritten ist. Im Einzelfall kann die Genehmigungsbehörde einer Verwendung von eingeschmolzenem Material, dessen spezifische Gesamtaktivität größer als a_o, jedoch kleiner als a_1 ist, für solche Zwecke zustimmen, die praktisch nicht zu erhöhter Strahlenexposition führen (Verarbeitung des Materials zu Bau-

stahl, Schienen, Grundmaterial von Walzen usw.).

Zur Begründung der durch diese Freigabekriterien festgesetzten Aktivitätswerte wird auf entsprechende Betrachtungen einer EURATOM-Arbeitsgruppe und einer im Auftrag des BMU erstellten Forschungsarbeit hingewiesen; beispielhaft werden für verschiedene Szenarien die potentiellen Strahlenexpositionen von Einzelpersonen der Bevölkerung angegeben.

Beratung zu laufenden Genehmigungsverfahren

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

Im Berichtsjahr hat die SSK zu folgenden Genehmigungsverfahren Stellung genommen:
- Kernkraftwerk Isar 2
- Kernkraftwerk Emsland.

Aktuelle Fragen zur Bewertung des Strahlenkrebsrisikos

Neuere Entwicklungen bei der Auswertung der japanischen Lebenszeit-Studie der Atombombenopfer vor Hiroshima und Nagasaki machen eine Revision der Dosimetrie notwendig. In den sechziger Jahren hatte man aufgrund verschiedener Parameter die Strahlendosen, denen die Betroffenen ausgesetzt waren, zu hoch eingeschätzt. Nach heutigen Erkenntnissen lagen die tatsächlichen Dosen deutlich niedriger. Trotzdem blieb die Mortalität gleich. Daher wird heute mit einer Erhöhung der Risikofaktoren um einen Faktor 2 gerechnet.

Um den neueren wissenschaftlichen Erkenntnissen Rechnung zu tragen und ohne der internationalen Diskussion vorzugreifen, empfiehlt die SSK, die Minimierung der Strahlenexposition bei beruflich Strahlenexponierten noch stärker als bisher zu handhaben. Neben dem Dosisgrenzwert war das Minimierungsgebot schon immer eine weitere Grundlage für die Begrenzung der beruflichen Strahlenexposition und hat sich sehr bewährt, wie die Statistik der beruflichen Strahlenexposition in der Bundesrepublik Deutschland zeigt.

Die SSK empfiehlt, unter Berücksichtigung des Minimierungsgebotes zukünftig wie folgt zu verfahren: Unter Beibehaltung des jährlichen Dosisgrenzwertes der Strahlenschutzverordnung soll im Laufe eines Berufslebens eine Gesamtdosis von 400 mSv nicht überschritten werden.

Die SSK sieht in der Vorgabe dieses Dosisgrenzwertes eine weitere Maßnahme, das Risiko beruflicher Strahlenexposition entsprechend den Forderungen der Internationalen Strahlenschutz-Kommission ICRP dem Risiko in anderen sicheren Berufen vergleichbar zu halten und eine Konkretisierung ihrer bereits nach der Klausurtagung 1985 zur beruflichen Strahlenexposition abgegebenen Empfehlung, höhere Expositionen von Einzelpersonen während mehrerer aufeinanderfolgender Jahre zu vermeiden.

– Die Entwicklung der Krebsmortalität in derselben Studie zeigt zwei verschiedene Risikomodelle auf. Das absolute Risikomodell – zutreffend für Leukämien – geht von einer Erhöhung der absoluten Anzahl der Erkrankungen bzw. Todesfälle gegenüber einer Vergleichsgruppe aus. Das relative Risiko, das für alle anderen malignen (bösartigen) Erkrankungen gelten soll, postuliert eine zeitliche Verschiebung der – statistisch gesehen – ohnehin aufgetretenen Krebserkrankungen. Da Strahlung die gleichen Tumorarten verursacht, die auch natürlich auftreten, ist a priori die Frage nicht beantwortbar, ob die gefundenen krebsbedingten Todesfälle zusätzlich aufgetreten sind, oder ob es Fälle sind, die sowieso aufgetreten wären, nur daß die Strahlenexposition dieses Auftreten zeitlich nach vorn verschob.

– Radonrisiko. Die Lungen gehören zu den am stärksten exponierten Organen des Menschen. Daher ist die Untersuchung des Radonrisikos besonders in Wohnhäusern von besonderer Wichtigkeit. Als Grundlage dienen epidemiologische Untersuchungen an Uran- und Flußspatbergarbeitern, bei denen unter Berücksichtigung des Rauchens versucht wurde, die Erhöhung des Lungenkrebsrisikos festzustellen.

Die SSK schlägt vor, in der Bundesrepublik Deutschland umfangreiche Fall-Kontroll-Studien durchzuführen und eine Informationsbroschüre an betroffene Haushalte zu verteilen.

– Epidemiologische Tabellen (Probability of causation). In verschiedenen Fachbeiträgen erörterte die SSK Verfahren und Modelle zur Abschätzung der Wahrscheinlichkeit für einen Zusammenhang zwischen einer Erkrankung und einer vorhergegangenen Strahlenexposition. Diese epidemiologischen Tabellen beziehen sich auf die Verhältnisse in den USA und werden anhand von Risikofaktoren und Risikomodellen erstellt. Nach Auffassung der SSK sollten für die Bundesrepublik Deutschland ähnliche Tabellen erstellt werden, um Gutachtern bei Versicherungsfragen und Rechtsstreitigkeiten eine Orientierungshilfe zu bieten.

– Epidemiologische Studien. In der Bundesrepublik Deutschland herrscht nach Auffassung der SSK ein Defizit an epidemiologischer Forschung an beruflich strahlenexponierten Personen gegenüber den Staaten aus dem angelsächsischen Sprachraum. Hier erhebt die SSK die Forderung, ein zentrales Personendosisregister einzurichten. Ein solches Register würde zum einen epidemiologische Untersuchungen ermöglichen, zum anderen wäre es zum Erkennen von strahleninduzierten Berufskrankheiten notwendig. Des weiteren würde die empfohlene Einführung eines Grenzwertes für die Lebenszeitdosis ein solches Register notwendig machen. Mit diesen Forderungen weiß sich die SSK einig mit den Berufsgenossenschaften, die zur besseren Prävention routinemäßige Untersuchungen beruflich strahlenexponierter Personen einführen und in diesem Rahmen die Einrichtung eines Registers zur Mortalität und Morbidität beruflich strahlenexponierter Personen vorsehen. Die SSK ist der Meinung, daß ein solches Register einen notwendigen und wichtigen Beitrag zum Strahlenschutz liefert.

KTA-Geschäftsstelle 8

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 eine seines Präsidiums betreut.

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

- 3 Unterausschüsse mit allgemeinen Aufgaben (KTA-Regelprogramm, Rechtsfragen, sicherheitstechnische Grundsatzfragen) und
- 16 fachgebundene Unterausschüsse.

Letztere stimmen die Arbeitsergebnisse von Arbeitsgremien innerhalb und zwischen den im KTA vertretenen Gruppen ab.

Sie bedienen sich dabei insbesondere bei Textfassungen, deren Verabschiedung als Regelentwurf angestrebt wird, einer Umfrage bei den KTA-Mitgliedern, um noch bestehende unterschiedliche Auffassungen in einen Text einfließen zu lassen. Die Unterausschüsse erarbeiten dann die Beschlußvorlage für den Kerntechnischen Ausschuß. Die Beschlußvorlage enthält den Wortlaut einer Regel und den Vorschlag, ihn als Regelentwurf zu verabschieden, oder, wenn ein Regelentwurf der Öffentlichkeit zur Einreichung von Änderungsvorschlägen bereits vorgelegen hatte, ihn als Regel aufzustellen.

Von der Geschäftsstelle wurden 28 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.

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. 51 Sitzungen von Arbeitsgremien haben im Jahr 1987 stattgefunden. In vielen Fällen erweist es sich als zweckmäßig, thematische Schwerpunkte in Arbeitsgruppen, die aus Mitgliedern des Arbeitsgremiums gebildet worden sind, zu erörtern und für die Textarbeit vorzubereiten. Auch in der Endphase einer Texterstellung wird die redaktionelle Bearbeitung zweckmäßig in solchen Arbeitsgruppen vorgenommen. Schließlich sind es Arbeitsgruppen, die häufig die Zusammenhänge mit und die Abgrenzung gegenüber anderen Regelvorhaben klarstellen. So sind diese Arbeitsgruppen ein wichtiges Element bei der Regelerstellung. 72 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 62 Regeln sind insgesamt 14 Regeln bisher geändert worden. Gegenwärtig laufen zwölf 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 sieben im Berichtszeitraum überprüften Regeln wurde bei vieren festgestellt, daß sie nicht geändert zu werden brauchen.

Zum Jahresende 1987 umfaßte das KTA-Regelwerk:

62 Regeln[2],
11 Regelentwürfe[2],
34 Regelentwürfe in Vorbereitung,
8 Vorberichte.

Dieser Stand ergab sich durch die Aufstellung einer Regel und der Verabschiedung von zwei Regelentwürfen (Tabelle 8.1).

Ein Auftrag über eine „Vergleichende Untersuchung von Regelwerken auf dem Gebiet der Sicherheit von Kernkraftwerken“ ist vom Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) im Frühjahr 1987 der GRS erteilt worden. Er wird von der KTA-Geschäftsstelle abgewickelt.

Anlaß für den Auftrag war die Überlegung, daß es in den Ländern, in denen Kernkraftwerke entwickelt werden, sicherheitstechnische Regeln gibt, die der Auslegung, dem Bau und dem Betrieb solcher Anlagen zugrunde gelegt werden. Es bot sich daher an, die Regelwerke der Länder, die Kernkraftwerke produzieren, und – soweit vorhanden – auch der Länder, die Kernkraftwerke importieren, systematisch miteinander zu vergleichen, um Gemeinsamkeiten und möglicherweise existierende Unterschiede identifizieren zu können.

Der Begriff Regelwerk ist als Sammelbegriff zu verstehen. Damit ist die Gesamtheit aller Regelungen gemeint, die den Schutz vor den Gefahren der Kernenergie zum Zweck haben, d.h. sowohl gesetzliche Vorschriften als auch behördliche Richtlinien und technische Regeln.

[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.	Aufgestellte Regeln (einschließlich Regeländerungen) und beschlossene Regelentwürfe
Organisation, Arbeitsschutz und Qualitätssicherung	1401	Allgemeine Forderungen an die Qualitätssicherung (Fassung 12/87; Regeländerung)
Aktivitätskontrolle und -führung	1508	Instrumentierung zur Ermittlung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe in der Atmosphäre (Fassung 12/87; Regelentwurf)
Reaktorkern	3101.2	Auslegung der Reaktorkerne von Druck- und Siedewasserreaktoren, Teil 2: Neutronenphysikalische Anforderungen an Auslegung und Betrieb des Reaktorkerns und der angrenzenden Systeme (Fassung 12/87; Regel)
Kühlsysteme	3201.3	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 3: Herstellung (Fassung 12/87; Regeländerung)
Sicherheits-einschluß	3401.1	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl, Teil 1: Werkstoffe und Erzeugnisformen (Fassung 12/87; Entwurf der Regeländerung)
Versorgungs- und Hilfseinrichtungen	3705	Schaltanlagen, Transformatoren und Verteilungsnetze zur elektrischen Energieversorgung des Sicherheitssystems in Kernkraftwerken (Fassung 12/87; Regelentwurf)

Tabelle 8.1: Im Jahr 1987 aufgestellte Regeln (einschließlich Regeländerungen) und beschlossene Regelentwürfe

Nun sind Regelwerke nicht die einzigen Quellen, die zu einem Vergleich von Sicherheitsniveaus herangezogen werden müssen. Ein wichtiger Faktor, der das Sicherheitsniveau einer kerntechnischen Anlage bestimmt, ist die Art, wie sicherheitstechnische Grundsätze und Anforderungen in der Genehmigungspraxis umgesetzt werden. Dieser Faktor ist aus den Regelwerken selbst nur teilweise ableitbar. Untersuchungen über die Umsetzung in der Genehmigungspraxis müssen also eine Untersuchung der Regelwerke ergänzen.

Verglichen werden sollen Regelwerke aller Länder, die selbst kerntechnische Regeln erarbeiten. Ferner sind die Safety Codes and Guides der International Atomic Energy Agency (IAEA) in diese Untersuchung einzubeziehen. Sie stecken den international gebilligten Rahmen ab, der durch nationale Regeln ausgefüllt werden sollte. Das Regelwerk der IAEA bildet somit eine Grundlage für den Vergleich nationaler Regelwerke. Bei der Bearbeitung sind Gemeinsamkeiten wie auch Abweichungen festzustellen und – wenn möglich – mit unterschiedlichen Rechtsgrundlagen, Sicherheitsphilosophien, technischen Traditionen und Erfahrungen in Verbindung zu bringen.

Die Abwicklung der Untersuchung ist in drei Arbeitsschritten vorgesehen:

- Sammlung und synoptische Aufbereitung existierender nationaler Regelwerke als vorbereitendes Quellenstudium; dabei sind auch internationale Regelwerke heranzuziehen und entsprechend zu berücksichtigen.
- Veranstaltung eines internationalen Symposiums über Regelwerke auf dem Gebiet der Sicherheit von Kernkraftwerken,
- Abschluß der vergleichenden Untersuchung bei gleichzeitiger Auswertung des Symposiums.

Für die Thematik des Symposiums sind die folgenden sechs Themenbereiche vorgesehen:

- Übersicht über nationale regulatorische Praktiken und internationale und nationale Regelwerke einschließlich ihrer Unterschiede,
- Anwendung der verschiedenen sicherheitstechnischen Regelwerke in der Genehmigungs- und Aufsichtspraxis der verschiedenen Länder,
- Aufgabe der Regelwerke bei Sicherheitsbegutachtung und Qualitätssicherung,
- Regulatorische Praxis und Rolle der Regelwerke bei Prüfung und Inspektion sowie Personalqualifikation und -ausbildung,
- Gemeinsamkeiten und Unterschiede in regulatorischer Praxis und sicherheitstechnischen Regeln,
- Probleme beim Import und Export von Kernkraftwerken, ihren Systemen und Komponenten.

Die Vorbereitungen für das Symposium sind angelaufen. Das „Internationale Symposium über die regulatorische Praxis und über sicherheitstechnische Regeln für Kernkraftwerke" wird veranstaltet von der Bundesrepublik Deutschland, vertreten durch den Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, zusammen mit der Internationalen Atomenergie Agentur IAEA und der Kernenergie Agentur NEA der OECD. Es findet vom 7. bis 10. November 1988 im Europäischen Patentamt in München statt und wird von der GRS organisatorisch vorbereitet.

Elftes GRS-Fachgespräch 9

Zum Fachgespräch, das unter dem Thema „Betriebserfahrungen und Reaktorsicherheit" stand, konnte die GRS über 300 Teilnehmer am 29./30. Oktober in München begrüßen (Bild 9.1). Nachdem Gerald Hennenhöfer das Fachgespräch eröffnet hatte, sprach Bundesminister Prof. Klaus Töpfer zu den Gästen. Den Abendvortrag hielt der renommierte Bonner Klimatologe Prof. Hermann Flohn. Mit seinen Ausführungen zu „Treibhauseffekt und Klima" stellte er eines der wichtigen Umweltprobleme unserer Zeit dar.

Einen Schwerpunkt in den Fachvorträgen des zweiten Tages bildete das Accident Management, der sogenannte anlageninterne Notfallschutz.

Treibhauseffekt

Anhand von Fakten und Beobachtungen erläuterte Prof. Flohn, wie sich CO_2-Gehalt und Klima im Laufe der letzten 100 000 – 150 000 Jahre entwickelt haben, vor welchen Problemen wir dabei heute stehen und wie er die Perspektiven für eine nahe Zukunft sieht.

Was ist unter Treibhauseffekt zu verstehen? Die kurzwellige Sonnenstrahlung trifft praktisch ungehindert auf die Erdoberfläche und erwärmt sie. Die von der Erdoberfläche abgestrahlte langwellige Wärmestrahlung wird großenteils in der Atmosphäre – u.a. durch CO_2 – absorbiert. Dadurch erhöht sich die Temperatur des Systems Erde/Atmosphäre, und dies um so mehr, je höher der CO_2-Gehalt steigt.

Im Laufe der Erdgeschichte, schilderte Prof. Flohn, sind immer große Klimaschwankungen aufgetreten. Man weiß aus verschiedenen Untersuchungen, beispielsweise der Analyse grönländischer und antarktischer Eisbohrkerne, daß es bei Temperatur und CO_2-Gehalt parallel verlaufende „abrupte" Änderungen gegeben hat. Als Ursache werden insbesondere ozeanische Vorgänge – z.B. Austausch zwischen Oberflächen- und Tiefenwasser – vermutet. Heute beträgt der mittlere CO_2-Gehalt 350 ppm (Millionstel Volumenanteile). Vor rund 100 Jahren lag er noch bei 280 ppm. Die mittlere Erdtemperatur hat sich seitdem um 0,7 °C erhöht. Setzt sich die bisherige Entwicklung fort, rechnet Prof. Flohn im Jahr 2030 mit einem mittleren CO_2-Gehalt von 440 ppm und einer Erwärmung von 1,7 °C.

Neben dem CO_2 sind jedoch noch weitere „Treibhausgase" (Spurengase) für die Klimaänderung verantwortlich: z.B. Methan, Distickstoffoxid, Fluor-Chlor-Kohlenwasserstoffe und troposphärisches Ozon. Nach neusten Untersuchungen wird ihr thermischer Effekt den des CO_2 in den nächsten 30 bis 50 Jahren erreichen oder übertreffen.

Die Erwärmung der oberen Meeresschichten und der Rückgang der lokalen Gebirgsvereisung werden sich fortsetzen. Ein globaler Anstieg des Meeresspiegels um 30 bis 60 cm ist zu erwarten, aber auch 100 bis 150 cm sind nicht auszuschließen.

Der Anstieg des CO_2-Gehaltes und der gleichartig wirksamen Spurengase hängt nach Ansicht von Prof. Flohn – zumindest in den nächsten 50 bis 100 Jahren – in erster Linie von den Entscheidungen über die künftige weltweite Energiepolitik ab, insbesondere vom Ausmaß des Einsatzes fossiler Brennstoffe. Ihr massiver Einsatz kann die jetzige Entwicklung noch verschärfen. Ob sie allerdings wirksam verlangsamt werden kann, bezweifelt Prof.Flohn; eine Umkehr der Entwicklung hält er für ausgeschlossen.

Accident Management

Warum trotz der positiven Sicherheitsbilanz der Kernkraftwerke der Bundesrepublik Deutschland anlageninterne Notfallschutzmaßnahmen eingeführt werden, erläuterte Prof. Adolf Birkhofer. Er erinnerte daran, daß dem Katastrophenschutz stets große Aufmerksamkeit gewidmet wurde, obwohl man mit den Auslegungsstörfällen strenge Maßstäbe anlegte, um schwere Schadensfälle zu verhindern. Andererseits konnten durch die Forschungsarbeiten zur Phänomenologie und zu den Auswirkungen postulierter Kernschmelzunfälle Maßnahmen identifiziert werden, die auch bei einer massiven Spaltproduktfreisetzung aus dem Reaktor – wie sie nur bei einem Störfall mit Versagen praktisch sämtlicher Sicherheitseinrichtungen denkbar ist – eine Verringerung der Aktivitätsabgaben an die Umgebung bewirken. Dadurch erschien es sinnvoll, den Katastrophenschutz um einen anlagenin-

Bild 9.1: Unter den Gästen auch Fachleute aus China (Foto: M. Schneider)

ternen Notfallschutz zu erweitern, der Vorkehrungen ermöglicht, um auch bei auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen Auswirkungen außerhalb der Anlage weitgehend zu verhindern.

Prof. Birkhofer fügte allerdings hinzu, es dürfe nicht der Eindruck entstehen, als seien Kernschmelzunfälle in den Bereich der Auslegungsstörfälle mit einzubeziehen. Das bestehende Sicherheitskonzept habe sich bewährt und bedürfe keiner dahingehenden Erweiterung. Dies unterstrich auch Bundesminister Prof. Töpfer in seiner Begrüßungsansprache. Er wies außerdem auf die Gefahr hin, Sicherheit als einen statischen Begriff mißzuverstehen. Nur wenn sich alle Beteiligten selbst immer wieder in Frage stellen und den erreichten Sicherheitsstandard überprüfen würden, sei Risikovorsorge zu erreichen.

Fachvorträge

In den Fachvorträgen wurde exemplarisch aufgezeigt, welche Rückschlüsse aus Betriebserfahrungen zu ziehen sind, wie sie umgesetzt werden und was sie für die Erhöhung von Sicherheit und Zuverlässigkeit der Kernkraftwerke bedeuten.

Sicherheitsreserven

Seit Jahren werden in der GRS besondere Vorkommnisse in Kernkraftwerken erfaßt und ausgewertet. Anhand dieser Erfahrungen hat Manfred Simon die Sicherheitsreserven bei Störungen in Kernkraftwerken ermittelt. An vier Einzelbeispielen aufgetretener Vorkommnisse, einem nicht vorhergesehenen Ereignisablauf, dem Ausfall mehrerer betrieblicher Systeme, dem Versagen von Sicherheitseinrichtungen und Fehlbedienungen des Betriebspersonals, zeigte er die jeweils vorhandenen Reserven auf. Dies waren beispielsweise die inhärente Sicherheit des Reaktors, die systemtechnische Diversität, die Redundanz der Sicherheitseinrichtungen. Außerdem stehen für die Langzeitbeherrschung von Störungen und Störfällen neben den Systemen zur Kernkühlung und zum geregelten Abfahren der Anlage erhebliche Reserven mit dem Notspeisegebäude beim Druckwasserreaktor und dem Notstandssystem beim Siedewasserreaktor zur Verfügung. Insgesamt hat sich gezeigt, daß die meisten Vorkommnisse erwartungsgemäß verlaufen und die Reserven bei den wenigsten Störungen in Anspruch genommen werden. Die aufgetretenen Störungen würden sicher beherrscht, und es seien ausreichend Reserven vorhanden, um dies auch unter erschwerten Bedingungen zu gewährleisten, lautete das Fazit von M. Simon.

Instandhaltungs-Erfahrungen

Vielfältige Erfahrungen liefern die umfangreichen Wartungs- und Reparaturarbeiten in Kernkraftwerken. Claus Verstegen hat untersucht, wie diese Instandhaltungsvorgänge für den Erfahrungsrückfluß genutzt werden können. Er erläuterte, daß eine gezielte ingenieurtechnische Auswertung der Informationen aus der Instandhaltung aufgrund der großen Datenmengen nur mit Hilfe statistischer Methoden möglich sei. Erst aus den zusammengefaßten und aufbereiteten Informationen ließen sich dann Erkenntnisse über Stärken und Schwächen der eingesetzten Technik gewinnen. Als Voraussetzung für den Erfahrungsrückfluß nannte C. Verstegen einen rationellen Aufbau des Dokumentationssystems und die Datenspeicherung in einer EDV-Anlage. Seine wichtigste Folgerung ist, daß mit den Informationen aus der Instandhaltung konkrete Aussagen zur Beurteilung der Wirksamkeit vorbeugender Instandhaltungsmaßnahmen und zum Auffinden relativer Schwachstellen in den Systemen möglich sind. Es könne damit ein wirksamer Beitrag geleistet werden, um Sicherheit und Zuverlässigkeit auf einem hohen Stand zu halten und weiter zu verbessern.

Personalschulung

Daß Betriebserfahrungen nicht nur einen praktischen Nutzen für die Anlagentechnik haben können, sondern auch in die Schulung des Betriebspersonals von Kernkraftwerken einfließen, schilderte Peter-Michael Schabert, Direktor des Kernkraftwerks Grafenrheinfeld. Neben theoretischen Kenntnissen sollen in der Personalschulung auch Erfahrungen aus dem Kernkraftwerksbetrieb sowohl der eigenen als auch anderer Anlagen vermittelt werden. Betriebserfahrungen aus dem internen Kraftwerksbetrieb, wie Erfahrungsberichte aus Inbetriebsetzungen, Betriebshandbuch, Monats- und Revisionsberichten, stehen der kraftwerksinternen Personalschulung direkt zur Verfügung. Betriebserfahrungen anderer Kernkraftwerke, die verschiedene Organisationen sammeln und auswerten, gelangen auf direktem Weg zu den Betreibern der Kernkraftwerke. Dort werden sie durch ein formalisiertes Verfahren auch an die Personalschulung weitergeleitet. Am Beispiel einer aufgetretenen Störung machte P.-M. Schabert transparent, wie mit den kraftwerksinternen Vermittlungsmechanismen – u.a. Schichtanweisungen, Erstschulung, Simulatortraining, Wiederholungsschulung – Betriebserfahrungen umgesetzt werden (Bild 9.2). Aus seinen Ausführungen wurde die zentrale Rolle einer umfassenden und intensiven Personalschulung für den sicheren Betrieb der Kernkraftwerke deutlich.

Lebensdauer von Komponenten

Für die Beurteilung der Lebensdauer von Komponenten spielen die Rückschlüsse aus den Betriebserfahrungen eine wichtige Rolle, erläuterte Helmut Schulz. Im allgemeinen sind druckführende Komponenten von Kernkraftwerken für eine Lebensdauer von 40 Jahren ausgelegt. Bereits vor der Fertigung werden betriebliche und störungsbedingte Belastungen analysiert, um die Auslegungsparameter festlegen zu können. Während des Betriebes werden die Komponenten durch wiederkehrende Prüfungen ständig beobachtet und ihr Verhalten ausgewertet. Aufgetretene Schäden haben gezeigt, daß sowohl Materialermüdung als auch Korrosion eine Hauptursache für schadhafte Komponenten in Leichtwasserreaktoren darstellen. Aus den Betriebserfahrungen wurde dann im Laufe der Zeit eine Vielzahl von Verbesserungen, wie konstruktive Änderungen und Umrüstungen, abgeleitet. Als noch nicht befriedigend gelöst bezeichnete H. Schulz die Fragen der Materialermüdung unter dem Einfluß der Medien (z.B. Wasser und Dampf) sowohl im Bereich niedriger als

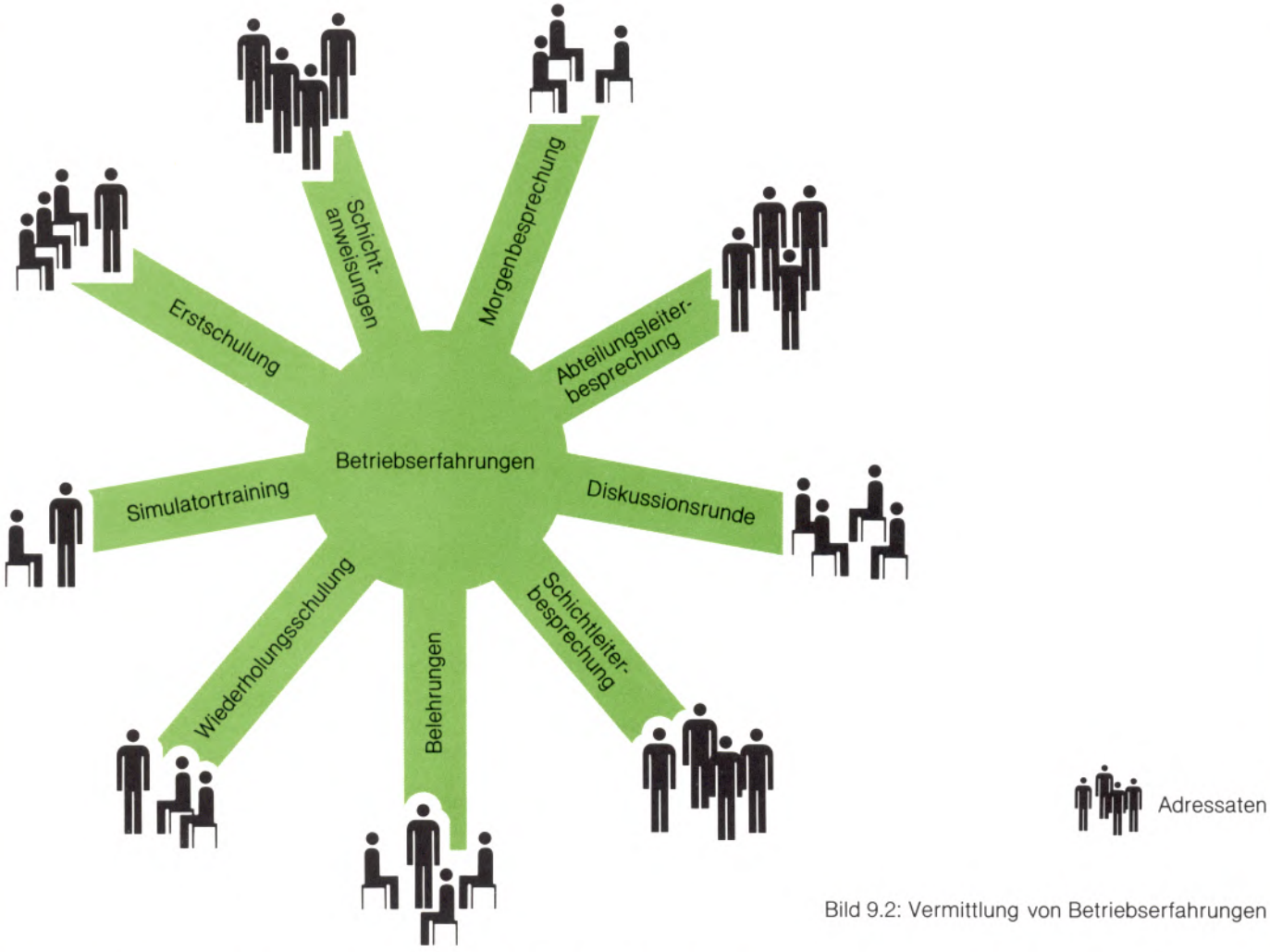


Bild 9.2: Vermittlung von Betriebserfahrungen

auch hoher Lastwechsel. Hierfür sei eine verstärkte Überwachung das wirksamste Mittel. Zusammen mit den noch anfallenden Forschungsergebnissen lasse sich dann die tatsächlich verbrauchte Lebensdauer genauer bestimmen und somit eine Lücke in der bisherigen Überwachung im Hinblick auf Korrosion und Materialermüdung ausfüllen.

Schutzziele

Die übliche Praxis der Behandlung von Störfällen in Kernkraftwerken ist darauf ausgerichtet, kurzfristig die notwendigen Sicherheitsfunktionen automatisch auszulösen, die Störfallursache zu erkennen und weitere Gegenmaßnahmen durch das Personal einzuleiten, führte Dr. Helmut Weidlich aus. Hierzu dient u.a. das Konzept der Auslegungsstörfälle, das dem möglichen Eintreten bestimmter Störfälle bereits durch die Konstruktion der Anlage und durch entsprechende Sicherheitsvorkehrungen Rechnung trägt. Die Erfahrung mit real aufgetretenen Störungen und Störfällen hat in einigen Fällen jedoch gezeigt, daß diesem ereignisorientierten Vorgehen bei auslegungsüberschreitenden Zuständen Grenzen gesetzt sind. Vor allem in den USA, aber auch bei uns und in anderen Ländern hat man daher schutzzielorientierte Vorgehensweisen entwikkelt. Diese sollen eine ereignisunabhängige Orientierung für die weiter einzuleitenden Maßnahmen geben, wenn das verantwortliche Personal über das vermutlich störfallauslösende Ereignis und damit über den weiteren Störfallablauf unsicher wird oder wenn die Anlage sich nicht auslegungsgemäß verhält. Solche schutzzielorientierte Vorgehensweisen wurden zum Teil bereits in die Betriebshandbücher und in die Personalschulung aufgenommen, erklärte Dr. Weidlich.

Ergänzende Präventivmaßnahmen

Die Untersuchungen der GRS zu präventiven Accident-Management-Maßnahmen

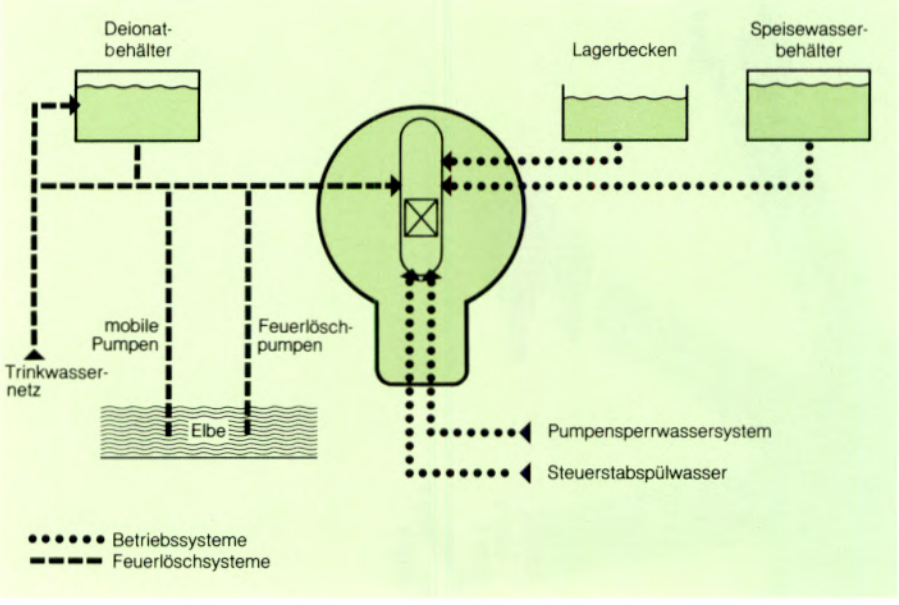


Bild 9.3: Einspeisemöglichkeiten

bei Leichtwasserreaktoren hat Edmund Kersting beschrieben. Jenseits des Bereichs der Störungen und Störfälle, die jedes Kernkraftwerk beherrschen muß, verbleibt ein Bereich von Ereignisabläufen, deren Eintreten als extrem unwahrscheinlich zu bewerten und nicht auslegungsbestimmend ist. Zu solchen Abläufen könnte es kommen, wenn die zur Beherrschung eines Ereignisses notwendigen Sicherheitsfunktionen langzeitig ausfielen. Allerdings, so betonte E. Kersting, besitzen die Anlagen aufgrund ihrer Auslegung hohe Sicherheitsreserven, um auch auslegungsüberschreitende Ereignisse zu beherrschen. Es hätte sich daher angeboten, diese Reserven systematisch auszuloten und auch für extrem unwahrscheinliche Ereignisse nutzbar zu machen. Dabei konnten für unvorhergesehene Ereignisse mit Ausfall von Sicherheitssystemen zum Teil verhältnismäßig einfache technische Notmaßnahmen identifiziert werden, um Kernschäden zu vermeiden. Systeme und Komponenten lassen sich flexibel einsetzen und für solche Ereignisse nutzen (Bild 9.3). E. Kersting stellte fest, daß durch die Implementierung von präventiven Accident-Management-Maßnahmen eine Verringerung der Kernschmelzhäufigkeit sowie des Risikos erzielbar sein wird.

Eine beträchtliche Resonanz fand das Fachgespräch bei den Medien, wobei insbesondere in Rundfunk- und Fernsehberichten Ergebnisse der GRS-Arbeiten dargestellt wurden. Dabei standen die Accident-Management-Maßnahmen im Vordergrund, die den über 30 Journalisten außer in den Fachvorträgen auch auf der Pressekonferenz erläutert wurden. Am 3./4. November 1988 wird die GRS im Kölner Gürzenich beim 12. Fachgespräch wiederum Arbeiten aus einem ihrer Tätigkeitsschwerpunkte der Fachwelt und der Öffentlichkeit präsentieren.

H. May
Abt. Kommunikation

Zusammenarbeit mit dem Ausland

10

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	Schweden
Argentinien	Italien	Schweiz
Belgien	Japan	Spanien
Brasilien	Jugoslawien	Taiwan
Finnland	Kanada	Türkei
Frankreich	Korea	USA
Großbritannien	Mexiko	VR-China
Indien	Niederlande	

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)

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

- zur IAEA in Wien mit dem Aufgabenschwerpunkt „Internationale Reaktorsicherheitsforschung" und
- zum JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute) in Japan für das 2D/3D-Projekt.

Tätigkeiten für ausländische Stellen

Die seit Jahren stetig gewachsene Kooperation mit ausländischen Stellen konnte im Berichtsjahr weiter ausgebaut werden. Die wesentlichen Einzelvorhaben und Kontakte sind nachfolgend aufgeführt.

- ESPRIT-PAQO der Europäischen Gemeinschaft (EG): Mitarbeit bei der Entwicklung einer automatisierten Überwachung zur Fehlervorhersage an flexiblen Fertigungszellen
- ESPRIT-REQUEST der EG: Entwicklung und Prüfung von Methoden zum Nachweis der Zuverlässigkeit komplexer Softwareprogramme
- BRITE der EG: Erstellung selbstlernender Software für die Überwachung von Prozeßanlagen
- Teilnahme an verschiedenen vergleichenden Untersuchungen (Benchmark Exercises) der EG, u. a. zu den Themen Quellterme, Dosisabschätzung, Ereignisablaufanalysen
- Durchführung von Untersuchungen im Rahmen des Shared-Cost-Forschungsprogramms der EG, z. B. Methodenentwicklung für probabilistische Unsicherheitsanalysen, Code-Verifizierung, Spaltproduktfreisetzung
- Durchführung spezieller Studien für die EG
- Entwicklung von Methoden und Erheben von Zuverlässigkeitskenngrößen für eine Chemieanlage in Spanien
- Durchführung von Transientenanalysen für die neue Druckwasserreaktor-Baulinie in England
- Durchführung von Notkühlanalysen 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 vorgeschlagenen schadensmindernden Maßnahmen bei hypothetischen Kernschmelzunfällen
- Beratung der niederländischen Genehmigungsbehörde zu möglichen Accident-Management-Maßnahmen für die Kernkraftwerke Borssele und Dodewaard
- Fortführung der probabilistischen Sicherheitsanalyse für das chinesische Kernkraftwerk QINSHAN gemeinsam mit chinesischen Experten
- Unterstützung der spanischen Genehmigungsbehörde CSN in Arbeitsgemeinschaft mit dem Technischen Überwachungs-Verein Stuttgart zur Erteilung der Betriebsgenehmigung für den KWU-Druckwasserreaktor TRILLO I
- Information zukünftiger Entscheidungsträger aus Korea, China, Jugoslawien und Polen über das deutsche Genehmigungsverfahren und neuere Ergebnisse der Reaktorsicherheitsforschung in der Bundesrepublik Deutschland

Veranstaltungen

Bei der Nuclear Regulatory and Science Commission (NRSC) der ägyptischen Atomic Energy Authority (AEA) in Kairo wurde vom 3. bis 5. Februar 1987 ein „Workshop Nuclear Fire" im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT) abgehalten.

Auf dem „IAEA Workshop on Severe Accidents" in Rio de Janeiro vom 22. bis 28. Mai 1987 wurde im Auftrag des BMFT über die in der Bundesrepublik Deutschland laufenden Arbeiten auf diesem Gebiet berichtet.

Vom 7. bis 9. Oktober 1987 fand in La Toja die jährliche Reaktortagung der Spanischen Kerntechnischen Gesellschaft statt, auf der alle mit dem spanischen Kernenergieprogramm befaßten Gruppen vertreten waren. Vor Behörden, Betreibern, Herstellern, Architect-Engineers und Angehörigen von Forschungseinrichtungen wurde im Auftrag des BMFT über Anwendung des ALMOD4-Codes zur Simulation einer Westinghouse-3-Loop-Anlage vorgetragen. Ferner wurde über die Anwendung des 3D-Reaktorkernmodells, wie es in Auslegungs- und Störfallanalysen mit den Rechenprogrammen QUABOX/CUBBOX-HYCA verwendet wird, und über die deutsche Vorgehensweise im Genehmigungsverfahren bezüglich des Nachweises der Beherrschung von Leckstörfällen referiert.

In Shanghai wurde im Auftrag des BMFT ein einwöchiges Seminar über „Severe Accidents and Risk Investigation" durchgeführt.

Die chinesische National Nuclear Safety Administration (NNSA) wurde im Rahmen einer Mission der International Atomic Energy Agency (IAEA) im Auftrag des BMFT bei der Durchsicht des Sicherheitsberichts (PSAR) für die FRAMATOME-Anlage Guandong im Hinblick auf Auslegung des Sicherheitseinschlusses und Beherrschung der Wasserstoffsituation nach einem Kühlmittelverluststörfall unterstützt.

Mitarbeit in nationalen und internationalen Gremien

11

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.

Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)

Die GRS ist mit einem Mitglied in der RSK vertreten. Außerdem arbeiten 7 GRS-Sachverständige in 13 RSK-Ausschüssen mit.

Strahlenschutzkommission (SSK)

In 3 SSK-Ausschüssen war die GRS mit 2 Mitarbeitern vertreten.

- Kerntechnischer Ausschuß (KTA)

Für den Kerntechnischen Ausschuß als regelgebendes Gremium stellt die GRS 2 Mitglieder und 2 Ersatzmitglieder. Ferner waren 12 GRS-Sachverständige an den Arbeiten in 13 KTA-Unterausschüssen beteiligt. An den 53 laufenden Regelvorhaben in den beauftragten Arbeitsgremien arbeiteten 25 GRS-Sachverständige mit.

- Sonstige Gremien

In 6 Sicherheitsbeiräten für Kernkraftwerke und 3 technisch-wissenschaftlichen Beiräten waren insgesamt 5 GRS-Mitarbeiter vertreten.

Mitarbeit in internationalen Gremien

- International Atomic Energy Agency (IAEA)

Insgesamt 3 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 arbeiteten 5 GRS-Sachverständige bei folgenden CEC-Gremien mit:

- Ausschuß für Wissenschaft und Technik (AWT) der Kommission der Europäischen Gemeinschaften
- Working Group No. 1 „Safety of Light Water Reactors Methodology, Criteria, Codes and Standards"
- Beratender Verwaltungs- und Koordinierungsausschuß (BVKA 5)
- LOBI-B Working Group.

- Organization for Economic Cooperation and Development (OECD)

Die GRS stellte ein Mitglied des „Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)". 8 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
- Group on LWR Safety R & D.

In 7 Subgroups/Taskgroups waren weitere 6 GRS-Mitarbeiter tätig.

- Sonstige internationale Tätigkeiten

Ein GRS-Angehöriger ist Mitglied der österreichischen Reaktorsicherheitskommission.

12 Berichte, Veröffentlichungen, Vorträge

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 1987 folgende Berichtsreihen, Informationsdienste und sonstige Schriften erarbeitet und veröffentlicht:

GRS-Berichtsreihen

- Jahresbericht
- GRS-Berichte
- Stellungnahmen zu Kernenergiefragen

GRS-Informationsdienste

- Translations – Safety Codes und 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-Sigel mit laufender Nummer und Datum. Im Berichtszeitraum sind folgende GRS-Berichte erschienen:

Ergebnisse neuerer Sicherheitsanalysen
Tagungsbericht, 10. GRS-Fachgespräch, Köln, 12. – 13. 11. 1986
GRS-64 (März 1987)

Empfehlungen der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) 1984-1986 (Band 6)
GRS-65 (Oktober 1987)

Merz, E., und R. Nowak:
Entsorgung radioaktiver Abfälle. Verwahrform hochaktiver Abfälle aus der Wiederaufarbeitung
GRS-66 (Oktober 1987)

Huber, J., W. Mester und W. Thomas:
Sicherheitsaspekte der Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen
GRS-67 (Oktober 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-Sigel 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 2 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 11 Faltblätter vor:

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

Sonstige Veröffentlichungen

Im Auftrag des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

(BMU) übernahm die GRS im Berichtszeitraum Zusammenstellung, Druck und Versand für:

Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, 11. Ergänzung, September 1987

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 1986
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Pressedienst des BMU, Bonn, Oktober 1987

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

Band 6: Empfehlungen der Strahlenschutzkommission 1985/1986
Band 7: Auswirkungen des Reaktorunfalls in Tschernobyl auf die Bundesrepublik Deutschland
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
Gustav Fischer Verlag, Stuttgart, New York, 1987

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:

Azodi, D.:
Bruchmechanische Analysen an betriebsgeschädigten Rohrleitungen
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz"
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1987-167

Bachmann, P., P. Eisert, P. Gruner, W. Kuntze, H. Schulz (GRS), J. Eibl und F. H. Schlüter (Universität Karlsruhe):
Round Robin Pretest Analyses of a 1:6-Scale Reinforced Concrete Containment Model Subject to Static Internal Pressurization
NUREG/CR-4913 SAND 87-0891 R1 and RD

Baltes, B.:
Temperaturfeldberechnung im Nahbereich eines HAW-Endlagers – Neue Planungsvorgaben –
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz"
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-139

Bastl, W., und H. Hoffmann:
Advances in the Development of a Computer-Aided Information System (RIS) for the Operation of Nuclear Power Plants
Kerntechnik, 2/1987

Biesold, H., und G. Haider:
Untersuchungen zum Vergleich der Toxizität von radioaktiven Abfällen mit Elementen in einer Endlagerstätte und im Filterstaub
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz"
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1987-155

Birkhofer, A.:
Änderungen durch Tschernobyl? Sicherheitsbewertung deutscher Kernkraftwerke
Energiewirtschaftliche Tagesfragen, Heft 4, 1987

Birkhofer, A.:
Sicherheit deutscher Kernkraftwerke
Atomwirtschaft-Atomtechnik, Heft 10, 1987

Birkhofer, A.:
Reaktorsicherheit nach Tschernobyl
Politische Studien, Zweimonatsschrift für Politik und Zeitgeschehen, 37. Jahrgang, Band 290

Birkhofer, A., und K. Köberlein:
Sicherheitsrelevante technologische Trends, Möglichkeiten ihrer Beherrschung und Bedarf an Risikoabsicherung
Festschrift „Gesellschaft und Unsicherheit" zum Jubiläum der Bayerischen Rückversicherung AG, München

Birkhofer, A., und K. Köberlein:
Safety Aspects of Technological Trends and their Influence on Risk Cover Requirements
„Society and Uncertainty", Hrsg.: Verlag Versicherungswirtschaft, Karlsruhe, 1987

Bogorinski, P.,B. Baltes und K.H. Martens:
Review of Computer Models Used for Post Closure Safety Assessment of Nuclear Waste Repositories in the FRG
Waste Management, Proceedings of the Symposium on Waste Management at Tucson, Arizona, 1. – 5. 3. 1987

Bracht, K., und M. Tiltmann:
Untersuchungen zur kontrollierten Entlüftung eines DWR-Sicherheitsbehälters bei schweren Unfällen mit Kernschmelzen
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz"
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-141

Butz, H.-P., und H. May:
Tschernobyl – ein Jahr danach. Strahlenschutz und Sicherheitsdiskussion in Deutschland
ENERGIE, Heft 4,1987

Chakraborty, A. K. (GRS), K. H. Klatt, R. D. Konrad und H. Wenzl (KFA):
Beurteilung des Potentials zur Verhinderung brennbarer H_2-Gemische bei Unfallbedingungen in LWR's unter Nutzung katalytisch wirkender Metallfolien
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz"
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1987-159

Clemente, M., W. Frisch, S. Langenbuch und J. P. Weber:
Analyse und erste Bewertung des Unfallablaufs in Tschernobyl bis zur Leistungsexkursion
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz"
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-140

Eisert, P., und A. Höfler:
Untersuchungen zur Grenztragfähigkeit des Sicherheitsbehälters von Druckwasserreaktoren
Jahrestagung Kerntechnik, Tagungsband, ISSN 0720-9207, 1987

Erlenwein, P., W. Frisch, P. Kafka, R. Kirmse und S. Langenbuch:
Assessment of Safety-Relevant Aspects of KWU's 200 MW (thermal) Nuclear District Heating Plant Concept
Nuclear Technology, November1987

Erven, U., und K. Kotthoff:
Der Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl – Ablauf und Bewertung
GIT-Fachzeitschrift für das Laboratorium 11/87

Farber, G.:
Betriebserfahrungen und Reaktorsicherheit – Bericht über das 11. GRS-Fachgespräch
Atomwirtschaft-Atomtechnik, Heft 12, 1987

Firnhaber, M., und W. Chr. Müller:
Evaluation of a German Standard Problem on the Statics and Dynamics of a Large Pipe
Transactions of SMIRT-9, A. A. Balkema, Rotterdam, Brookfield, 1987

Friederichs, H. G., und E. Schrödl:
Neue Ergebnisse zur Spaltproduktfreisetzung aus dem Kern und Reaktorgebäude
Technische Mitteilungen 2 (1987)

Gerhardt, H. J. (BMU), und P. A. Gottschalk (GRS):
Nuclear Power Plant Licensing and Supervision in the FRG
GRS/BMU, November1987

Goßner, S.:
Vereinbarkeit von kerntechnischen Regeln und Richtlinien mit fortschrittlichen leittechnischen Einrichtungen und Konzeptionen
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz"
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-131

Gottschalk, P. A., u. a.:
Konzept zur Unterstützung der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken mit probabilistischen Methoden – Statusbericht –
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz"
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-133

Gottschalk, P. A., K. Köberlein und W. Werner:
Safety Goals and Dose-Frequency Criteria to Control Individual Risk
Proceedings IAEA-CN-48/215 der International Conference on Nuclear Power Performance and Safety, Wien, 28. 9. – 2. 10. 1987

Grebner, H., und A. Höfler:
Elastic-Plastic Finite Element Analysis of a Pipe Elbow with Longitudinal Through Crack Loaded by Internal Pressure
Proceedings of Int.Conference on Finite Elements in Engineering Applications, Stuttgart, 1987

Grebner, H., und J. Sievers:
Elastic-Plastic Calculations of the Fracture Mechanical Behaviour of a Precracked Pressure Vessel with Fluid-Structure Interaction
Computers & Structures 1/2, Vol. 26, 1987

Hauptmanns, U., M. Herttrich und W. Werner:
Technische Risiken – Ermittlung und Beurteilung
Springer Verlag, Berlin – Heidelberg – New York, 1987

Heuser, F. W.:
Risikountersuchungen zu Unfällen in Kernkraftwerken
Technische Mitteilungen 2 (1987)

Hörtner, H.:
Zuverlässigkeitsuntersuchungen für Sicherheitssysteme und ihr Vergleich mit Auswertungen von Betriebserfahrungen
Technische Mitteilungen 2 (1987)

Holzhauer, U., W. Mester, H.-G. Mielke und H. Uhlenbruck:
Daten zu kerntechnischen Anlagen und Verfahren des Brennstoffkreislaufs und der Entsorgung
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz"
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1987-146

Kafka, P.:
The Chernobyl Accident: A Challenge on PSA as a Tool for the Prediction of Event Scenarios Beyond the Design Basis and for Safety Improvements?
Transactions of SMIRT-9, A. A. Balkema, Rotterdam, Brookfield, 1987

Keusenhoff, J.:
Das Bersten von Brennstabhüllrohren aus Zirkaloy unter Innendruckbelastung. Eine Auswertung experimentell begründeter Rechenmodelle.
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz"
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1987-189

Khan, H. A., I. E. Qureski, J. Khalid (PINSTECH), P. A. Gottschalk (GRS), P. Vater und R. Brandt (Universität Marburg):
On the Determination of Reaction Product Parameters Using Muscovite Mica Detectors
Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, B28, 1987

Kotthoff, K., und U. Erven:
Stand der Analysen des Tschernobyl-Unfalls
Technische Mitteilungen 2 (1987)

Lange, F. (GRS), N. Kelly, S. Harbison (HM NII Chilton), E. Gilby (Gilby Ass.) und B. Tolley (CEC DG):
Safety Objectives for NPPs in Terms of Dose-Frequency Targets:
A Comparison Exercise Performed by the CEC on Dose-Assessment within a Licensing Framework
Probabilistic Safety Assessment and Risk Management, PSA 87, Vol. 3, 1987, Verlag TÜV Rheinland

Lange, F.:
Risk Assessment with Intertran for a Subset of Transports of Radioactive Materials in the FRG
Proceedings of PATRAM'86, IAEA-SM-286/14, Vol. 1

Lange, F., W. Müller, W. Wurtinger (GRS), H. P. Berg und B. Thomauske (PTB):
Safety Analysis as a Basis for the Design and Construction of the Konrad Repository
Proceedings of the IAEA Symposium „Siting, Design, and Construction of Underground Repositories for Radioactive Waste", Hannover, 3. – 7. 3. 1987

Langhans, J., und J. Grotkamp:
Verification of the Atmosphere Response on Sodium Boiling in Contain
Transactions of SMIRT-9, A. A. Balkema, Rotterdam, Brookfield, 1987

Langhans, J.:
Verifications of Contain by Comparison with Results Obtained by CACECO
Transactions of SMIRT-9, A. A. Balkema, Rotterdam, Brookfield, 1987

Liemersdorf, H.:
Beurteilung der Brandgefahr in kerntechnischen Anlagen
Technische Mitteilungen 2 (1987)

Liemersdorf, H. (GRS), und R. Wittmann (KWU):
Fire Protection in Nuclear Power Plants Similarities and Differences between the Fire Protection Concepts of the USA and the FRG
VGB-Kraftwerkstechnik (englischsprachige Ausgabe), Vol. 66, No. 7, July 1987

Martens, R., K. Maßmeyer, W. Pfeffer, G. Haider und G. Morlock:
Bestandsaufnahme und Bewertung der derzeit genutzten atmosphärischen Ausbreitungsmodelle
GRS, Mai 1987

Maßmeyer, K., R. Martens und W. Pfeffer:
Fortschrittliche Ausbreitungsmodelle für Störfall-/Unfallanalysen
Technische Mitteilungen 2 (1987)

Mester, W.:
Tätigkeiten der OECD/NEA, der EG und der IAEA auf dem Gebiet der Behandlung radioaktiver Abfälle
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz"
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-142

Mohiuddin, G.M.:
Untersuchungen zum Verhalten eines Pfeilers unter Berglast und bei der geothermischen Temperatur mit dem Rechenprogramm STEALTH
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz"
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1987-157

Saglietti, F., und M. Kersken:
Quantitative Assessment of Fault-Tolerant Software Architecture
Proceedings: 3rd International GI/ITG/GMA Conference on Fault-Tolerant Computing Systems, Bremerhaven, 9. – 11. 9. 1987, Springer-Verlag

Schubert, J. D.:
Kernweite probabilistische Brennstoffanalyse für einen 1300-MW-Reaktor mit 18 × 18 Bündelgeometrie
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz"
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1987-145

Sievers, J.:
Ductile Fracture Mechanical Analyses of Thermal Shock Experiments
Transactions of SMIRT-9, A. A. Balkema, Rotterdam, Brookfield, 1987

Sievers, J., und H. Grebner:
Dynamische Berechnungen zum Leckköffnungsverhalten eines Behälters
Jahrestagung Kerntechnik, Tagungsband, ISSN 0720-9207, 1987

Voggenberger, T., W. Frisch, J. P. Weber, R. Gill und A. Hoeld:
Transientenanalysen für Leichtwasserreaktoren – Abschlußbericht –
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz"
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-136

Weber, W., B. Gmal und W. Heinike:
Kritikalitätsberechnung von Standardproblemen zur Auflösung von abgebranntem Brennstoff
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz"
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-158

Werner, W., P. A. Gottschalk und K. Köberlein:
Probabilistic Safety Criteria for Nuclear Installations: Dose-Frequency Targets in Terms of Limit Lines
Probabilistic Safety Assessment and Risk Management, PSA 87, Vol. III, Verlag TÜV Rheinland, 1987

GRS-Jahresbericht 1987

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:

Baltes, B., U. Holzhauer (GRS) und M. H. Bloser (BMU):
Safety Analyses for the Post on Phase of Final Repositories of Radioactive Waste
Waste Management 87, Tucson, 1. – 5. 3. 1987

Bastl, W.:
Main Results of the Reactor Information System (RIS) Project
Enlarged Halden Program Group Meeting, Strömstad, 12. – 15. 5. 1987

Bastl,W.:
Integrated Disturbance Analysis (IDA), a Basis for Expert Systems in Nuclear Power Plants
Artificial Intelligence and other Innovative Computer Applications in the Nuclear Industry, ANS Topical Meeting, Snowbird, 31. 8. – 2. 9. 1987

Bauernfeind, V.:
Vibration Monitoring of a Four Loop PWR
Model Investigations of the Sensitivity of the Monitored Signals on Mechanical Failures
SMORN V-Konferenz, München, 12. – 16. 10. 1987

Beliczey, S., und H. Schulz:
Ermittlung von Eintrittshäufigkeiten für Lecks und Brüche von DWR-Rohrleitungen
Jahrestagung Kerntechnik, Karlsruhe, 2. – 4. 6. 1987

Beraha, D., und T. Voggenberger:
Status of the German Nuclear Plant Analyzers
Enlarged Halden Program Group Meeting, Strömsand, 12. – 15. 5. 1987

Beraha, D.:
Analyse-Simulator
Fachtagung „Mensch und Chip in der Kerntechnik", DAtF, Bonn, 27. – 28. 10. 1987

Birkhofer, A.:
Internationale Aspekte der Reaktorsicherheit
Gesellschaft für Auslandskunde, München, 23. 3. 1987

Birkhofer, A., A. Jahns und P. A. Gottschalk:
FRG Approach to Nuclear Safety and Recent Operating Experience
United Nations Conference for the Promotion of International Cooperation in PUNE, Genf, 23.3. – 10. 4. 1987

Birkhofer, A.:
Sicherheitsproblematik der Kernkraftwerke
Präsentation zur Sachdiskussion zum Thema Reaktorsicherheit des Bezirksverbandes Pfalz, Bad Dürkheim, 8. 4. 1987

Birkhofer, A.:
Aktuelle Fragen der Reaktorsicherheit
Jahresmitgliederversammlung der VDEW, Landesgruppe Rheinland-Pfalz, Koblenz, 2. 4. 1987

Birkhofer, A.:
Impact of the Chernobyl Accident in Nuclear Safety of the FRG
Anticipated and Abnormal Transients in Nuclear Power Plants, ANS Topical Meeting, Atlanta, 12. – 15. 4. 1987

Birkhofer, A.:
Risikoanalysen zu Anlagen des Brennstoffkreislaufs
Symposium über die Entsorgung von Kernkraftwerken, München, 18. – 21. 5. 1987

Birkhofer, A.:
Sicherheit deutscher Kernkraftwerke
Jahrestagung Kerntechnik 87, Karlsruhe, 2. – 4. 6. 1987

Birkhofer, A.:
Sicherheitsaspekte der Energiegewinnung aus der Kernspaltung
Schäffer-Club, Bonn, 13. 10. 1987

Birkhofer, A.:
Sureté Nucléaire et experience internationale
CEA, Frankreich, Paris, 16. 10. 1987

Birkhofer, A., und F. W. Heuser:
Probabilistische Sicherheitsanalysen und Risikountersuchungen in der Bundesrepublik Deutschland
SFEN-KTG-Kernenergieseminar, Paris, 20. 10. 1987

Bogorinski, P., und B. Baltes:
Review of Computer Models Used for Post Closure Safety Assessment of Nuclear Waste Repositories in the FRG
Waste Management 87, Tucson, 1. – 5. 3. 1987

Brenig, H. W., und H. Liemersdorf:
The Practical Application of Computer Codes for the Description of Fire Effects
CIB W 14 Workshop on fire modelling, Berlin, 16. – 17. 3. 1987

Butz, H.-P.:
Sicherheit der deutschen Kernkraftwerke und die Folgen von Tschernobyl
Abendveranstaltung der Kolpingfamilie Troisdorf, Troisdorf, 13. 1. 1987

Butz, H.-P.:
- *Grundlagen und Grundbegriffe der Reaktorphysik*
- *Reaktortechnik: Konstruktion und Betrieb von Kernreaktoren zur Stromerzeugung*
- *Grundsätze der Reaktorsicherheit in der Bundesrepublik Deutschland, ihre technische Realisierung und Überwachung*

Weiterbildungslehrgang für ABC-Abwehrstabsoffiziere in Kommandobehörden als Berater in radiologischen Gefährdungslagen, Sonthofen, 28. 4. – 30. 4. 1987

Butz, H.-P.:
Sicherheitsanforderungen an kerntechnische Anlagen
Wochenendseminar „Kerntechnik – Erfordernis zur sicheren Energieversorgung?" der Gesellschaft für Liberale Politik in Rheinland-Pfalz, Höhr-Grenzhausen, 2. – 4. 10. 1987

Caie, A., A. Schaefer und E. Morris:
The ALMOD 4 Computer Program for Analysis of Reactor Plant Transients: Developments for Steam Line Break Analysis of Sizewell „B"
Anticipated and Abnormal Transients in Nuclear Power Plants
ANS Topical Meeting, Atlanta, 12. – 15. 4. 1987

Cal de la, C., M. F. Lozano, P. Moreno, E. Larrea, J. E. Miró und M. Novo:
Transient Analysis for the Trillo I plant using the codes RELAP 5/MOD 2 and ALMOD 4
XIII Reunion Annual de la SNE, La Toja, 7. – 9. 10. 1987

Clemente, M.:
Analyse und Bewertung des Unfallablaufes in Tschernobyl
Seminar des Beschleuniger-Laboratoriums der Ludwig-Maximilians-Universität der TU München, Garching, 15. 1. 1987

Eisert, P., und A. Höfler:
Untersuchungen zur Grenztragfähigkeit des Sicherheitsbehälters von Druckwasserreaktoren
Jahrestagung Kerntechnik, Karlsruhe, 2. – 4. 6. 1987

Farber, G.H.:
Experience Gained from the Impact of Regulation and Training Measures on Shift Personnel Qualification in the Federal Republic of Germany
CSNI Specialist Meeting on Training of Nuclear Reactor Personnel, Orlando, 21. – 24. 4. 1987

Felkel, L.:
Expertensysteme: Möglichkeiten und Grenzen
Fachtagung „Mensch und Chip in der Kerntechnik", DAtF, Bonn, 27. – 28. 10. 1987

Firnhaber, M., und W. Ch. Müller:
Evaluation of a German Standard Problem on the Statics and Dynamics of a Large Pipe
9th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT), Lausanne, 17. – 21. 8. 1987

Freund, J.:
Das Kerntechnische Regelwerk
Kolloquium des Instituts für Kernenergetik und Energiesysteme der Universität Stuttgart, 11. 12. 1987

Frisch, W., J. E. Miró und A. Schäfer:
Application of ALMOD 4 to Steam Generator Tube Break Events. Anticipated and Abnormal Transients in Nuclear Power Plants
ANS Topical Meeting, Atlanta, 12. – 15. 4. 1987

Frisch, W.:
Design for Events
IAEA Training Course on Instrumentation and Control of Nuclear Power Plants, Karlsruhe, 14. 10. 1987

Frisch, W., und S. Langenbuch:
Preliminary Evaluation of the Initiation Phase of the Chernobyl Accident
IAEA Meeting on Reactivity Transient Accidents, Wien, 17. – 20. 11. 1987

Glaeser, H. G.:
Summary of LP-FP-1 Thermal Hydraulic Analysis Using TRAC-PF1/MOD1 (12.5)
OECD-LOFT Experts Meeting on LP-FP-1 Analysis, Garching, 28. 1. 1987

Glaeser, H. G.:
LP-FP-1 Thermal-Hydraulic Simulation Using TRAC-PF1/MOD1 (12.5)
OECD-LOFT Specialist Meeting on Large Break LOCA, Grindelwald, 25. – 26. 3. 1987

Glaeser, H. G.:
An Evaluation of Karlstein and UPTF Counter Current Flow Limitation Date Using a New Scaling Parameter
2D/3D Coordination and Analysis Meeting, Washington D.C., 2. – 6. 11. 1987

Goßner, S., H. Schüller (GRS) und G. Glöe (TÜV Norddeutschland):
Software- und Hardware-Qualifizierung
Fachtagung „Mensch und Chip in der Kerntechnik", Deutsches Atomforum, Bonn, 27. – 28. 10. 1987

Gottschalk, P. A.:
„Safety Goals" für nukleare Anlagen im internationalen Vergleich
Eidgenössisches Institut für Reaktorforschung, Würenlingen, März 1987

Gottschalk, P. A.:
Reliability Analyses for Safety Systems: Applications in the Licensing, Recent Results of the German Risk Study (Phase B), Examples of PSC's at the Safety System/ Safety Function Level
IAEA Technical Committee, Wien, 16. 9. 1987

Gottschalk, P. A.:
Tschernobyl und die Lehren für die Reaktorsicherheit
Direktionssitzung der OPD, Köln, September 1987

Gottschalk, P. A.:
Safety Goals and Dose-Frequency Criteria to Control Individual Risk
Intern.Conference on Nuclear Power Performance and Safety, IAEA, Wien, 28. 9. – 2. 10. 1987

Grebner, H., und J. Sievers:
Elastic-Plastic calculations of the fracture mechanical behaviour of a precracked pressure vessel with fluid-structure interaction
6th Conf.of Nonlinear Finite Element Analysis and ADIN, Cambridge, USA, 10. – 12. 6. 1987

Gründler, D., und W. Wurtinger:
Specification of Safety Requirements on Waste Packages with Respect to Practicable Quality Control Measures
Waste Management 87, Tucson, 1. – 5. 3. 1987

Gruner, P., F. W. Heuser und J. Rohde:
German Risk Study, Phase B. Results on Servere Accident Analysis
PSA 87 Conference, Zürich, 31. 8. – 4. 9. 1987

Harbison, S. A. (HMN II), G. N. Kelly (CEG), B. V. Gilby (Gilby Ass.), F. Lange, P. A. Gottschalk (GRS) und B. J. Tolley (CEC):
Activities within the European Community Related to Safety goals for Nuclear Power Plants, International Atomic Energy Agency
International Conference on Nuclear Power Performance and Safety, Wien, 28. 9. – 2. 10. 1987

Hauptmanns, U.:
Fault Tree Analysis and its Application to an Exothermal Reaction
UNIDO Workshop on Hazurdous Waste Management, Industrial Safety, and Emergency Planning, Wien, 22. – 26. 6. 1987

Hauptmanns, U., und H. Hennecken (BEST):
Risk Management in the Process Industry
PSA 87 Conference, Zürich, 30. 8. – 4. 9. 1987

Hauptmanns, U., H. R. Seel und R. Morcillo (INYPSA):
Estudio de Fiabilidad del Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar de la C. N. de Ascó
XIII Reunión Annual de la SNE, La Toja, 7. – 9. 10. 1987

Heuser, F. W., H. Hörtner und E. Kersting:
Risikountersuchungen zur Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken
Jahrestagung Kerntechnik 1987, Karlsruhe, 2. – 4. 6. 1987

Hicken, E. F.:
Forschungsarbeiten zu Ereignissen mit schweren Kernschäden
Übersichtsvortrag, Behördenseminar, Köln, 12. – 13. 5. 1987

Hicken, E. F.:
UPTF – A Decisive Step in the Assessment of Full Size Plant Behaviour
UPTF Statusgespräch, Mannheim, 21. 5. 1987

Hicken, E. F.:
Aktuelle Aspekte in der Reaktorsicherheitsdiskussion
IKE-Kolloquium SS 1987, Stuttgart, 10. 7. 1987

Hicken, E.F.:
Accident Management Measures to Prevent Accidents or to Mitigate its Consequences for LWR's in the FRG
9th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT), Lausanne, 17. – 21. 8. 1987

Hicken, E. F., U. Erven und E. Kersting:
German Accident Management Program
15th Water Reactor Safety Information Meeting, Gaithersburg, 26. – 29. 10. 1987

Hicken, E. F.:
Accident Management Maßnahmen in Leichtwasserreaktoren
Seminar über Reaktortechnik, Universität Karlsruhe, 12. 11. 1987

Hicken, E. F.:
Severe Accidents, Status of Research and Technical Counter-Measures for LWR's in the FRG
Nordic Seminar on Activity Releases, Risø, 1. – 2. 12. 1987

Hicken, E. F.:
Major Issues in Safety Research in the FRG
International Symposium on Nuclear Safety, Tokio, 8. – 10. 12. 1987

Hoeld, A.:
Theoretical Treatment of Neutron-Kinetic and Thermohydrodynamic Problems in NPP-S
8th International Summer School on Nuclear Physics, Varna, 19. – 28. 10. 1987

Hömke, P., und A. Bechtel:
Die Wiederkehrende Prüfung von Sicherheits- und Entlastungsventilen.Verbesserung der Sicherheit und Verfügbarkeit bestehender KKW,
Brugg, 23. – 25. 11. 1987

Höppner, G., W. Frisch, J. E. Miró, D. Pietrzak, A. Schaefer und T. Voggenberger:
ALMOD4-Analysis of PWR Station Blackout-ATWS; LOBI Experiment in Comparison with the Real Plant Anticipated and Abnormal Transients in Nuclear Power Plants
ANS Topical Meeting, Atlanta, 12. – 15. 4. 1987

Höppner, G. (GRS), P. Siltanen und J. Kotro (IVO-Finland):
Analysis of Loss of Off-Site Power ATWS in VVER-440 Concept
ANS Winter Meeting, Los Angeles, November 1987

Hörtner, H.:
German Risk Study, Phase B – Results of the Event Tree and Fault Tree Analyses
PSA 87 Conference, Zürich, 30. 8. – 4. 9. 1987

Hörtner, H., und J. von Linden:
German Risk Study – Influences of Data Base, Minimal Requirements and System Modifications
9th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT), Lausanne, 17. – 21. 8. 1987

Jahn, H., und B. Schwinges:
RALOC/MOD2/85 – A Model to Describe Fire Induced Distribution of Atmosphere Components and Energy in Buildings and Systems
CIB W 14 Workshop on Fire Modeling, Berlin, 16. – 17. 3. 1987

Jahns, A.:
Reaktorsicherheit in der Bundesrepublik Deutschland
Vortrag im Rahmen einer Veranstaltung der Kreissparkasse Köln, Köln, 6. 10. 1987

Kafka, P., und J. Huber:
Evaluation of Data Base for the „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke" (DRS) with Respect to the Availability of Net Components
Workshop on Fusion Device Reliability and Availability, Garching, 3. – 4. 2. 1987

Kafka, P., und H. Polke:
Intelligent Decision Aids for Abnormal Events in Nuclear Power Plants
SMIRT-9, Postconference Seminar Nr. 7, München, 24. – 25. 8. 1987

Kafka, P., H. Schäfer und H. R. Seel:
Contribution to the Reliability Assessment of Repairable Systems
IAEA Workshop, „Advances in Reliability Analysis and Probabilistic Safety Assessment", Budapest, 7. – 11. 9. 1987

Kafka, P.:
Methodology for Probabilistic Safety Assessment
Seminar Nuclear Engineering Research and Design Institute, Shanghai, 21. – 26. 9. 1987

Kafka, P.:
Application of Probabilistic Safety Assessment to Safety of Nuclear Power Plants
State of the Art on Safety Analyses and Licensing of Nuclear Power Plants, Varna, 2. – 6. 11. 1987

Kersting, E.:
Untersuchungen über Eingriffsmöglichkeiten bei Störfällen mit Ausfall von Sicherheitsfunktionen
GRS-Fachgespräch 1987 „Betriebserfahrungen und Reaktorsicherheit", München, 29. – 30. 10. 1987

Kirmse, R.:
„Licensing Rules and Guidelines in the Federal Republic of Germany for the PWR Design Base Accident – Loss of Primary Coolant within the Containment"
XIII Reunion Annual de la SNE, La Toja, 7. – 9. 10. 1987

Kirmse, R., und P. K. Malhotra (NPB, Bombay):
Post-Test-Analyses of GE-Vessel Blowdown Tests # 5803-2 (Bottom Leak) and # 5702-16 (Top Leak) with Code ATHLET
Beitrag für den 2nd International Workshop on Two-Phase Flow Fundamentals Troy, New York, März 1987

Kordis, I., A. Jerele, A. Hoeld, B. Mavko und W. Frisch:
Transient Analysis and Validation with the KRSKO Version of the ALMOD Code
„Anticipated and Abnormal Transients in Nuclear Power Plants", ANS Topical Meeting, Atlanta, 12. – 15. 4. 1987

Kuntze, W. M., P. Gruner, P. Eisert (GRS) und F. H. Schlüter (Universität Karlsruhe):
Failure Analysis of a 1/6th Scale Reinforced Concrete Containment under Increasing, Internal Pressure
2nd International Seminar on Containment of Nuclear Reactors, Lausanne, 24. – 25. 8. 1987

Lange, F., und H. P. Berg (PTB):
Berechnungsgrundlagen zur Ableitung von Anforderungen an Aktivitätsinventare von Abfallgebinden für die Betriebsphase des geplanten Endlagers Konrad
Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V., Basel, 6. – 9. 10. 1987

Langenbuch, S., K. Velkov und F. M. Wagner:
Thermal Reactor Data Approximation for Real-Time Application
International Conference on Neutron Physics, Kiew, 21. – 25. 9. 1987

Langenbuch, S., und M. Clemente:
The use of the 3D reactor core model QUABOX/CUBBOX-HYCA in safety review of core design and accident analyses
XIII Réunion Annual de la SNE, La Toja, 7. – 9. 10. 1987

Langhans, J., und T. Grotkamp:
Verification of the Atmosphere Response on Sodium Boiling in Contain
9th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT), Lausanne, 17. – 21. 8. 1987

Langhans, J.:
Verification of Contain by Comparison with Results Obtained by Caceco
9th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT), Lausanne, 17. – 21. 8. 1987

Langhans, J.:
Fast Breeder Reactor Building, Severe Accident Loading and Ultimate Capacity
Post-SMIRT-9-Conference Seminar „Containment of Nuclear Reactors", Lausanne, 24. – 25. 8. 1987

Langhans, J.:
Verification of Contain by Comparison with Results Obtained by CACECO
Contain-FBR Meeting, PNC Oarai Engineering Center (OEC), Ibaraki-Ken, 30. 11. – 3. 12. 1987

Langhans, J., und T. Grotkamp:
Verification of the Atmosphere Response of Sodium Boiling in Contain
Contain-FBR Meeting, PNC Oarai Engineering Center (OEC), Ibaraki-Ken, 30. 11. – 3. 12. 1987

Langhans, J.:
LMFBR-activities Influencing Contain Development and Application in GRS
Contain-FBR Meeting, PNC Oarai Engineering Center (OEC), Ibaraki-Ken, 30. 11. – 3. 12. 1987

Liemersdorf, H.:
Airplane Crash/Missiles, Fire and Flood
SMIRT Post Conference NCE-Seminar No. 10, Innsbruck, 24. – 25. 8. 1987

Lindauer, E.:
Regulation and Regulatory Guides for Safe Operation of NPP's in FRG
Interregional Training Course on Safety in Nuclear Power Plant Operation, Argonne National Laboratory, Argonne, 16.3. – 14. 4. 1987

Lindauer, E.:
Safety Standards and Regulations to Ensure Safe NPP Operations in the FRG
Interregional Training Course on Safe Operation of Nuclear Power Plants, Wejherowo, 11. – 19. 6. 1987

May, H.:
Funktion, Sicherheit und Risiko von Kernkraftwerken
Kolping-Bildungswerk, Köln, 21. 9. 1987

Mielke, H.-G., H.-P. Berg (PTB), D. Gründler und W. Wurtinger:
Ableitung und Spezifikation von sicherheitstechnischen Anforderungen an Abfallgebinde
Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz „Entsorgung", Basel, 6. – 9. 10. 1987

Miró, J. E., und J. C. Martinez-Murillo:
Consideration of Kinematic Non-Equilibrium in Two-Phase Flow using the Drift-Flux-Theory
XIII Reunion Annual de la SNE, La Toja, 7. – 9. 10. 1987

Olma, B. J., und B. Schütz:
Advanced Burst Processing Methods in loose Parts Monitoring
SMORN V - Konferenz, München, 12. – 16. 10. 1987

Pfeffer, W., H. Schnadt (IFU/TÜV Rhld.) und K. Burkart (KFA-INR):
Driving Time in Evacuations
CEC Workshop on Consequences of or Accidental Contamination of an Urbar Environment, Risø National Laboratory, Roskilde, Mai 1987

Pfeffer, W.:
Aspekte der Ausbreitungsmodellierung im Zusammenhang mit dem Notfallschutz in der Umgebung von kerntechnischen Anlagen
Seminar „Kernkraft und Umwelt" des Amtes für Wehrgeophysik, Traben-Trarbach, 31. 3. 1987

Reck, H., K. Bieniussa und H. J. Freund:
German Codes and Standards on Nuclear Power Plant Components, Recent KTA-Activities for Advanced Reactor Types
2rd International Seminar on Design Codes and Structural Mechanics Post-SMIRT, Lausanne, 24. – 25. 8. 1987

Reichart, G.:
How to Reduce Design and Construction Errors
Post-Conference Seminar No. 10 on Probabilistic Risk Assessment of Nuclear Power Plants for External Events, Innsbruck, 24./25. 8. 1987

Riegel, B.:
Loop Flow Behaviour in UPTF Test 3
2D/3D Coordination Meeting, Mannheim, 18. – 20. 5. 1987

Riegel, B.:
UPTF Test 8 – Condensation Effects and Post Test Calculation
2D/3D Coordination and Analysis Meeting, Washington, D.C., 2. – 6. 11. 1987

Rivero, C., A. Schaefer, J. E. Miró und T. Voggenberger:
Application of ALMOD 4 to the Simulation of a Westinghouse 3-loop PWR: Comparison of the Results with Plant Measurements and Parametric Study of the Accuracy for Different Integration Time-steps
XIII Reunion Annual de la SNE, La Toja, 7.-9.10.1987

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. 4. 1987

Sädtler, E.:
A Modular Multi-Microcomputer System for On-line Vibration Diagnostics
SMORN V-Konferenz, München, 12. – 16. 10. 1987

Saglietti, F., und M. Kersken:
Quantitative Assessment of Fault-Tolerant Software Architecture
3rd International GI/ITG/GMA Conference on Fault-Tolerant Computing Systems, Bremerhaven, 9. – 11. 9. 1987

Schaefer, A., und G. Lerchl:
Modeling of Transients with the GRS System Code ATHLET. Anticipated and Abnormal Transients in Nuclear Power Plants
ANS Topical Meeting, Atlanta, 12. – 15. 4. 1987

Schäfer, H.:
Reliability Analysis of Repairable Safety Systems of a Reprocessing Plant Allowing for Tolerable System Downtimes
RECOD 87, Paris, 23. – 27. 8. 1987

Schäfer, H.:
Common Cause Failure Analysis Based on Operational Experience, Applied Methods and Insights in Dependency Structures
Advanced Seminar on Common Cause Failure Analysis in Probabilistic Safety Assessment, Ispra, 16. – 19. 11. 1987

Schulz, H., K. Bieniussa und H. J. Olligschläger:
Results of Design by Elastic and Inelastic Analysis, Conclusion for a Fast Breeder Component
9th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT), Lausanne, 17. – 21. 8. 1987

Schulz, H., und R. Sunder:
Erkenntnisse aus den Betriebserfahrungen für die Lebensdauerbeurteilung von Komponenten
GRS-Fachgespräch „Betriebserfahrungen und Reaktorsicherheit", München, 29. – 30. 10. 1987

Schütte, A. (RWE), D. Sommer, J. Weingarten und D. Wach:
Utility Experience in Reactor Noise Analysis in German LWR's
SMORN V-Konferenz, München, 12. – 16. 10. 1987

Schwarz, G.:
The Chernobyl Accident: Its Radiological Impact and Consequences in the FRG
Paper presented at the European Community Post-Chernobyl Workshop, Brüssel, 3. – 5. 2. 1987

Sievers, J., und H. Grebner:
Dynamische Berechnungen zum Lecköffnungsverhalten eines Behälters
Jahrestagung Kerntechnik, Karlsruhe, 2. – 4. 6. 1987

Sievers, J.:
Ductile fracture mechanical analyses of thermal shock experiments
9th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT), Lausanne, 17. – 21. 8. 1987

Simon, M.:
Selected Incident in the Federal Republic of Germany
Joint IAEA/NEA Technical Committee Meeting for Exchange of Information on Incidents im Nuclear Power Plants, Wien, 16. 9. 1987

Simon, M.:
Sicherheitsreserven bei der Beherrschung von Störungen
GRS-Fachgespräch „Betriebserfahrungen und Reaktorsicherheit", München, 29. – 30. 10. 1987

Sütterlin, L., und H. G. Riotte:
Seismic Events and other Extreme Loadings
SMIRT Post Conference NCE, Innsbruck, 24. – 25. 8. 1987

Sunder, R., und F. van Niekerk:
COMOS – an Online System for Problem Orientated Vibration Monitoring
SMORN V-Konferenz, München, 12. – 16. 10. 1987

Thomas, W., und R. Rimkus (TÜV Bayern):
Sicherheitstechnische Bewertung der Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf
Symposium über die Entsorgung von Kernkraftwerken, München, 18. – 21. 5. 1987

Thomas, W., H. Krug und W. Weber:
Criticality Safety Analysis for Fuel Cycle Facilities in the FRG
Internat. Seminar on Nuclear Criticality Safety, Tokio, 19. – 23. 10. 1987

Thomas, W., und B. Gmal:
Modeling of Criticality Accidents and their Environmental Consequences
ANS Winter Meeting, Los Angeles, 15. – 19. 11. 1987

Trambauer, K.:
Vorstellung der GRS-Codes bei KWU
ATHLET-SA, Erlangen, 15. 7. 1987

Trambauer, K.:
Processes Relevant to NPP Risk Studies
Cadarache, 17. 9. 1987

Trambauer, K., und P. Hofmann (KfK):
Current and Future LWR Severe Accident Related R + D facilities in FRG
Silver Spring, 19. – 23. 10. 1987

Trambauer, K.:
Simulation schwerer Störfälle innerhalb des Primärsystems von LWR's
Kernforschungszentrum Karlsruhe, 2. 2. 1987

Verstegen, C., und E. Lindauer:
Nutzung der Instandhaltungsunterlagen für den Erfahrungsrückfluß
GRS-Fachgespräch „Betriebserfahrungen und Reaktorsicherheit", München, 29. – 30. 10. 1987

Vojtek, I.:
Assessment of TRAC-PF1 Heat Transfer correlations
Paper presented at 2nd Specialist Meeting of the International Thermal- Hydraulic Code Assessment and Applications Program, Winfrith, Januar 1987

Vojtek, I.:
Prediction of Critical Heat Flux and Post-CHF Heat Transfer Components
Paper presented at ICAP-Post-CHF Heat Transfer Meeting, Winfrith, 22. – 25. 6. 1987

Wach, D., W. H. Dio (KWU) und A. Schütte (RWE):
Schadenfrüherkennungs- und On-line-Diagnosesysteme
Fachtagung „Mensch und Chip in der Kerntechnik", Deutsches Atomforum, Bonn, 27./28. 10. 1987

Wach, D.:
State of Application of Noise Analysis in German LWR's
4th US-Conference on Utility Experience in Reactor Noise Analysis, Rocky Hill, 12. – 14. 5. 1987

Wahba, A. B.:
The Fission Product Experiment LP-FP-1 and Status of the Analysis Experts Meeting, Garching, 28. 1. 1987

Wahba, A. B.:
Emergency Core Coolant Systems and their Effectiveness in Large Break LOCA
OECD-LOFT Specialist Meeting on Large Break LOCA, Grindelwald, 25. 3. 1987

Wahba, A. B.:
Preliminary Results of ATHLET Calculations for TMI-2 Phase 1
2nd CSNI Workshop, Gaithersburg, 15. – 16. 10. 1987

Wahba, A. B.:
Status of LP-FP-1 Experimental Analysis, Summary Report (EASR)
OECD-LOFT PRG-Meeting, Paris, November 1987

Weber, G., E. Schrödl und H. Jahn:
FIPLOC-Mehrraumrechnungen zu DEMONA-Experimenten
DEMONA-Abschlußkolloquium, Karlsruhe, 1. 6. 1987

Weber, G.:
FIPLOC-Multicompartment Analysis of the Spatial Aerosol Distribution Phenomena Observed in the DEMONA-Experiments
CEC/NEA Workshop on Water-Cooled Reactor Aerosol Code Evaluation and Uncertainty Assessment, Brüssel, 9. – 11. 9. 1987

Weber, J. P.:
Thermodynamische und neutronenphysikalische Analyse des Unfalls im Kernkraftwerk Tschernobyl
16. TTTK-Kolloquium der TU Berlin und der Universität Dortmund, Sölden, 21. – 28. 2. 1987

Weber, J. P.:
Störfallgruppen, Störfallabläufe – Transienten
K41 – 21.Lehrgang für Schichtpersonal in Kernkraftwerken, Schule für Kerntechnik, KfK Karlsruhe, 7. 12. 1987

Weber, J. P., und W. Burckhardt (TÜV Rheinland):
Simulation of the Transient Behaviour of the Mülheim-Kärlich Nuclear Power Station and Comparison with Startup Tests. Anticipated and Abnormal Transients in Nuclear Power Plants
ANS Topical Meeting, Atlanta, 12. – 15. 4. 1987

Weidlich, H., und T. Seidl (TÜV Bayern):
Die schutzzielorientierte Vorgehensweise bei der Auswahl sicherheitstechnischer Maßnahmen
GRS-Fachgespräch „Betriebserfahrungen und Reaktorsicherheit", München, 29. – 30. 10. 1987

Werner, W.:
Mathematical Problems in the Simualtion of Nuclear Power Plants
International Nuclear Simualtion Symposium and Mathematical Modeling Workshop, Schliersee, 13.-15. 10. 1987

Wolfert, K., und F. J. Winkler (KWU):
Experience with Use of RELAP5/MOD2 and TRAC-PF/MOD1 in the FRG
Gaithersburg, 26. – 29. 10. 1987

Wurtinger, W., und D. Gründler:
Safety Requirements for Waste Packages, the Basis for Acceptance Criteria of the Konrad Repository
Waste Management 87, Tucson, 1. – 5. 5. 1987

Redaktion: Dr. Renate Nowak
Gestaltung: Peter Höfl Grafik Design, Pulheim
Druck: Druck + Verlag J. Wegener GmbH & Co. KG, Dormagen
Satz: Fotosatz Klaus Götten, Köln