

Jahresbericht 1986

Gesellschaft
für Reaktorsicherheit
(GRS) mbH



Jahresbericht 1986

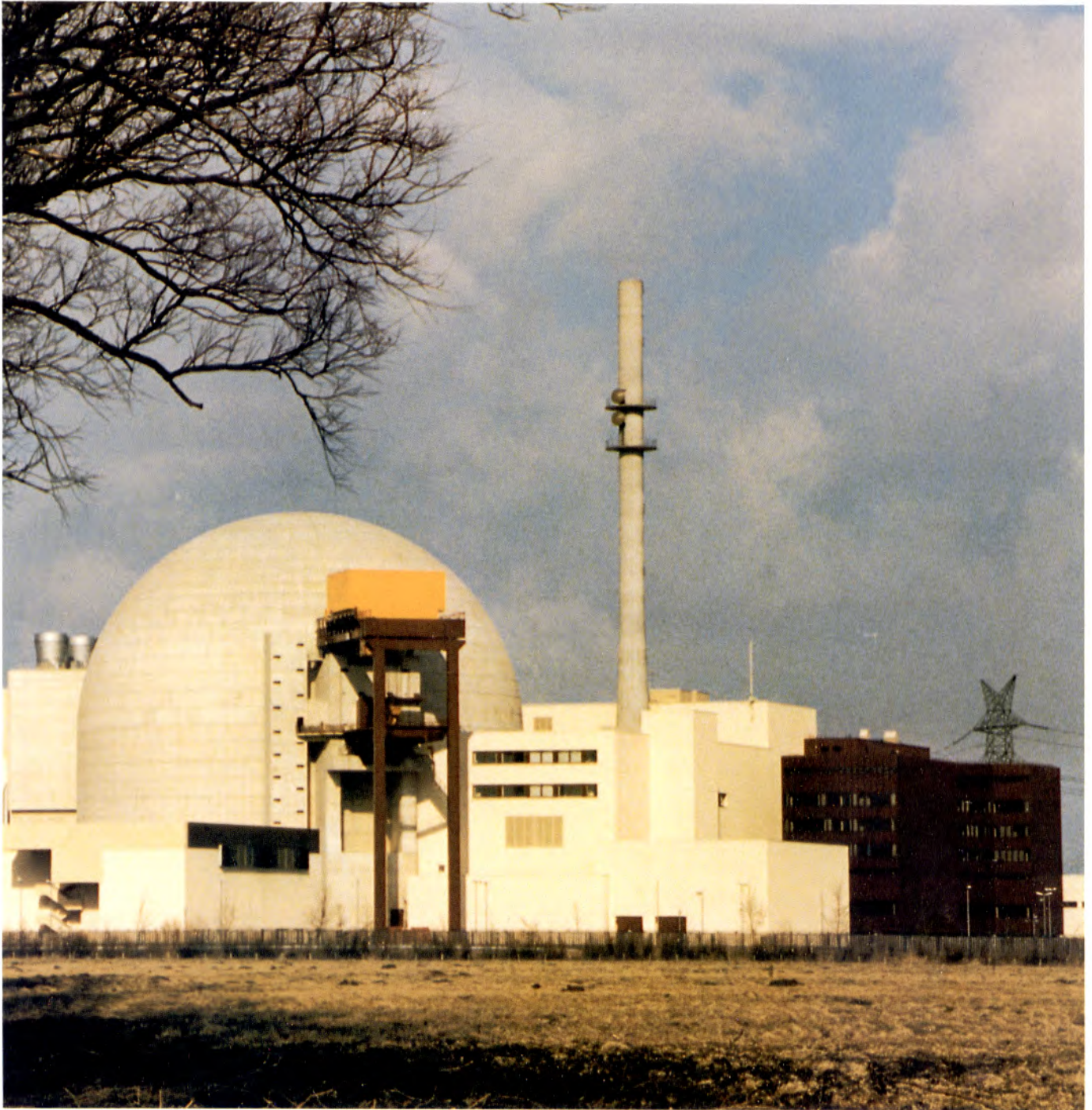
Gesellschaft
für Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

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



4 Das Versuchsatomkraftwerk Kahl, der erste Leistungsreaktor in der Bundesrepublik Deutschland, wurde nach 25jährigem Betrieb im November 1985 stillgelegt. (Foto: VAK)



Die Anlage Brokdorf, das jüngste Kernkraftwerk in der Bundesrepublik Deutschland, ging im Oktober 1986 in Betrieb. (Foto: KBR)

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

1 Einführung	9
2 10 Jahre GRS	10
3 Geschäftliche Tätigkeit und Organigramm	15
4 Die GRS: Aufgaben und Ziele	18
5 Vorhaben der GRS	19
6 Arbeitsschwerpunkte	22
6.1 Die Deutsche Risikostudie, Phase B	22
6.2 Stand der Entwicklung numerischer Methoden zur Sicherheitsbeurteilung von Kernreaktoren	25
6.3 Die analytische Versuchsbetreuung und Auswertung der UPTF-Experimente	26
6.4 Sicherheitsaspekte bei der Rezyklierung von Uran	28
6.5 Überwachung von computer-integrierten Fertigungsanlagen	31
6.6 COMOS – Ein On-Line-System zur problemorientierten Komponentenüberwachung	33
6.7 Bedeutung von Schutzziele bei Maßnahmen gegen auslegungsüberschreitende Zustände oder Abläufe in Kernkraftwerken	36
6.8 Analyse und Vergleich neuer atmosphärischer Ausbreitungsmodelle	38
6.9 Beitrag zur Bewertung der Unfallursachen in Tschernobyl durch Analyse des Kernverhaltens	41
6.10 Druckentlastungsvorgänge in der chemischen Verfahrenstechnik	44
6.11 Spezifizierung von Endlagerbedingungen im Hinblick auf eine praxisgerechte Produktkontrolle	47
6.12 Eintrittshäufigkeiten für Lecks und Brüche in Rohrleitungen	50
6.13 Erhöhung der Aussagekraft von Prüfungen	53
7 Forschungsbetreuung	56
8 Geschäftsstellen	60
8.1 RSK-Geschäftsstelle	60
8.2 SSK-Geschäftsstelle	64
9 KTA-Geschäftsstelle	68
10 Zehntes GRS-Fachgespräch	70
11 Daten- und Informationsverarbeitung	73
11.1 Einsatz der DV-Anlage	73
11.2 DV-gestützte Informationsvermittlung	75
12 Zusammenarbeit mit dem Ausland	77
12.1 Kontakte auf internationaler Ebene	77
12.2 Mitarbeit in internationalen Organisationen	77
12.3 Tätigkeiten für ausländische Stellen	78
12.4 Veranstaltungen	78
13 Mitarbeit in nationalen und internationalen Gremien	80
14 Berichte, Veröffentlichungen, Vorträge	81

Das Jahr 1986 war vom Unfall in Tschernobyl geprägt. Die realen Folgen, z.B. die Einschränkungen bei der Landwirtschaft und beim Nahrungsmittelgenuß, hat jeder erfahren. Es ist jedoch immer wieder darauf hinzuweisen, daß nicht unsere Technik, sondern eine andere, die nicht den hohen Sicherheitsanforderungen genügt, versagt hat. Vielen fällt es offensichtlich schwer, in diesem Punkt zu differenzieren.

Wir mußten angesichts des enormen öffentlichen Interesses bereit sein, eine Vielzahl von Informationen zu geben. Die GRS konnte dies nur durch weit überdurchschnittlichen Einsatz im Rahmen ihrer Möglichkeiten meistern. Hunderte von Pressekontakten und Interviews, Tausende von Anfragen, viele Vorträge und viele schriftliche Darstellungen kennzeichnen diese Arbeit. Schon früh haben wir im Interesse der Öffentlichkeit die nur spärlich vorliegenden Informationen in einem Bericht zusammengestellt. Er erreichte innerhalb eines halben Jahres eine verteilte Auflage von nahezu 50 000 Exemplaren. Der nach der Wiener Konferenz aufgrund eines verbesserten Wissensstandes erarbeitete zweite Bericht setzt diese Entwicklung fort. Von vielen Seiten haben wir Anerkennung für unser Engagement erhalten.

Erstes konkretes Ergebnis der international geführten Diskussion über die Sicherheit bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie waren die beiden Abkommen über eine frühzeitige Information und die gegenseitige Hilfeleistung bei Unfällen. Nach den Angaben der Internationalen Atomenergie-Organisation IAEA hat kein Land aufgrund des Unfalls in Tschernobyl sein Kernenergie-Programm gestoppt. Der weltweite Zuwachs der Kernenergie hat sich auch im Laufe des Jahres 1986 fortgesetzt. Ende 1986 waren in 26 Ländern 394 Leistungsreaktoren in Betrieb. Sie erzeugen heute bereits über 15% der elektrischen Energie. Der Anteil der Kernenergie bei uns liegt bei 34%, bei unserem Nachbarland Frankreich bei 70%.

Die Sicherheitsbilanz der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland kann sich auch 1986 wieder sehen lassen. Sie ist frei von gravierenden Störfällen.

Im Sommer des vergangenen Jahres wurde das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) geschaffen. Dies bedeutete organisatorisch die Übernahme der Abteilung „Reaktorsicherheit“ aus dem Innenministerium. Seit dem plötzlichen Tod des damaligen Abteilungsleiters, Herrn Ministerialdirektor Dr. Boch-

mann, war diese Stelle noch unbesetzt. Sie wurde Herrn Dr. Hohlefeldt angeboten, der erst wenige Monate zuvor seine Arbeit als Geschäftsführer bei der GRS aufgenommen hatte. Angesichts der damaligen Situation mußte und wollte die GRS Herrn Dr. Hohlefeldt für diese Aufgabe freigeben. Auch an dieser Stelle soll ihm Dank im Namen der gesamten GRS für die zwar kurze, aber wirkungsvolle Arbeit ausgesprochen werden. Auch künftig wird die Zusammenarbeit eng und vertrauensvoll bleiben.

Nicht ohne Stolz blickt die GRS mit Ablauf des Jahres 1986 auf ihr nunmehr 10jähriges Bestehen zurück. Sie hat in dieser Zeit viele wichtige Aufgaben lösen können, die mit dazu beigetragen haben, die Diskussion über die friedliche Nutzung der Kernenergie auf ein sachliches Fundament zu stellen. Dadurch konnte die GRS ihren Ruf als anerkannte Institution zur Lösung natur- und ingenieurwissenschaftlicher Fragestellungen festigen. Der nachstehende Beitrag schildert ihre bisherige Entwicklung und stellt einige repräsentative Arbeitsfelder und Projekte vor.

Das Jahr 1986 ging für die GRS wirtschaftlich erfolgreich zu Ende. Wir sehen mit Zuversicht in die Zukunft.



A. Birkhofer
Geschäftsführer

Am 1. Januar 1987 jährte sich zum zehnten Mal der Tag, an dem die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH gegründet wurde. Dies ist der Anlaß für eine Rückbesinnung, die nicht nur die in diesem Zeitraum vollzogene Entwicklung aufzeigt, sondern auch Ansporn für die Bewältigung zukünftiger Aufgaben sein soll.

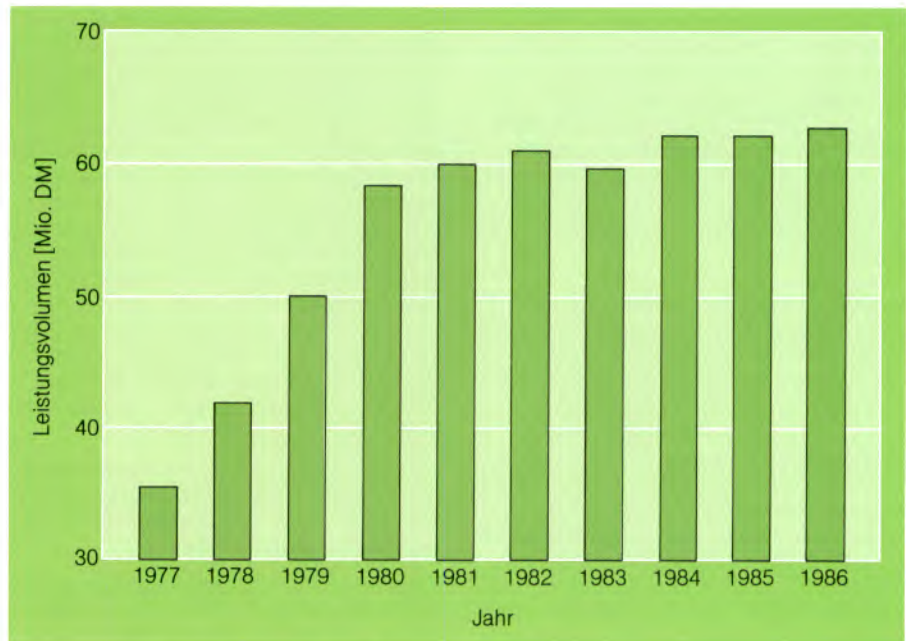
Die Gesamtentwicklung der GRS läßt sich am jährlichen Leistungsvolumen aufzeigen. Nach anfänglichen großen Wachstumsraten hat es sich in den letzten Jahren bei ca. 62 Mio. DM eingependelt. Die GRS beschäftigt heute ca. 450 Mitarbeiter, davon 325 wissenschaftlich-technische Fachkräfte, die insgesamt eine kerntechnische Erfahrung von nahezu 4000 Mannjahren repräsentieren.

Zu den Schwerpunktaufgaben der GRS wird nachfolgend über wesentliche Ergebnisse aus der 10jährigen Arbeit berichtet. Gemäß dem Unternehmensziel umfassen sie in erster Linie Vorhaben aus dem Bereich der Sicherheit und des Strahlenschutzes für kerntechnische Anlagen. Seit 1985 widmet sich die GRS nach Ausweitung des Gesellschaftsvertrages auch zunehmend Sicherheitsfragen in der nichtnuklearen Technik, wobei sie sich hauptsächlich auf den Transfer vorliegender Methoden konzentriert.

Analytik

Eines der wichtigsten Instrumentarien für die Bewertung der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen sind Rechenprogramme, mit denen die komplexen, physikalisch-chemischen Zusammenhänge beschrieben werden können. Derartige Rechenprogramme werden für spezifische Aufgabenstellungen weltweit entwickelt. In Verbindung mit vielfältigen experimentellen Forschungs- und Entwicklungsvorhaben bildet die Erstellung dieser sicherheitstechnischen Bewertungsmethoden ebenfalls einen Schwerpunkt in der Reaktorsicherheitsforschung des Bundesministers für Forschung und Technologie (BMFT).

Von Anfang an befaßte sich die GRS intensiv damit, solche analytischen Verfahren zu entwickeln und sie anhand der im Rahmen des Forschungs- und Entwicklungsprogramms durchgeführten Experimente zu testen und zu verifizieren. Codeentwicklung und experimentelle Absicherung erfordern zunehmend einen höheren Aufwand, der nur auf internationaler Ebene mit abgestimmten Projekten



Entwicklung des jährlichen Leistungsvolumens

effektiv zu meistern ist. Die GRS unterhält daher seit Jahren Kontakte zu allen relevanten internationalen Forschungsstellen.

Als wesentliche GRS-Codeentwicklungen einschließlich ihrer modellmäßigen Erprobung und Verifizierung an Experimenten seien die folgenden Programmsysteme hervorgehoben:

● ALMOD/ALMOS

Zur Simulation von Betriebstransienten mit und ohne Reaktorschnellabschaltung wurden die nichtlinearen Anlagenmodelle ALMOD für Siedewasserreaktoren und ALMOS für Druckwasserreaktoren entwickelt. Die Verifikation geschah im Rahmen von Experimenten an den Versuchsanlagen LOFT (Loss of Fluid Test) und LOBI (Loop Blowdown Investigation). Mit ALMOD konnten Inbetriebnahmeversuche und ausgewählte Ereignisse u.a. in Biblis A, Würgassen und Three Mile Island (TMI-1) analysiert und die Ergebnisse mit Messungen verglichen werden. Die Codes werden bei Störfallanalysen im Rahmen von Genehmigungsverfahren und Sicherheitsbewertungen, z.B. Risikostudien, sowohl national als auch international eingesetzt.

● DRUFAN/FLUT

Der DRUFAN-Code wird bei der Analyse kleiner und mittlerer Lecks sowie bei ausgewählten Transienten und während der Druckentlastungsphase bei großen Lecks in Druckwasserreaktoren angewendet. Sein Einsatzspektrum umfaßt versuchsbegleitende Analysen für Reaktorsicherheitsexperimente (z.B. LOBI, PKL (Primärkreisläufe), LOFT), Analysen für Druckwasserreaktor-Anlagen unter „best estimate“-Randbedingungen und Analysen zur Begutachtung der Notkühlwirksamkeit (z.B. der Konvoi-Anlagen). Handelt es sich um die Analyse großer Lecks während der Wiederauffüll- und Flutphase bei einem Kühlmittelverluststörfall, wird das Programm FLUT herangezogen, das anhand von Experimenten an Anlagen wie LOFT, PKL und SCTF (Slab Core Test Facility) verifiziert und ebenfalls innerhalb des Genehmigungsverfahrens für die Konvoi-Anlagen eingesetzt wurde.

● ATHLET

Der GRS-Systemcode ATHLET wird derzeit auf der Basis der Rechenprogramme ALMOD, DRUFAN und FLUT entwickelt und soll diese nach und nach bei Analysen von Lecks und Transienten in Leichtwasserreaktoren ersetzen. Wesentliches Ziel der ATHLET-Entwicklung ist die Bereitstellung einer Umgebung, in der die in ALMOD, DRUFAN und FLUT schon vorhandenen Modelle über eine einheitliche Benutzeroberfläche (Eingabe, Ausgabe, Grafik) angesprochen und untereinander kombiniert, und in die darüber hinaus neue Modelle einfach und zuverlässig integriert werden können. Es wird erwartet, daß dieses Konzept zu einer vertieften Verifikation und damit zu einer Verbesserung der Aussagesicherheit von Analysen beiträgt. Eine erste ATHLET-Version auf der Basis von DRUFAN-Modellen ist fertiggestellt und befindet sich bereits im Einsatz.

● QUABOX/CUBBOX-HYCA

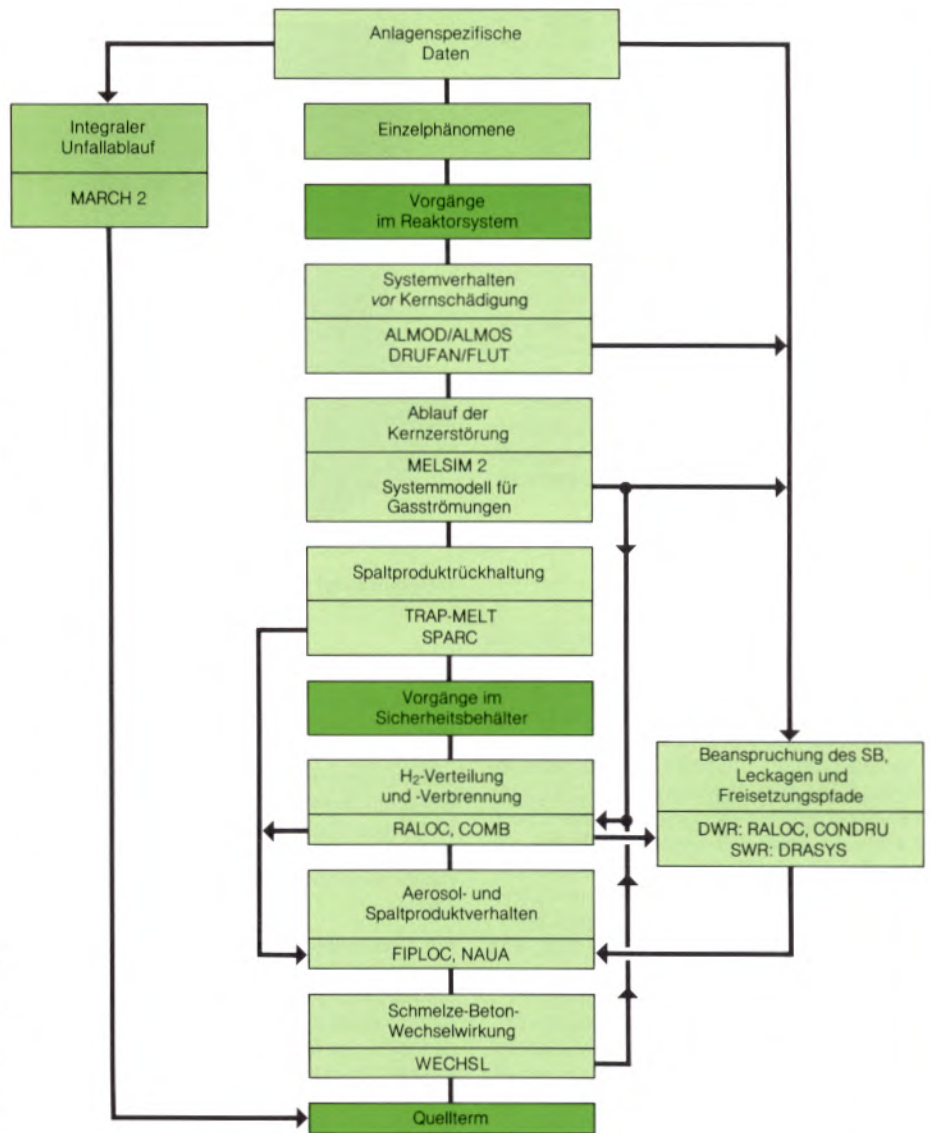
Mit diesem dreidimensionalen Kernmodell wird die Leistungsverteilung und der Reaktivitätszustand von Reaktorkernen einschließlich der thermo-fluiddynamischen Rückwirkungen für die reaktorphysikalische Kernauslegung und für Störfallanalysen berechnet. Zur Verifikation wurden Benchmarkrechnungen und Vergleiche mit Messungen von Leistungsverteilungen und Reaktivitätsäquivalenten an großen Reaktorkernen durchgeführt.

● DAPSY/DAISY

Mit dem seit längerem im Genehmigungsverfahren benutzten Code DAPSY können Druckwellenausbreitungsvorgänge unter Berücksichtigung von Zweiphasenströmung simuliert werden. Um strukturdynamische Einflüsse auf das Fluidverhalten zu erfassen, wurde durch Kopplung mit einem Strukturteil das erweiterte Rechenprogramm DAISY entwickelt. Die Leistungsfähigkeit dieses Programms konnte anhand der Blowdown-Versuche im Rahmen des Heißdampfreaktor-Projektes demonstriert werden.

● RALLY

Das Programmsystem RALLY zur Berechnung von Zuverlässigkeitskenngrößen großer, vermaschter Systeme wurde in der GRS für probabilistische Sicherheitsbewertungen entwickelt. Wesentliche Anwendungsgebiete sind Risikostudien und Zuverlässigkeitsanalysen z.B. im Rahmen von Genehmi-



Rechenprogramme zur Überprüfung der Wirksamkeit von Maßnahmen eines Störfall-/Unfall-Managements

gungsverfahren, die mit RALLY für den Schnellen Brüter bei Kalkar (SNR-300) und das Kernkraftwerk Grafenrheinfeld durchgeführt wurden. Das Programmsystem bzw. Teile davon werden darüber hinaus von externen Unternehmen, Fachbehörden und weiteren Institutionen zur Bewertung der Systemzuverlässigkeit genutzt.

● RALOC

Die Dampf- und Gasverteilung, insbesondere die Wasserstoffverteilung, im Sicherheitsbehälter und in übrigen Gebäuden von Kernreaktoren kann mit dem Programm RALOC berechnet werden. Die Verifikation wurde durch Versuche im Modellcontainment des Battelle-Instituts vorgenommen. Aufgrund

seiner Fähigkeit, Konvektionsvorgänge zu beschreiben, wird der Code bei der Simulation von Brandwirkungen auch im nichtnuklearen Bereich eingesetzt.

- General Purpose Codes

Zur Berechnung von Stahl- und Betonstrukturen werden im allgemeinen sogenannte „General Purpose“ Codes eingesetzt, wie z.B. ADINA oder ASKA bzw. PERMAS und HEMP-ESI. Für spezielle Anwendungen wurden in der GRS eigene Entwicklungen und Ergänzungen zu diesen externen Programmen durchgeführt. Hier sind Rechenroutinen zur Behandlung bruchmechanischer Aufgabenstellungen, Ermittlung von Etagenantwortspektren, Mehrfachanregung bei Rohrleitungssystemen etc. zu nennen. Angepaßte Generierungs- und Grafiksoftware steht zur Verfügung.

Risikountersuchungen

Das wohl umfassendste Projekt, mit dem die GRS bisher betraut wurde, ist die „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke“ im Auftrag des BMFT. Sie stellt eine typisch interdisziplinäre Aufgabe dar, die nur im Zusammenwirken von Ingenieuren, Physikern, Mathematikern, Biologen, Meteorologen und weiteren Experten gelöst werden kann. Hieran wirken auch Fachleute aus anderen Institutionen mit, u.a. aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe und der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung, Neuherberg/München. Gegenstand der Risikostudie ist die Frage, was passieren könnte, wenn in einer Druckwasserreaktor-Anlage bei einem gravierenden Störfall gleichzeitig die Sicherheitssysteme versagen. Der Sinn der Studie lag vor allem darin, sich zunächst mit der Methodik der Risikoanalyse vertraut zu machen und dann im weiteren – im Sinne einer Systemanalyse – relative Schwachstellen zu identifizieren und damit Verbesserungsmöglichkeiten zur Erhöhung der Sicherheit aufzuzeigen. Die Studie wurde 1976 begonnen. Die Ergebnisse der Phase A wurden 1979 der Öffentlichkeit vorgestellt und im Detail dokumentiert. Die derzeit laufenden, vertiefenden Arbeiten der Phase B schließen insbesondere Modell- und Methodenverbesserungen und die konkreten Betriebserfahrungen ein.

Eine erstmals in den USA durchgeführte Studie mit dem Ziel, aus Betriebserfahrungen Kernschmelzhäufigkeiten abzuschätzen,



Die Bände der DRS

führte auch bei der GRS zu entsprechenden Aktivitäten. Im Auftrag des Bundesministers des Innern (BMI) wurde die deutsche Precursorstudie erstellt, in der anhand einer ausgewählten Referenzanlage, dem Kernkraftwerk Biblis mit den Blöcken A und B, die Häufigkeit abgeschätzt wurde, mit der als Precursor (Vorläufer) eingestufte Ereignisse zu möglichen schweren Kernschäden führen können.

Für Siedewasserreaktoren liegt in der Bundesrepublik Deutschland noch keine entsprechende, geschlossene Darstellung wie für Druckwasserreaktoren vor, eine umfassende Risikostudie für Siedewasserreaktor-Anlagen ist jedoch geplant. In einer Vorstudie werden hierfür zur Zeit die methodischen Grundlagen und die Betriebserfahrungen zusammengestellt.

Eine ausführliche risikoorientierte Untersuchung über den Schnellen Brüter bei Kalkar (SNR-300) hat die GRS 1982 im Auftrag der damaligen Enquête-Kommission des Deutschen Bundestages „Zukünftige Kernenergie-Politik“ übernommen. Die Ergebnisse sind unter dem Titel „Risikoorientierte Analyse zum SNR-300“ veröffentlicht worden. Die Untersuchung hat gezeigt, daß das Risiko des SNR-300 im Rahmen der Analysegenauigkeit etwa dem eines Druckwasserreaktors entspricht.

Gemeinsam mit chinesischen Experten hat die GRS im Jahre 1986 begonnen, eine risikoorientierte Analyse für deren 600 MWe-Kernkraftwerk Qinshan mit Druckwasserreaktor durchzuführen. Im Rahmen dieses Vorhabens ist die Anwendung deutscher Sicherheitsmethodik auf das in China entwickelte Sicherheitskonzept ein wesentlicher Arbeitspunkt.

Betriebsbewertung

Die GRS hat seit jeher der systematischen und umfassenden Sammlung und Auswertung von Betriebserfahrungen sowohl auf nationaler als auch internationaler Ebene große Bedeutung beigemessen. Diese Auswertung umfaßt die Aspekte Sicherheit, Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit kerntechnischer Einrichtungen.

Im Auftrag des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) – früher des BMI – sammelt sie seit Jahren zentral für die Bundesrepublik Deutschland alle besonderen Vorkommnisse in Kernkraftwerken und anderen kerntechnischen Anlagen. Dabei werden auch Vorkommnisse in Kernkraftwerken und Wiederaufarbeitungsanlagen im Ausland mit einbezogen. Bei der Auswertung stehen die sicherheitstechnische Bedeutung, die Klärung der Ursachen, die Bewertung der getroffenen Abhilfemaßnahmen, die nötigen Vorkehrungen gegen Wiederholung und die Übertragbarkeit auf andere Anlagen im Vordergrund.

Der bisher schwerste Unfall in einem westlichen Leichtwasserreaktor ereignete sich im Jahr 1979 im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island (TMI). Die GRS hat daraufhin sehr schnell und detailliert die verfügbaren Informationen beschafft, ausgewertet und der Fachwelt wie der Öffentlichkeit zur Verfügung gestellt.

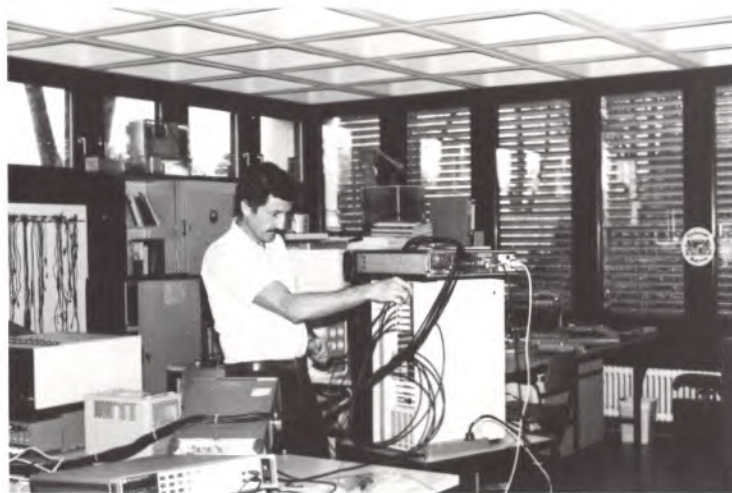
Der Unfall im sowjetischen Kernkraftwerk Tschernobyl am 26. April 1986 führte bei der GRS zu außergewöhnlichen Aktivitäten. Schon früh hat sie in einem ersten Bericht die anfangs nur spärlich vorliegenden Informationen zur Anlage und zum Unfallablauf sowie die radiologischen Auswirkungen in der Bundesrepublik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

Bereits lange vor dem Unfall in dem sowjetischen Kernkraftwerk hat die GRS im Auftrag des BMI ein Vorhaben angegangen, in dem für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland im Rahmen eines anlageninternen Notfallschutzes die Anlagenreserven und mögliche Maßnahmen gegen extreme Unfallszenarien ausgelotet und aufgezeigt werden. Für die verschiedenen Reaktortypen wird dabei untersucht, inwieweit sogenannte „Accident-Management-Maßnahmen“ möglich sind, mit denen sich gefährliche Anlagenzustände von vornherein verhindern bzw. die Schadensfolgen aus möglichen Unfällen weitgehend begrenzen lassen.

Als ein erprobtes und leistungsfähiges Instrument der Sicherheitsvorsorge haben sich die Wiederkehrenden Prüfungen (WKP) in Kernkraftwerken erwiesen. Die GRS wertet die Erfahrungen aus den WKP anlagenübergreifend für alle deutschen Kernkraftwerke aus und leitet entsprechende Empfehlungen ab.

Der zunehmende Einsatz leistungsfähiger Prozeßrechneranlagen in der Warte von Kernkraftwerken sowie die großen Fortschritte bei der Auswahl und Darstellung der in einem Kernkraftwerk anfallenden Datenmenge auf einem Farbbildschirmgerät boten gute Voraussetzungen für die Entwicklung einer Kern- und Anlagenüberwachung großer Leistungsreaktoren. Dem Betriebspersonal sollte das System einen besseren Überblick über den jeweiligen Anlagenzustand vermitteln und ihn auch über zu erwartende Konsequenzen umfassend und leicht faßlich informieren. Wichtig ist dabei eine strenge Siebung der anfallenden Datenmenge nach wichtigen und unwichtigen Meldungen. Zusammen mit norwegischen Experten entwickelt die GRS ein Konzept, das bereits in mehreren Kernkraftwerken getestet wird.

Schon früh hat man sich dem Thema gewidmet, wie bereits bei beginnenden Betriebsstörungen eines Kernkraftwerks die Operateure mögliche Ursachen und Auswirkungen noch rascher erkennen können. In den Jahren 1976 – 1982 wurde ein System zur rechnergestützten Störungsanalyse, genannt STAR (Störungsanalyserechner), entwickelt, das auf der Methodik der Ursache-Folge-Diagramme basiert. STAR wurde erstmals in einer Pilotanwendung im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld getestet und dann gemeinsam mit Betreibern und Hersteller für



Digitalisierung von auf Band gespeicherten Signalen im Garching Meßlabor

den Einsatz in den Kernkraftwerken Biblis B und Philippsburg II weiterentwickelt.

Im Zusammenhang mit der Betriebssicherheit von Kernkraftwerken befaßt sich die GRS u.a. mit der Entwicklung und Erprobung von Methoden zur Schadenfrüherkennung und Fehlerdiagnose. Bei den Entwicklungsarbeiten zeichneten sich zwei Schwerpunkte ab: die Körperschallüberwachung zur Detektion und Ortung loser und lockerer Teile im Primärsystem sowie die Schwingungsüberwachung zum Erkennen von Schäden an Reaktoreinbauten und Primärkreis Komponenten. Ein Prototyp-Schwingungsüberwachungssystem wurde 1976 in Neckarwestheim installiert. Damit konnten umfangreiche Erfahrungen zum Langzeitschwingungsverhalten der Reaktoreinbauten und Primärkreis Komponenten im Leistungsbetrieb gesammelt werden. Schwingungsüberwachungssysteme werden seit Neckarwestheim in allen Druckwasserreaktor-Anlagen von den Betreibern grundsätzlich eingebaut. In Biblis A und Biblis B wurden Systeme nachgerüstet. Die aus den Schalluntersuchungen resultierenden Körperschall-Überwachungssysteme sind inzwischen in allen Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland vorhanden.

Insgesamt läßt sich feststellen, daß die Erfahrungen aus der kontinuierlichen Betriebsbewertung vielfach zu Verbesserungen an Komponenten und Systemen geführt hat, die letztlich zur Optimierung der Gesamtsicherheit beitragen.

Brennstoffkreislauf und Entsorgung

Ab 1980 wurde das Arbeitsfeld Brennstoffkreislauf und Entsorgung in mehrere Richtungen ausgebaut. Zunächst wurden für die Entwicklung und Fortschreibung des Entsorgungsplanes der Bundesregierung Sicherheitsuntersuchungen angegangen.

Zu Versorgungsanlagen im Brennstoffkreislauf, wie z.B. die Brennelementfabriken Nuklearchemie und Metallurgie GmbH (NUKEM), Alpha-Chemie und Metallurgie (ALKEM), Hochtemperaturreaktor-Brennelement GmbH (HOBEG) und Reaktor-Brennelement Union GmbH (RBU), wurden im Auftrag der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden Sicherungsgutachten erstellt, ebenso wie für Transporteinrichtungen und Zwischenlager. Dies beinhaltet insbesondere Gutachten zu Prozeßabläufen und Kritikalität sowie Kritikalitätsanalysen für Brennelement-Transportbehälter.

Im Rahmen einer Arbeitsgemeinschaft mit dem Technischen Überwachungs-Verein Bayern und der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung war die GRS bereits vor der Standortentscheidung der Deutschen Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mit einem umfangreichen Konzeptgutachten über die geplante Wiederaufarbeitungsanlage beauftragt worden. In der Zwischenzeit konnten die Gutachten für die erste Teilerrichtungsgenehmigung der Anlage Wackersdorf bezüglich

Bau- und Anlagentechnik, Radioökologie und Anlagensicherung zum Abschluß gebracht werden. Die Arbeiten konzentrieren sich nun auf grundlegende Sicherheitsaspekte wie Kritikalitätssicherheit, Leittechnik, Brandschutz und Reststoffverwertung.

Einen Schwerpunkt der Aktivitäten bildeten Sicherheits- und Störfallanalysen, die Betreuung und Auswertung von Experimenten sowie Beiträge zu den Planfeststellungsunterlagen für das Endlager Konrad. Neben der Beratung und Bewertung der Systemstudie „Andere Entsorgungstechniken“ hat sich die GRS auf dem Entsorgungssektor ferner mit den sicherheitstechnischen Anforderungen für ein oberflächennahes Endlager befaßt. Für Endlager in tiefeingeologischen Formationen wurden Sicherheitsanalysen zur Bewertung der Langzeitbetriebsphase durchgeführt. Als weiteres wichtiges Einzelthema, mit dem sich die GRS im Hinblick auf die Planung von Endlagern für radioaktive Abfälle befaßt, ist die Formulierung von Anforderungen an Abfallgebinde hinsichtlich der Endlagerfähigkeit hervorzuheben.

Da die Entsorgung ein internationaler Aspekt ist, wurde der Erfahrungsaustausch in jüngster Zeit mit der Schweiz, Schweden, Frankreich und den USA verstärkt.

Ausländische Aktivitäten

Mit den verschiedensten Ländern unterhält die GRS Kontakte zum Erfahrungsaustausch sowie zur direkten Beratung bei konkreten sicherheitsrelevanten Problemstellungen. Darüber hinaus wirkt sie in Arbeits- und Entscheidungsgruppen internationaler Organisationen wie der International Atomic Energy Agency (IAEA), der Commission of the European Communities (CEC) und der Organization for Economic Cooperation and Development (OECD) mit. An nahezu allen internationalen Standardproblemen beteiligt sich die GRS mit eigenen Vergleichsrechnungen.

Das Arbeitsvolumen für ausländische Stellen wurde in jüngster Zeit deutlich ausgeweitet. So führt die GRS z.B. spezielle Sicherheits- und radiologische Analysen für die Europäische Gemeinschaft (EG) durch. Mit Transientenanalysen, Notkühlanalysen, sicherheitstechnischen Bewertungen und probabilistischen Sicherheitsanalysen ist sie an den Kernkraftwerksprojekten der verschiedensten Länder mit unterschiedlichen Reaktor-



Pressekonferenz anläßlich des 10. GRS-Fachgesprächs

konzepten beteiligt. Hervorzuheben sind dabei Sicherheitsanalysen für finnische, schwedische und spanische Kernkraftwerke.

Ein erfolgreicher Einstieg in den nichtnuklearen Bereich gelang der GRS durch die Beteiligung an den EG-Vorhaben ESPRIT und BRITE. Zusammen mit weiteren ausländischen Partnern bearbeitet sie in insgesamt drei Projekten u.a. das Gebiet der Software-sicherheit und -entwicklung zur Überwachung von Prozeßanlagen. Mit der Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen für eine ausländische Chemieanlage konnte die GRS ebenfalls auf dem nichtnuklearen Feld Fuß fassen.

Information

Die GRS ist stets bemüht, ihre Arbeitsergebnisse auch der Öffentlichkeit zugänglich zu machen. So präsentiert sie aktuelle Entwicklungen und Resultate u.a. vor interessierten Fachleuten aus dem In- und Ausland anläßlich des Fachgesprächs, das alljährlich abwechselnd in Köln und München stattfindet. Diese Fachgespräche haben bereits eine lange Tradition und werden auch künftig einen Schwerpunkt in der Öffentlichkeitsarbeit der GRS bilden.

Ausblick

Die GRS wird sich den Herausforderungen der nächsten Zukunft stellen können. Diese Zuversicht gründet sich auf die erfolgreiche Arbeit in der Vergangenheit und gleichzeitig auf die Vorsorge, die im Hinblick auf die Erschließung neuer Aufgabenfelder getroffen wurde. Das breite Themenspektrum und fachliche Kompetenz sind eine Basis, auf der sich die Kontakte zu unseren Auftraggebern noch festigen lassen und das Vertrauen neuer Auftraggeber gewonnen werden kann.

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 456 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 63 902 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 (ab 14.8.1986)

Senator E.h. Dipl.-Ing. Herbert Löhle,
Esslingen,
Vorsitzender (bis 13.8.1986),
stellvertretender Vorsitzender
(ab 14.8.1986)

Ministerialdirektor Dr. Hans-Peter Bochmann, Bonn,
stellvertretender Vorsitzender
(† 8.3.1986)

Ministerialrat Hans-Peter Engelhardt,
Bonn

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

Ministerialrat Erhard Jauck, Bonn

Leitender Ministerialrat Dipl.-Ing. Rudolf Mauker, München

Ministerialdirigent Georg Pitz, Düsseldorf

Ministerialdirigent Dr. Manfred Popp,
Bonn

Ministerialrat Klaus-Peter Rost, Bonn

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

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

Direktor Dr.-Ing. Werner Witt, Hamburg

Gesellschafter

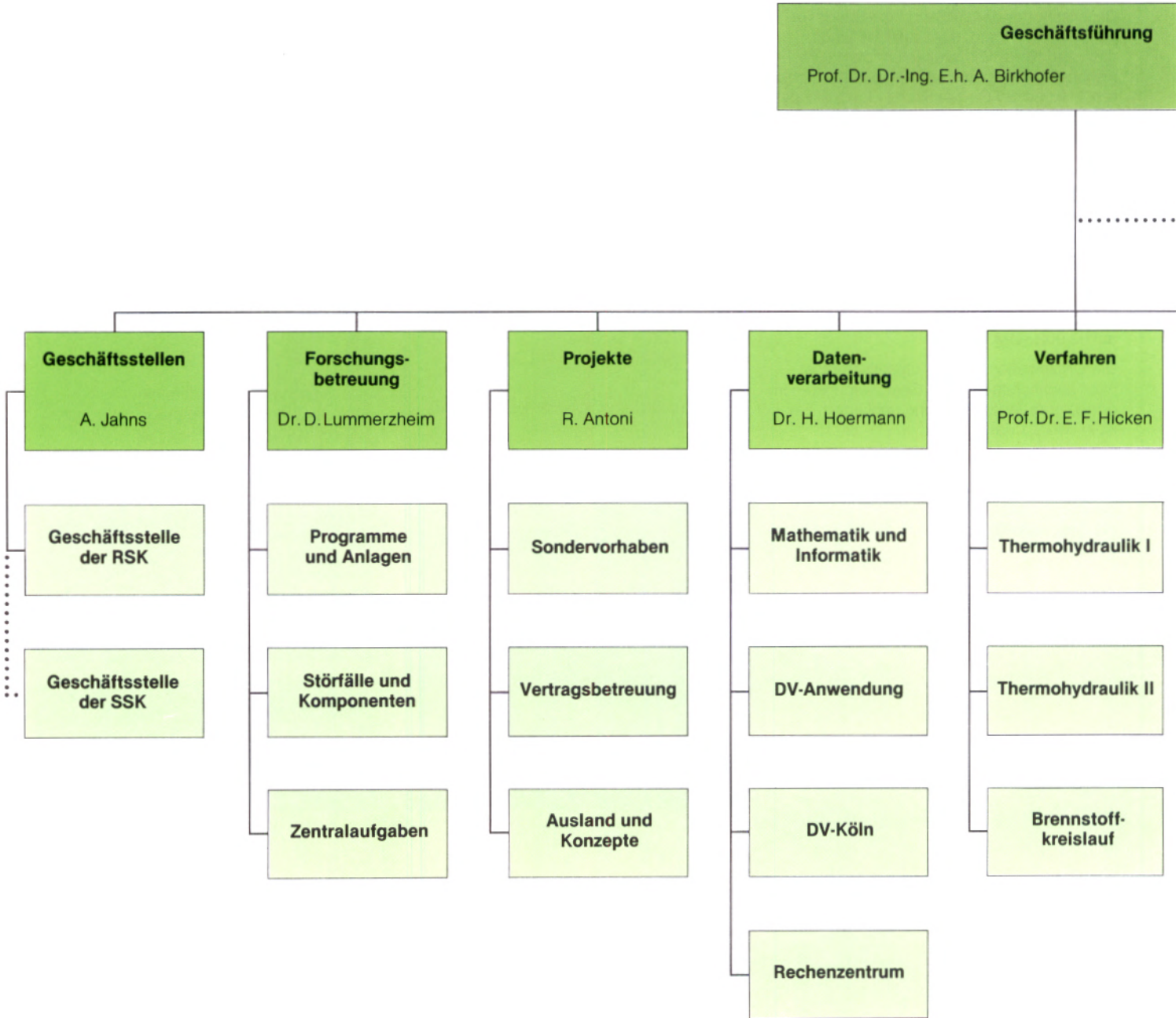
Die Gesellschafter und ihre Anteile am Stammkapital (in %) sind:

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
Dr. Walter Hohlefelder (bis 31.8.1986)

Organigramm



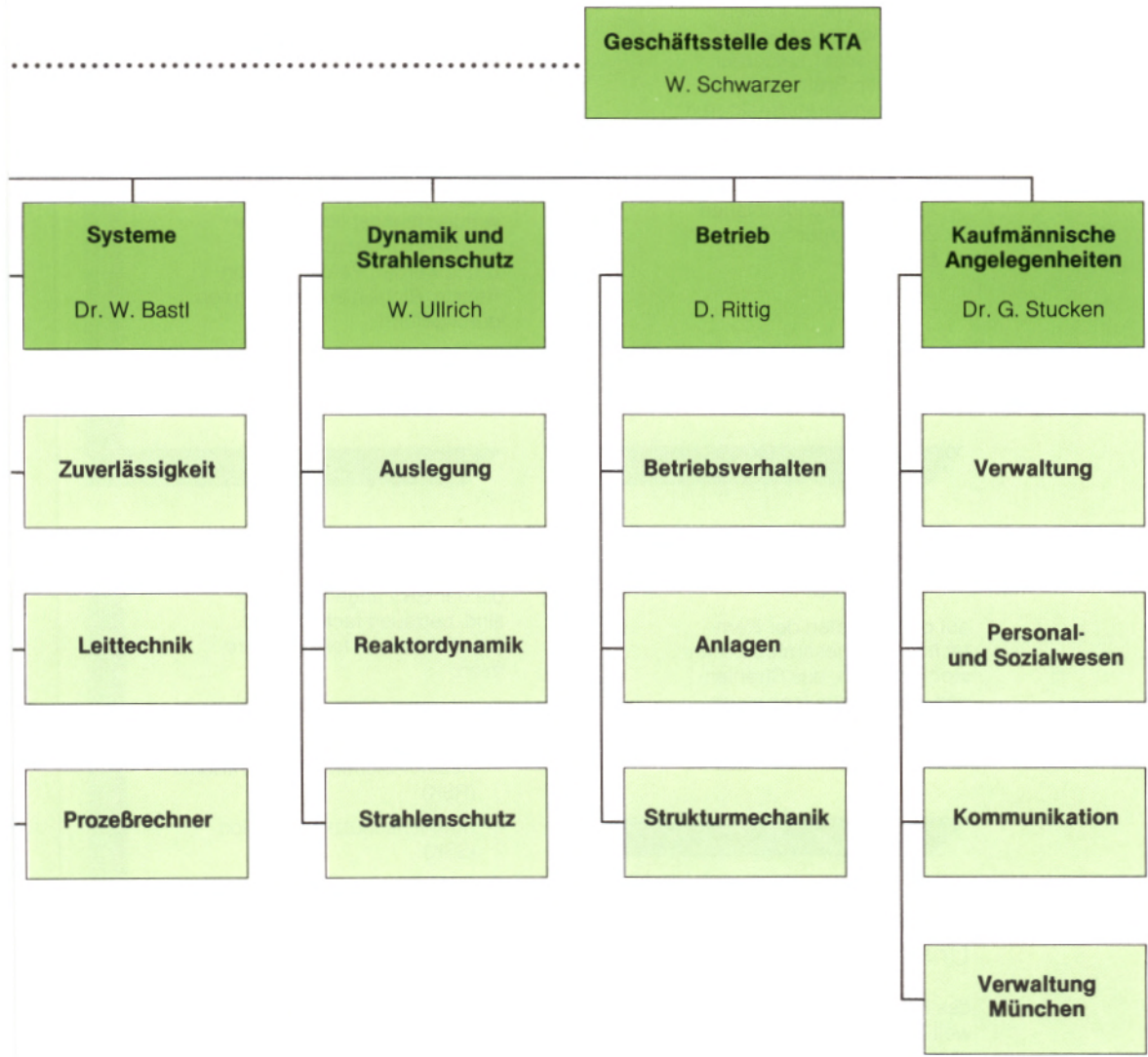


Bild 3.1: Organisation der GRS
Stand 31.12.1986

4 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

Die GRS wurde 1976 mit dem primären Ziel gegründet, das Know-how auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit zu konzentrieren. Während ihres nunmehr 10jährigen Bestehens hat sie wesentliche Beiträge zur nuklearen Sicherheit geleistet, wobei als eine der Aktivitäten die risikospezifischen Analysen für verschiedene Anlagenkonzepte hier erwähnt werden sollen.

Die Vorhaben der GRS werden ausschließlich über Aufträge finanziert. Wesentlicher Auftraggeber ist der Bund (BMI, nunmehr BMU, und BMFT) und die Genehmigungsbehörden der Länder, darüber hinaus auch die Technischen Überwachungs-Vereine, die Physikalisch-Technische Bundesanstalt, die Europäische Gemeinschaft sowie sonstige Organisationen aus dem In- und Ausland (Tabelle 5.1).

Die Aufgabenschwerpunkte (Tabelle 5.2) der Gesellschaft sind:

- **Reaktorsicherheit:** Durchführung von Forschungs- und Entwicklungsvorhaben sowie Erstellung von Sicherheitsanalysen, Gutachten und übergreifenden Studien im Rahmen der Genehmigung kerntechnischer Anlagen. Diese Aufgaben bilden nach wie vor den Schwerpunkt der Tätigkeit der Gesellschaft.
- **Betriebssicherheit:** Sammlung und Auswertung der Betriebserfahrungen und Entwicklung von Methoden zur Betriebsbewertung und Fehlerdiagnose. Dieser Tätigkeitsbereich gewinnt zunehmend an Bedeutung, insbesondere da ausländische Erfahrungen in immer größerem Umfang mit einzubeziehen sind.
- **Brennstoffkreislauf/Entsorgung:** Entwicklung von Bewertungsmethoden und Erstellung von Studien, Gutachten und Sicherheitsanforderungen zur Versorgung und Entsorgung. Angesichts der Langfristigkeit der hier zu treffenden Maßnahmen wird dieser Bereich auf absehbare Zeit für die Gesellschaft von erheblicher Bedeutung sein. Zu begrüßen ist, daß die notwendige internationale Kooperation sich deutlich verstärkt.
- **Direkte Zuarbeit für den Bund:** Wahrnehmung der Geschäftsführung der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) und Strahlenschutzkommission (SSK) und Durchführung von Projektträgerschaften für sicherheitstechnische Forschungs-

Aufgabenart	Vergleich 1985		Umfang 1986	
	Vorhaben	Anteil [%]	Vorhaben	Anteil [%]
Fachberatung für BMI/BMU	34	41	32	42
Forschungs- und Entwicklungsvorhaben für BMFT	42	40	50	40
Gutachten/Studien für				
• Länderbehörden	45	7	40	6
• TÜV	15	4	22	3
• Ausland	22	2	28	4
• Sonstige	25	6	28	5
Gesamt	183	100	200	100
Verrechnete Nettoleistung:	58,0 Mio DM		61,6 Mio DM	

Tabelle 5.1: Übersicht zum GRS-Auftragsumfang

Aufgabenschwerpunkte	Anteile [%]				
	1982	1983	1984	1985	1986
Reaktorsicherheit	58	49	45	45	43
Betriebssicherheit	18	20	22	23	24
Brennstoffkreislauf/Entsorgung	7	15	17	16	16
Direkte Zuarbeit Bund	17	16	16	15	15
Sonstige – nichtnuklear	–	–	–	1	2

Tabelle 5.2: Aufgabenschwerpunkte der GRS

vorhaben. Die Notwendigkeit der Konzentrierung von Anforderungen und Empfehlungen bei extremen Ereignissen hat die Bedeutung dieser Kommissionen in besonderem Maße aufgezeigt.

- **Sonstige Vorhaben:** Seit 1985 besteht für die Gesellschaft die Möglichkeit, das auf dem kerntechnischen Sektor erworbene Know-how auch für Sicherheitsaufgaben im nichtnuklearen Bereich einzusetzen. Erste Erfolge sind zu verzeichnen im Rahmen der EG-Vorhaben „ESPRIT“ und „BRITE“ in den Feldern Softwaresicherheit und Prozeßsteuerung sowie bei Untersuchungen zur Schadstoffausbreitung und Systemanalyse von technischen Anlagen.

Die wesentlichen Ergebnisse zu Einzelvorhaben innerhalb der Aufgabenschwerpunkte sind nachfolgend gesondert zusammengestellt:

Aufgabenschwerpunkt „Reaktorsicherheit“

- Weiterführung der Arbeiten für die Deutsche Risikostudie, Phase B, für Druckwasserreaktoren (s.a. Abschnitt 6.1):
 - Ergänzende Systemanalysen bezüglich der Beherrschung von Leckagen an Frischdampfsystem, Dampferzeugerheizrohrlecks und Kühlmittelverluststörfällen über Anschlußleitungen
 - Analyse von Kernschmelzabläufen, Spaltproduktfreisetzung und Rückhaltung im Containment unter Einbeziehung von Druckentlastung des Sicherheitsbehälters
- Vorlaufende Arbeiten zur Risikostudie für Siedewasserreaktor-Anlagen:
 - Zusammenstellung zu untersuchen-der Ereignisabläufe

- Beginn gezielter Auswertungen von Betriebserfahrungen
- Beginn von Untersuchungen zu risikobestimmenden Ereignisabläufen bei Hochtemperaturreaktor-Anlagen
- Fortführung der probabilistischen Sicherheitsanalysen zur Bewertung des Kernkraftwerks Qinshan gemeinsam mit chinesischen Experten:
 - Einarbeitung der chinesischen Experten in die GRS-Methodik
 - Durchführung erster Zuverlässigkeits- und Transientenanalysen
- Beginn der Gutachtensaufgaben zur Inbetriebnahme des Kernkraftwerks Trillo in Spanien
- Ergänzende Analysen zur Wirksamkeit der Notkühlung und des Schadensumfanges bei Kühlmittelverluststörfällen für die Konvoi-Anlagen (GKN II, KKI II, KKE)
- Durchführung von Transienten- und Notkühlanalysen für finnische Betreiber zu deren Druckwasserreaktor-Konzepten
- Abschließende sicherheitstechnische Bewertung des ASEA-Heizreaktorkonzeptes SECURE
- Abschluß der Studie zum Brandschutz in Druckwasserreaktor-Anlagen und Beginn einer vergleichbaren Studie für Siedewasserreaktor-Anlagen
- Inbetriebnahme der UPTF-Versuchsanlage zum Test von Kühlmittelverluststörfällen sowie Durchführung der ersten vier Versuche der Testmatrix: Die GRS lieferte die analytischen Arbeiten zur Versuchsspezifikation und -fahrweise. Mit Hilfe der Versuchsergebnisse werden die Modelle überprüft und angepaßt.
- Verifikation des von der GRS entwickelten Rechenprogramms CONTAIN zur Ermittlung der thermischen und mechanischen Belastungen und des Verhaltens von Spaltprodukten im Containment nach Unfällen für schnelle Brutreaktoren
- Mit zehn europäischen und amerikanischen Arbeitsgruppen hat die GRS an einer Vergleichsrechnung (Benchmark) zur Zuverlässigkeitsanalyse, speziell der probabilistischen Analyse von Ausfällen gemeinsamer Ursache (common cause failures), teilgenommen. Die europäischen Kenntnisse der Arbeitsgruppen und viel-

fältige Methoden wurden zur Bewertung der Verfügbarkeit der Dampferzeugerbeschleunigung im Notstromfall für das Kernkraftwerk Grohnde herangezogen. Der aktuelle Wissensstand in der probabilistischen Analyse von Ausfällen gemeinsamer Ursache konnte durch dieses Benchmark festgestellt und durch die Anwendung neuer Methoden weiterentwickelt werden.

Aufgabenschwerpunkt „Betriebssicherheit“

- Sammlung und Bewertung der besonderen Vorkommnisse in deutschen und ausländischen Kernkraftwerken und Anlagen des Brennstoffkreislaufes
- Erstellung eines Berichtes zur Analyse und Bewertung des Unfalls im Kernkraftwerk Tschernobyl, Teilnahme an den Konferenzen der IAEA und Bewertung der sicherheitstechnischen Relevanz für die Kernkraftwerke der Bundesrepublik Deutschland
- Bewertung und Optimierung der Maßnahmen zur Betriebsüberwachung in Kernkraftwerken auf der Grundlage neuerer sicherheitstechnischer Erkenntnisse und Betriebserfahrungen. Diese Untersuchungen bauen vor allem auf den jahrelangen Erfahrungen und Ergebnissen der Bewertung wiederkehrender Prüfungen in Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland, der regelmäßigen Auswertung besonderer Vorkommnisse sowie der Auswertung von Instandhaltungsvorgängen zur Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen auf.
- Untersuchungen zu Accident-Management-Maßnahmen in Kernkraftwerken: Möglichkeiten für schadensmindernde Maßnahmen des Betriebspersonals bei Stör- und Unfallabläufen unter Einsatz von Betriebs- und Sicherheitssystemen
 - Sicherheitsreserven von Kernkraftwerken und ihr optimaler Einsatz bei nicht erwartungsgemäß ablaufenden Störfällen
 - Bereitstellung, Prüfung und Bewertung von Analysehilfsmitteln für Untersuchungen zu auslegungsüberschreitenden Ereignisabläufen
- Erarbeitung eines Systems zur „Intensivierten und erweiterten Sammlung und Auswertung von besonderen Vorkommnissen und Betriebserfahrungen in in- und ausländischen Kernkraftwerken (INTAB)“ auf Basis der Erfahrungen aus dem Unfall in Tschernobyl
- Durchführung von Untersuchungen zu Maßnahmen bei ausgewählten Ereignisabläufen in Kernkraftwerken (Precursor)
- Erarbeitung von Kriterien für die praktische Durchführung der Schwingungsüberwachung anhand von Messungen im Kernkraftwerk Philippsburg II. Es konnte sowohl analytisch als auch experimentell gezeigt werden, daß die Primärkreis-Schwingungsüberwachung in der Lage ist, strukturelle mechanische Veränderungen sicher anzuzeigen. Damit wurde das Vorhaben erfolgreich abgeschlossen.
- Entscheidende Verbesserung der Darstellung der Analyseergebnisse bei der Entwicklung eines Schadenfrüherkennungssystems auf der Basis der adaptiven Diagnose mittels neuentwickelter Grafik-Software in Verbindung mit entsprechender Grafik-Hardware
- Erfolgreicher Abschluß eines langfristigen Projektes aus dem Bereich Mensch-Maschine-Kommunikation durch die Installation und Inbetriebnahme des Reaktor-Informationssystems im Kernkraftwerk Biblis B
- Im Rahmen des Projektes Kernüberwachung Abschluß der Entwicklungsarbeiten für einen schnellrechnenden Kernsimulator für Siedewasserreaktoren, der im On-line-Betrieb oder auch prädiaktiv den Kernzustand sowie weitere sicherheitstechnisch wichtige Kerngrößen berechnen kann. Damit soll gewährleistet werden, daß auch bei optimierter Leistungsverteilungsrechnung ein ausreichend sicherer Abstand von zulässigen Betriebs- und Sicherheitsbereichen eingehalten wird.

Aufgabenschwerpunkt „Brennstoffkreislauf/Entsorgung“

- Durchführung eines umfassenden Erfahrungsaustausches zur Sicherheit von Endlagern mit den Ländern Schweiz und Schweden sowie entsprechende Planungen mit USA und Frankreich
- Bewertung der vorgesehenen Forschungs- und Entwicklungs-Vorhaben zum Sicherheitsnachweis für die direkte Endlagerung von Hochtemperaturreaktor-Brennelementen unter genehmigungsrelevanten Aspekten
- Bewertung der Methoden im Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung (PSE) zur Analyse der Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten aus einem Endlager
- Entwicklung von computergestützten Verfahren zum Nachweis der Entsorgungsvorsorge abgebrannter Brennelemente
- Beginn der Begutachtung zur Langzeitsicherheit des Endlagers Konrad
- Abschluß der Sicherheitsanalysen für den bestimmungsgemäßen Betrieb und zu Störfällen für das Planfeststellungsverfahren Konrad
- Sicherheitstechnische Studie zum Einsatz von Plutonium im Brennelementkreislauf einschließlich Leichtwasserreaktoren
- Weiterentwicklung von Sicherheitsanforderungen für Brennelementfabriken und Wiederaufarbeitungsanlagen
- Auswertung der besonderen Vorkommnisse bei Brennelementfabriken und Wiederaufarbeitungsanlagen
- Erstellung von Sicherheitsanalysen zum Neubau der Hanauer Brennelementfabriken (ALKEM, RBU)
- Abschluß des Handbuchs zum Brandschutz für Wiederaufarbeitungsanlagen und Brennelementfabriken
- Erarbeitung von Grundlagen für eine probabilistische Sicherheitsbewertung wichtiger Anlagenteile der Wiederaufarbeitungsanlage als Ergänzung zur deterministischen Bewertung
- Erstellung von Einzeluntersuchungen zu Sicherheitsfragen der Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf

Aufgabenschwerpunkt „Direkte Zuarbeit für den Bund“

Auf diese Aktivitäten wird in den Beiträgen der Bereiche „Forschungsbetreuung“ und „Geschäftsstellen“ eingegangen.

6.1 Die Deutsche Risiko- studie, Phase B

In verschiedenen westlichen Ländern, in den USA, aber auch in der Bundesrepublik Deutschland, haben Risikountersuchungen in den vergangenen Jahren eine zunehmende Bedeutung erlangt. Sie sind heute ein fester Bestandteil in der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken.

Das Ziel der ersten Risikountersuchungen, so z.B. der Rasmussen-Studie WASH-1400 und der Deutschen Risikostudie, Phase A, bestand vor allem darin, die mit Unfällen verbundenen Schadensfolgen außerhalb der Anlage – insbesondere das Ausmaß und die Häufigkeit möglicher gesundheitlicher Schäden – zu ermitteln. Heute konzentrieren sich Risikountersuchungen hauptsächlich auf die Beurteilung der anlagentechnischen Sicherheit. Dabei stehen folgende Zielsetzungen und Anwendungen im Vordergrund:

- die vergleichende Beurteilung verschiedener Störfall- und Unfallabläufe,
- die Identifizierung möglicher Schwachstellen, d.h. Hinweise auf eine Verbesserung der sicherheitstechnischen Auslegung,
- das Ausloten vorhandener Sicherheitsreserven, insbesondere zu Ereignisabläufen, für die nominell festgelegte Auslegungsgrenzen überschritten werden, und im Zusammenhang damit
- die Identifizierung möglicher Accident-Management-Maßnahmen. Das sind zum einen Maßnahmen, mit denen gefährliche Anlagenzustände von vornherein (präventiv) verhindert werden, und zum anderen Maßnahmen, mit denen Schadensfolgen aus möglichen Unfällen weitgehend begrenzt werden.

Im folgenden wird ein knapper Überblick über die Arbeiten zur Deutschen Risikostudie, Phase B, gegeben. Hierzu werden zunächst die wichtigsten Ergebnisse der systemtechnischen Untersuchungen zusammengefaßt. Des weiteren werden einige Ergebnisse aus der Analyse von Kernschmelzunfällen dargestellt. Referenzanlage für diese Untersuchungen ist ebenso wie zur Phase A der Studie das Kernkraftwerk Biblis B mit einem 1300-MWe-Druckwasserreaktor.

Systemtechnische Untersuchungen

Seit dem Abschluß der Phase A wurde in der Referenzanlage eine Reihe systemtechnischer Verbesserungen vorgenommen, z.B.

- die Installation einer Teilautomatik für das geregelte Abfahren mit 100 K/h bei kleinen Lecks,
- die Möglichkeit der Netzurückschaltung bei Ausfall von Notstromdieseln,
- die Ansteuerung der Druckhalter-Abblassestränge durch verschiedene zusätzliche Absperrsignale.

Diese Systemänderungen haben einen wesentlichen Einfluß auf die Zuverlässigkeit der zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systeme. In Phase A noch dominierende Risikoanteile werden damit erheblich reduziert. So vermindern sich die seinerzeit für ein nicht beherrschtes kleines Leck und den

Ausfall der Notstromversorgung ermittelten Anteile zur Kernschmelzhäufigkeit um jeweils wenigstens eine Größenordnung.

Auf dem damit verbesserten Sicherheitsniveau wurden daher in Phase B Ereignisablaufanalysen auch zu auslösenden Ereignissen erforderlich, die bislang nicht genauer zu betrachten waren, so z.B. für

- Lecks im Frischdampfsystem,
- Lecks in Anschlußleitungen des Reaktorkühlkreislafs und
- Lecks in Dampferzeugerheizrohren.

Ergebnisse der Untersuchungen zur Phase B und ihr Vergleich mit den Ergebnissen aus Phase A finden sich in Tabelle 6.1.

Kühlmittelverluststörfälle über mittlere und große Lecks sind wegen ihrer sehr niedrigen Eintrittshäufigkeit von untergeordneter Bedeutung. Nicht absperrbare Lecks über Anschlußleitungen, die aus dem Sicherheitsbehälter herausführen, liefern keinen maßgebli-

Auslösendes Ereignis	Phase A	Phase B
Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$5,7 \cdot 10^{-5}$	$3 \cdot 10^{-6}$
Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall	$7 \cdot 10^{-6}$	vernachlässigbar
Kleines Leck am Druckhalter bei anderen zu erwartenden Transienten	$2 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-5}$
Notstromfall	$1,3 \cdot 10^{-5}$	$2 \cdot 10^{-7}$
Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	$3 \cdot 10^{-6}$	$3 \cdot 10^{-6}$
Ausfall der Hauptwärmesenke (ohne Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung)	vernachlässigbar	$1 \cdot 10^{-6}$
Großes Leck in einer Frischdampf-Leitung innerhalb des Sicherheitsbehälters	– *)	$8 \cdot 10^{-6}$
Großes Leck in einer Frischdampf-Leitung hinter der Abblasestation	– *)	$5 \cdot 10^{-7}$
Mittleres Leck in einer Frischdampf-Leitung innerhalb des Sicherheitsbehälters	– *)	$6 \cdot 10^{-6}$
Mittleres Leck in einer Frischdampf-Leitung hinter der Abblasestation	– *)	$1,5 \cdot 10^{-6}$

*) Analog zu WASH-1400 nicht bewertet

Tabelle 6.1: Zu erwartende Häufigkeit von Kernschmelzunfällen [1/a]

chen Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit. Entsprechende Beiträge aus diesen Kühlmittelverluststörfällen sind daher in Tabelle 6.1 nicht aufgeführt. Die Untersuchungen zu Lecks in Dampferzeugerheizrohren sowie zu ATWS-Störfällen sind noch nicht abgeschlossen.

Detaillierte Untersuchungen wurden auch für anlageninterne Brände und zu Belastungen aus Erdbeben vorgenommen. Entsprechende Anteile zur Kernschmelzhäufigkeit liegen jeweils bei etwa $2 \cdot 10^{-6}/a$.

Zur Gesamthäufigkeit für Kernschmelzen läßt sich derzeit noch kein endgültig abgesicherter Wert angeben. Die Einzelergebnisse zeigen jedoch, daß die in Phase B ermittelten Beiträge zur Kernschmelzhäufigkeit insgesamt günstiger liegen als die in Phase A berechneten Werte.

Analyse von Kernschmelzunfällen

Unabhängig von den im Genehmigungsverfahren geforderten Sicherheitsnachweisen und Störfallanalysen sind in Forschungsarbeiten zur Reaktorsicherheit umfangreiche Untersuchungen zur Analyse von Kernschmelzunfällen vorgenommen worden. Die Arbeiten zur Phase B der Studie können wesentlich auf diesen Untersuchungen aufbauen.

Ein Schmelzen des Brennstoffs ist nur möglich, wenn die in der Anlage vorhandenen Sicherheitssysteme weitgehend versagen, so daß der Reaktorkern über längere Zeit nicht ausreichend gekühlt wird. Aber selbst dann, wenn es zum Kernschmelzen kommt, können die aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte in den weitaus meisten Fällen in hohem Maße im Sicherheitsbehälter zurückgehalten werden.

Im allgemeinen analysiert man zwei eingrenzende Unfallabläufe, den Niederdruckpfad (ND) und den Hochdruckpfad (HD). Der ND-Pfad (Kernschmelzen unter niedrigem Druck) wird aus einem nicht beherrschten großen Kühlmittelverluststörfall eingeleitet, der HD-Pfad (Kernschmelzen unter hohem Druck) aus einem nicht beherrschten Transientenstörfall. Tabelle 6.2 enthält einige Zeitangaben und Bild 6.1 den Druckverlauf im Sicherheitsbehälter zu diesen Unfallabläufen.

Vorgang	Zeit nach Störfalleintritt [h]	
	ND	HD
Absinken des Wasserspiegels im Reaktordruckbehälter unter Kernoberkante	0,7	2,4
Beginn des Kernschmelzens	1,1	2,8
Versagen des Reaktordruckbehälters	2,5	3,2
Schmelze in Kontakt mit Sumpfwasser	6 – 8	3,2
Erreichen des Versagensdrucks des Sicherheitsbehälters (0,85 MPa)	> 4d	4d

Tabelle 6.2: Angaben zum Verlauf eines Kernschmelzunfalls

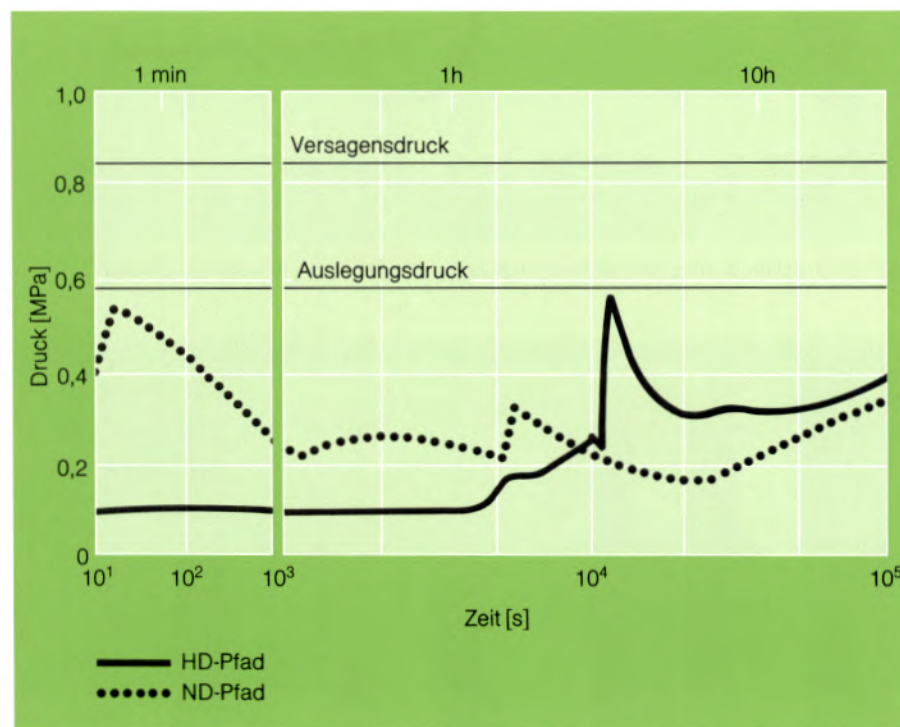


Bild 6.1: Druckverlauf im Sicherheitsbehälter bei einem Kernschmelzunfall

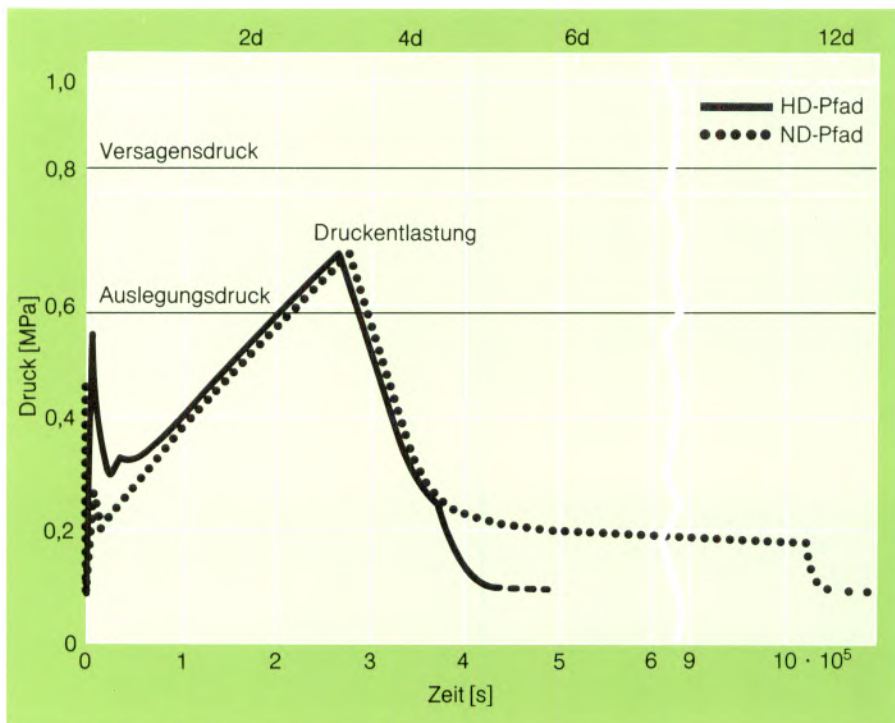


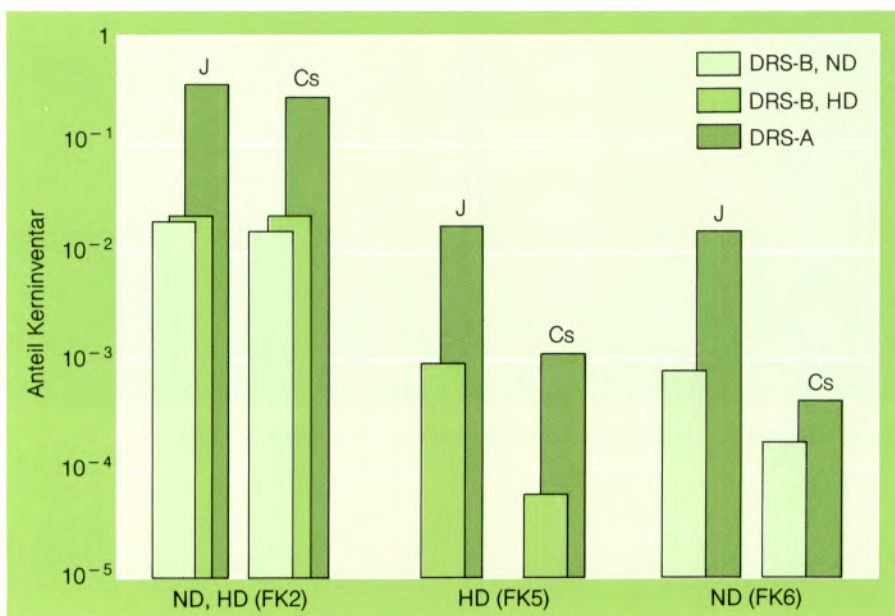
Bild 6.2: Druckentlastung des Sicherheitsbehälters nach einem Kernschmelzunfall

Ist ein frühzeitiges Versagen des Sicherheitsbehälters auszuschließen, so wird der Versagensdruck des Sicherheitsbehälters (ca. 0,85 MPa) erst nach vier bis fünf Tagen erreicht. Im allgemeinen besteht daher ausreichend Zeit, um bei einem Kernschmelzunfall mit gezielten Maßnahmen ein passives Versagen des Sicherheitsbehälters zu verhindern. Entsprechende Accident-Management-Maßnahmen werden derzeit näher untersucht. Bild 6.2 zeigt hierzu für beide Fälle, den ND- und den HD-Pfad, den Druckverlauf im Sicherheitsbehälter, wenn der Sicherheitsbehälter nach Überschreiten des Auslegungsdrucks (nach etwa drei Tagen) über einen in der Anlage vorhandenen Systemanschluß gezielt entlastet wird. Die zu dieser Maßnahme für Jod und Cäsium integral ermittelten Freisetzungsterme sind im rechten Teil des Diagramms in Bild 6.3 wiedergegeben. Sie liegen etwa eine Größenordnung niedriger als die entsprechenden Freisetzungsterme (FK 5, FK 6) aus Phase A. Vereinfachend wurde hier für die Rechnungen zur Phase B angenommen, daß die in der Dampfabströmung enthaltenen Spaltprodukte in das Hilfsanlagegebäude und von dort ungefiltert nach außen freigesetzt werden.

Höhere Freisetzen sind nur denkbar, wenn der Sicherheitsbehälter vor allem in der frühen Unfallphase durch hohe Belastungsspitzen gefährdet wird oder von Anfang an undicht ist. Mögliche Belastungen, die aus einer Dampfexplosion oder aus einer Wasserstoff-Verbrennung resultieren können, werden zur Zeit abschließend untersucht. Es zeigt sich, daß solche Unfallabläufe äußerst unwahrscheinlich sind und praktisch ausgeschlossen werden können.

Unfallabläufe, bei denen der Sicherheitsbehälter von Anfang an undicht ist, können nur eintreten, wenn zusätzlich zum Kernschmelzen auch ein Versagen der doppelt vorhandenen Abschlußarmaturen am Sicherheitsbehälter angenommen wird. Die hierzu für Jod und Cäsium ermittelte Freisetzung ist – wiederum im Vergleich zu Phase A (FK 2) – im linken Teil von Bild 6.3 wiedergegeben. Die Rechnungen zeigen, daß selbst in diesem ungünstigen Fall die aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte noch in sehr hohem Maße (zu ca. 98 %) in der Anlage zurückgehalten werden.

F.W. Heuser
Abt. Sondervorhaben



24 Bild 6.3: Zur Spaltproduktfreisetzung, Vergleich von DRS-A und DRS-B

6.2 Stand der Entwicklung numerischer Methoden zur Sicherheitsbeurteilung von Kernreaktoren

Parallel mit der wachsenden Leistung von Kernkraftwerken einerseits und den zunehmenden Sicherheitsanforderungen andererseits vollzog sich die Entwicklung von Rechenprogrammen, die zur Auslegung und Sicherheitsbeurteilung eingesetzt werden. Es wurden zunehmend genauere, zuverlässigere, zugleich aber auch effizientere und anwenderfreundlichere Methoden zur numerischen Lösung der zugrundeliegenden partiellen Differentialgleichungen bereitgestellt. Dies gilt sowohl für Verfahren der Ortsdiskretisierung als auch für die Zeitintegration.

Die Entwicklung moderner Methoden der Ortsdiskretisierung begann in der GRS mit der Anwendung des ASWR-Verfahrens (Asymmetric Weighted Residual Method) zur Berechnung der dreidimensionalen Leistungsverteilung in Reaktorkernen großer Kraftwerksreaktoren. Heute ist dieses Verfahren die weltweit eingesetzte Standardmethode für Ganzkern-Leistungsverteilungsrechnungen.

Inzwischen wurde das ASWR-Verfahren an die speziellen Probleme der Thermohydraulik in Reaktorkühlkreisläufen angepaßt. Heute steht ein sehr genaues und höchst effizientes Programmpaket zur numerischen Lösung hyperbolischer Systeme in beliebiger ein- und zweidimensionaler Geometrie zur Verfügung; die Version für dreidimensionale Geometrie wird derzeit fertiggestellt.

Arbeiten, bei denen im Rahmen eines BMFT-Forschungsvorhabens die Konvergenzeigenschaften des Thermohydraulikteils einiger gebräuchlicher Programmsysteme untersucht wurden, zeigten eine klare Überlegenheit des im ALMOD4-Programmpaket zur Verfügung stehenden ASWR-Verfahrens gegenüber den üblichen Verfahren der Ortsdiskretisierung.

Bei vielen Problemen der Thermohydraulik in Kühlmittelkreisläufen von Reaktoren können sich die Anforderungen an die Ortsdiskretisierung während der Berechnung eines transienten Vorgangs stark verändern. Um Genauigkeitsprobleme bei der Berechnung zu vermeiden, ist entweder eine feste, feine Ortsdiskretisierung vorzunehmen, die sich an möglichen Maximalanforderungen orientiert, die aber möglicherweise nur in bestimmten Phasen des Ablaufs und an bestimmten Stellen in der maximalen Feinheit benötigt wird und deshalb ineffizient ist, oder aber die Ortsdiskretisierung wird dynamisch adaptiv bestimmt gemäß den Anforderungen aus dem transienten Ablauf. Dadurch wird zeitlich veränderlich nur dort ein feines Gitter benutzt, wo es benötigt wird.

Ein solches dynamisch adaptives Gitterzeugungsverfahren steht derzeit in Verbindung mit der ASWR-Methode für eindimensionale Geometrie zur Verfügung. Anzahl und Lage der Gitterpunkte werden zeitveränderlich so bestimmt, daß vom Benutzer vorgegebene Fehlerschranken eingehalten werden. Im Vergleich zu Rechnungen mit festem, an den Maximalanforderungen orientiertem Gitter wird durch die Verwendung des dynamisch adaptiven Gitters bei gleicher Genauigkeit sehr viel Rechenzeit gespart. Derzeit wird an der Verallgemeinerung des Verfahrens auf andere gebräuchliche Ortsdiskretisierungsansätze, wie z.B. das Finite-Differenzen-(FD-)Verfahren erster Ordnung, gearbeitet.

Parallel zur Entwicklung effizienter Methoden der Ortsdiskretisierung wurde in der GRS zur Lösung nichtlinearer Systeme gewöhnlicher Differentialgleichungen das Programmpaket FEBE erstellt. Es berechnet die numerische Lösung von Anfangswertproblemen beliebiger Systeme unter Einhaltung von Fehlerschranken, die vom Benutzer problem-spezifisch vorgegeben werden.

FEBE führt die Zeitintegration je nach Genauigkeits- und Stabilitätsanforderungen explizit oder implizit aus, wobei einzelne Zeiten des Systems unterschiedlich behandelt werden können. Zur Lösung der bei impliziter Zeitintegration anfallenden Matrixgleichungen stehen verschiedene Unterprogramme zur Verfügung. Eines davon, FTRIX, ist bezüglich der Auflösung der Matrixgleichungen optimiert, die sich bei den vermaschten Rohrleitungsnetzen von Reaktorkühlkreisläufen

ergeben. Ein anderes Unterprogramm, MULTIDIM, ist in Verbindung mit einem Aufspaltungsschema für mehrdimensionale Probleme optimiert.

Das Programmpaket FEBE, insbesondere zusammen mit dem MULTIDIM-Gleichungslösungsprogramm, eignet sich hervorragend zum Einsatz auf modernen Rechnerstrukturen mit Parallelprozessoren, die in den kommenden Jahren zu deutlichen Verbesserungen der Rechnerleistungen führen werden.

W. Werner
Abt. Mathematik und Informatik

6.3 Die analytische Versuchsbetreuung und Auswertung der UPTF-Experimente

Im Mai 1982 begannen die Vorbereitungsarbeiten für die Großversuchsanlage Upper Plenum Test Facility (UPTF) am Standort des Großkraftwerkes in Mannheim (GKM). Mit der weitgehenden Fertigstellung des Versuchsstandes und der Überprüfung der Instrumentierung trat die Inbetriebsetzung der Gesamtanlage zu Beginn 1986 in die Schlußphase. Die UPTF ist der deutsche Beitrag zum internationalen 2D/3D-Projekt, das die Untersuchung mehrdimensionaler Strömungs- und Temperaturfelder im Primärkreislauf eines Druckwasserreaktors bei Kühlmittelverluststörfällen zum Inhalt hat.

Das UPTF-Programm wird vom Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) gefördert. Die United States Nuclear Regulatory Commission (USNRC) liefert die „Advanced Instrumentation“ und stellt den 3D-Rechencode TRAC (Transient Reactor Analysis Code) zur Verfügung. Das Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) führt Versuche an der SCTF (Slab Core Test Facility) und der CCTF (Cylindrical Core Test Facility) Versuchsanlage durch und stellt die gewonnenen Ergebnisse zur Verfügung.

Außerdem wurden in gesonderten Forschungsvorhaben des BMFT an der PKL-Versuchsanlage (Primär-Kreis-Lauf) Wiederauffüll- und Flutversuche mit Einbeziehung der Endphase der Druckentlastung sowie an einem Versuchsstand in Karlstein Versuche durchgeführt, mit denen die „Advanced Instrumentation“ kalibriert wurde. Die Experimente bzw. die Ergebnisse aus der UPTF erlangen in jüngster Zeit mehr und mehr Bedeutung, da sie in einer Versuchsanlage im Maßstab 1:1 gewonnen werden.

Durch den BMFT ebenfalls gefördert wird ein Forschungsvorhaben (RS 314) der GRS zur FLUT-Programmentwicklung und UPTF-Versuchsbetreuung.

Versuchsvorbereitende Arbeiten

Die Arbeiten der GRS in der vorbereitenden Phase der Versuche konzentrieren sich auf

- die phänomenologische Auswertung von Versuchen, die in der PKL-, CCTF- und

SCTF-Anlage gefahren wurden bzw. noch gefahren werden. Die experimentellen Befunde und die Versuchserfahrung werden weitgehend bei der Spezifikation und der Durchführung der entsprechenden UPTF-Versuche berücksichtigt.

- die Nachrechnung von ausgewählten Versuchen aus den oben genannten Anlagen zur Überprüfung der Einsatzbreite und Aussagefähigkeit des 3D-Rechenprogrammes TRAC-PF1/Mod1. Hinzu kommt eine Vielzahl von Rechnungen, die auf den experimentellen Daten der Karlstein-Versuche basieren, die bei der Kalibrierung der Brennelementkopfinstrumentierung für die UPTF gewonnen wurden. Als ein Ergebnis dieser Überprüfung wurden Vorschläge zur Codeverbesserung und zu Modellmodifikationen an den TRAC-PF1-Codeentwickler in Los Alamos, USA, übersandt.
- die Berechnung von Störfallabläufen mit Kühlmittelverlust, wie sie für deutsche Kernkraftwerksanlagen mit Druckwasserreaktoren als typisch angenommen werden. Die Spezifikationen der Anfangs- und Randbedingungen für die UPTF-Versuche werden weitgehend auf dieser Datenbasis erarbeitet.
- die Untersuchung des Einflusses von bestimmten thermohydraulischen Parametern auf das Ergebnis. Mit den weiterführenden Studien werden die Richtlinien für die Detailspezifikationen und Möglichkeiten für die Fahrweise verschiedener Komponenten, wie z.B. Bruchöffnungsventile oder Dampferzeugersimulatoren, erarbeitet. Ergänzt werden diese Aktivitäten durch Vorausrechnungen von Versuchsgruppen, um den möglichen Verlauf eines Experiments bzw. von Versuchsgruppen zu bestimmen. Dies ist von Bedeutung, um für kritische Versuchsphasen Maßnahmen vorbereiten zu können, die die Integrität der Anlage sicherstellen.

Alle diese Ergebnisse fließen als Beitrag der GRS in das EOS-Dokument (Experimental Operation Specification) ein, das verantwortlich von der Kraftwerk Union AG (KWU) als Betreiber der UPTF zu jedem Versuch erstellt wird.

Versuchsbegleitende Analysen

Nachdem die Versuchsergebnisse als Rohdaten auf Plots und Magnetbändern bei der GRS vorliegen, beginnt eine erste phänomenologische Auswertung des Versuches. Parallel dazu werden in mehreren Schritten entsprechend der Bereitstellung der Datenbänder die Versuchsdaten auf Vollständigkeit, Meßwertgröße und Plausibilität überprüft. Die Ergebnisse dieser unabhängigen Datenqualifikation werden zusammen mit den Ergebnissen der phänomenologischen Auswertung dem Betreiber als GRS-Beitrag für den QLR (Quick Look Report) zur Verfügung gestellt. Nach Abschluß der Datenqualifikation werden die experimentellen Daten mengenreduziert in die UPTF-Datensammlung eingebracht, die auf der GRS-eigenen Rechenanlage eingerichtet wurde.

Die Ergebnisse erster Nachanalysen werden unmittelbar bei der Spezifikation nachfolgender Versuche der gleichen Versuchsgruppe umgesetzt.

Auswertung von Versuchen bzw. Versuchsgruppen

Die GRS-Arbeiten zur Auswertung der UPTF-Experimente sind zunächst auf die phänomenologische Auswertung ausgerichtet. Sie stellt sicher, daß die thermohydraulischen Abläufe lückenlos interpretiert werden können und weiterhin, daß die experimentellen Befunde Eingang finden in die Entwicklung der Analysemethoden und in die Sicherheitsanalysen.

Mit Nachrechnungen der UPTF-Versuche unter Verwendung von TRAC-PF1/Mod1 und der in der GRS entwickelten Rechenprogramme FLUT bzw. ATHLET werden diese Codes an experimentellen Daten verifiziert.

Die Ergebnisse dieser Auswertungen und Analysen fließen als GRS-Beitrag in den FR (Final Report) ein.

In Bild 6.4 sind die Resultate einer Referenzreaktorrechnung mit TRAC-PF1/Mod1 dargestellt. Für diesen Fall wurden der doppelendige Bruch der Hauptkühlmittelleitung im kaltseitigen Strang und die Notkühlwassereinspeisung über zwei heißseitige und drei kaltseitige Stränge angenommen. Die beiden heißseitigen Stränge, über die eingespeist wird, liegen nebeneinander. In dem Bild sind

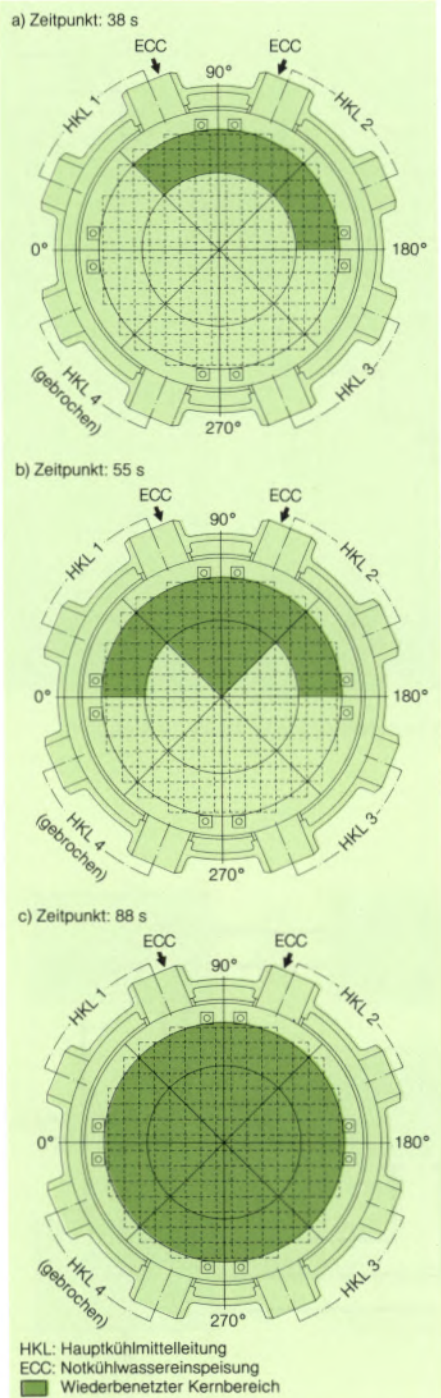


Bild 6.4: Zu verschiedenen Zeitpunkten wiederbenetzter Kernbereich der UPTF

nun zu fortschreitenden Zeitpunkten (a und b) die Bereiche dunkel eingezeichnet, in denen massiv Notkühlwasser vom oberen Plenum in den oberen Kernbereich eingedrungen ist und zu einem vollständigen Wiederbenetzen der Brennstäbe in diesem Bereich geführt hat.

Der größte Teil des heißseitig eingespeisten Notkühlwassers fällt bis in das untere Plenum durch. In Verbindung mit dem kaltseitig eingespeisten Notkühlwasser führt dies zu einem raschen Wiederauffüllen des unteren Plenums und nachfolgend zum Fluten des Gesamtkerns (Bild 6.4c). Die bisher in der UPTF durchgeführten Versuche bestätigen in eindrucksvoller Weise dieses Wasserdurchbruchverhalten in der Nähe der heißseitigen Stränge, die bespeist werden. In Bild 6.5 wird dieser Vorgang an Positionen, an denen Meßinstrumente (Break Through Detectors, Flow Modules) angeordnet sind, durch die dunkle Farbe verdeutlicht. Meßinstrumente an anderen Positionen zeigen eine Dampfströmung nach oben an.

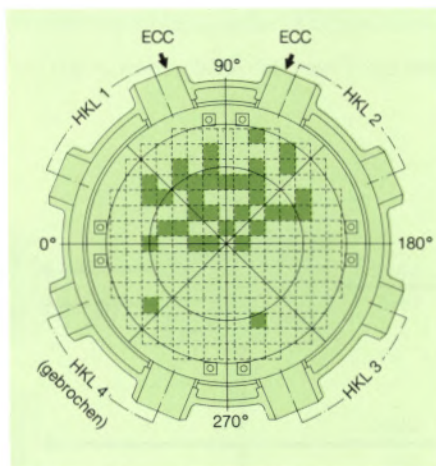


Bild 6.5: UPTF-Testlauf 013, Stabhalteplatte mit Wasserdurchbruchszonen

Schlußbemerkung

Für die Entwicklung und vor allem für die Verifikation von Rechenmodellen und Codes sind die Ergebnisse aus der UPTF eine überaus wichtige Ergänzung zu der vorhandenen experimentellen Datenbasis. Es hat sich gezeigt, daß wichtige Phänomene, wie z.B. die Gegenstrombegrenzung an der Stabhalteplatte, in der Großanlage qualitativ und quantitativ anders bewertet werden müssen als entsprechende Ergebnisse aus Kleinversuchsanlagen.

K. Liesch
Abt. Thermohydraulik II

6.4 Sicherheitsaspekte bei der Rezyklierung von Uran

Bei der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente werden die Kernbrennstoffe Uran und Plutonium gewonnen, um sie zu neuen Brennelementen zu verarbeiten und wieder im Kernreaktor einzusetzen. Nach dem PUREX-Wiederaufbereitungsverfahren werden zunächst die Spaltprodukte abgetrennt. Sie werden als radioaktive Abfälle konditioniert und endgelagert. Die Wertstoffe Uran und Plutonium werden voneinander separiert und in oxidische Kernbrennstoffe umgewandelt.

Das wiedergewonnene Uran (Alturan) enthält noch 0,8% U-235, also ca. ein Viertel der Anfangsanreicherung der Brennelemente. Das im Reaktorbetrieb entstandene Plutonium besteht zu etwa 60 bis 70% aus Isotopen, die durch thermische Neutronen spaltbar sind.

Wegen der Eigenschaften des Plutoniums als Spaltstoff und hochradioaktives Element konzentrierten sich bisher die sicherheitstechnischen Untersuchungen der Rezyklierung von Kernbrennstoffen in thermischen Reaktoren auf den Einsatz von Plutonium als Mischoxid mit Natururan als Trägermaterial. Die Rezyklierung des Alturans beinhaltet jedoch ebenfalls spezifische Sicherheitsaspekte, denen bei der Rezyklierstrategie und den Anlagenplanungen entsprochen werden muß. Außerdem bestehen auch sicherheitsrelevante Wechselbeziehungen zwischen der Rezyklierung von Plutonium und Alturan.

Alturan fällt bei der Wiederaufarbeitung in großen Mengen als Uranylнитratlösung mit einer Konzentration von ca. 450 g U/l an. Aus Kapazitätsgründen und angesichts der korrosiven chemischen Form der Alturanlösung sollte Alturan zügig in den Brennstoffkreislauf zurückgeführt werden. Bis zur Inbetriebnahme der Wiederaufbereitungsanlage Wackersdorf wird Alturan vor allem im Rahmen der Aufarbeitungsverträge mit der französischen Compagnie Générale des Matières Nucléaires (COGEMA) und der British Nuclear Fuels Ltd. (BNFL) abgetrennt und in die Bundesrepublik Deutschland zurückgeliefert. Die verfügbare Menge an Alturan beträgt gegenwärtig etwas mehr als 700 t; nach Hochrechnungen wird die kumulierte Alturanmenge bis zum Jahr 2000 auf ca. das Achtfache ansteigen (Bild 6.6).

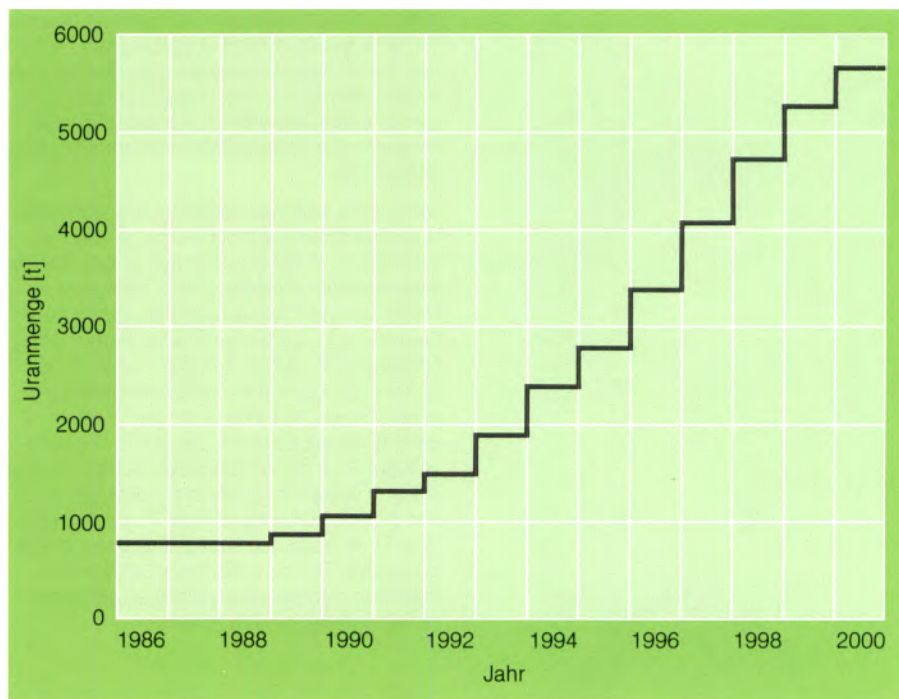


Bild 6.6: Erwarteter Anfall von Uran aus der Wiederaufarbeitung (kumulierte Mengen)

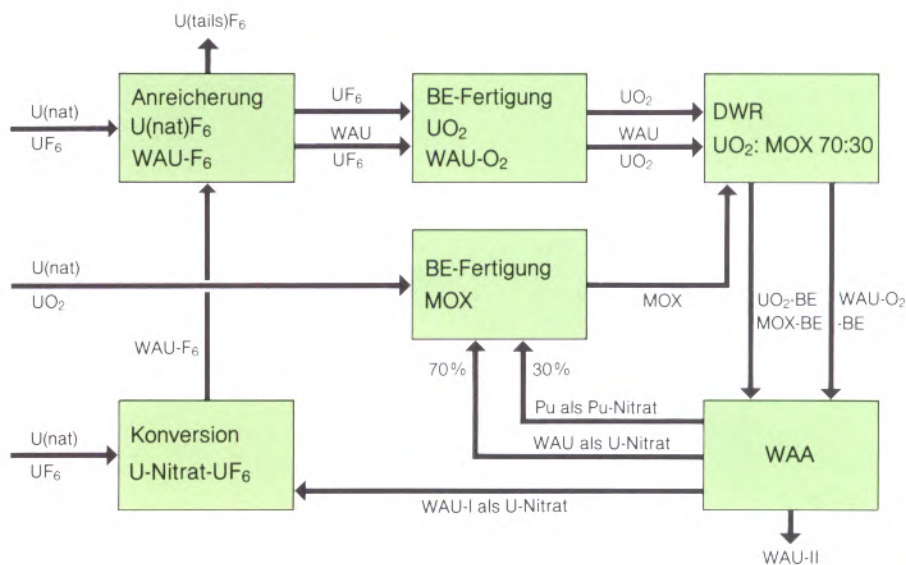


Bild 6.7: Rückführung von Uran aus der Wiederaufarbeitung (WAU) in den Leichtwasserreaktor

Für den Einsatz von Alturan in Leichtwasserreaktoren gibt es zwei prinzipielle Möglichkeiten:

- Alturan wird anstelle von oder zusammen mit Natururan als Trägermaterial für Plutonium in Form von Mischoxid eingesetzt.
- Alturan wird zu Uranhexafluorid konvertiert, angereichert und als angereichertes Urandioxid in Brennelementen verwendet. Auch bei dieser Rezyklierung kann Alturan mit natürlichem Uran vermischt werden. Allerdings sprechen gute Gründe dafür, Alturan getrennt von frischem Uran zu verarbeiten und im Kernreaktor einzusetzen.

Bild 6.7 zeigt die Rezykliermöglichkeiten für Uran aus der Wiederaufarbeitung.

Wiederaufgearbeitetes Uran unterscheidet sich in der Isotopenzusammensetzung von frischem Uran vor allem durch das beim erstmaligen Einsatz im Kernreaktor entstandene Isotop U-236 und durch gegenüber frischem Uran wesentlich höhere Spurenanteile der Isotope U-232 und U-234. Außerdem enthält Alturan geringe Mengen von Spaltprodukten und Aktiniden. Tabelle 6.3

zeigt die Isotopenzusammensetzung für einige typische Anfangsanreicherungen und Abbrände.

Das durch Neutroneneinfang entstandene U-236 wirkt im Kernbrennstoff als Neutronenabsorber im Resonanzbereich und ist daher ähnlich wie U-238 im Leichtwasserreaktor reaktivitätsmindernd. Dieser Reaktivitätsverlust muß bei der Wiederanreicherung durch eine gegenüber erstmalig eingesetztem Uran geringfügig höhere Anfangsanreicherung kompensiert werden. Bei der Berechnung der benötigten Höheranreicherung muß die Selbstabsorption des U-236 im Resonanzbereich berücksichtigt werden, da sonst die erforderliche Höheranreicherung um den Faktor zwei bis drei überschätzt wird, wie Vergleichsrechnungen gezeigt haben. Sicherheitstechnisch ist die leichte Erhöhung des Anreicherungsgrades unbedeutend.

Während sich die radiologischen Eigenschaften des U-236 selbst kaum von denen des U-238 unterscheiden, ist der von U-236 ausgehende Aufbau der sicherheitstechnisch unerwünschten Plutoniumisotope 236 und 238 beim Wiedereinsatz des Alturans im

Leichtwasserreaktor bedeutsam. Bild 6.8 zeigt den über Np-237 führenden Aufbau dieser Plutoniumisotope während des Einsatzes im Kernreaktor.

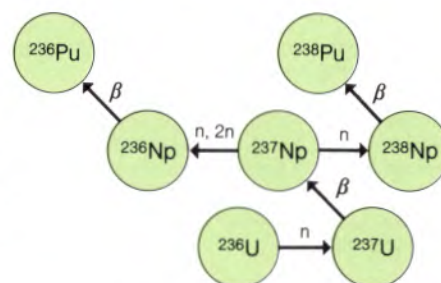


Bild 6.8: Aufbau von Pu-236 und Pu-238 aus U-236 im Leichtwasserreaktor

Pu-236 zerfällt über U-232 in eine Zerfallsreihe, die mit Tl-208 einen besonders energiereichen Gammastrahler aufweist. Pu-238 ist die Hauptquelle der Neutronenemission durch (α, n)-Reaktion an Sauerstoff und Spontanzerfall. Diese Emission führt zu einer stärkeren Zersetzung der Extraktionsmittel bei der Wiederaufarbeitung, zu einer Erhöhung der Wärmeleistung des Plutoniums und zu einer höheren Strahlenexposition des Betriebspersonals bei der Verarbeitung des wiedergewonnen Plutoniums. Da die Neutronen ein hohes Durchdringungsvermögen haben, ist ihre Abschirmung aufwendig, so daß die Fabrikationsanlagen und Lagereinrichtungen bei höheren Pu-238-Anteilen fernbedient betrieben oder automatisiert werden sollten.

Zur Ermittlung der Isotopenzusammensetzungen des Plutoniums, insbesondere der Anteile von Pu-236 und Pu-238, wurden unter Berücksichtigung der Verschiebung des Neutronenspektrums zu höheren Energien Abbrandrechnungen mit dem GRS-Programmsystem OREST durchgeführt. Das Programmsystem selbst wurde durch Vergleichsrechnungen an gemessenen Isotopenzusammensetzungen erfolgreich verifiziert. Beispielhaft sind in Tabelle 6.4 die berechneten Anteile von Pu-236 und Pu-238 ohne und mit Einsatz von Alturan als angereichertes Alturandioxid-Brennelement oder als Mischoxid-Trägermaterial gegenübergestellt.

Isotop	Zusammensetzung [%]				
	Anfangs- anreicherung: Abbrand:	3,2% U-235 35 GWd/t	3,6% U-235 40 GWd/t	4,0% U-235 50 GWd/t	4,0% U-235 55 GWd/t
U-232*)		0,16	0,22	0,39	0,59
U-234		0,012	0,013	0,013	0,012
U-235		0,77	0,81	0,69	0,56
U-236		0,42	0,48	0,56	0,58
U-238		98,80	98,70	98,74	98,85

*) Angabe in ppm bezogen auf U-235

Tabelle 6.3: Isotopenzusammensetzung von Uran aus der Wiederaufarbeitung nach sieben Jahren Abklingzeit

Nuklid	Nuklidanteil [%]			
	100% U (3,6)O ₂ frisches Uran	80% U(3,6)O ₂ frisches Uran 20% U(4,0)O ₂ Alturan	30% Mischoxid frisches Natururan als Trägermaterial	70% UO ₂ (frisch) Alturan als Trägermaterial
Pu-236	$2,13 \cdot 10^{-6}$	$5,38 \cdot 10^{-6}$	$1,13 \cdot 10^{-6}$	$1,91 \cdot 10^{-6}$
Pu-238	2,05	2,92	2,78	3,05

Tabelle 6.4: Einfluß von Alturan auf die Anteile von Pu-236 und Pu-238 für verschiedene Brennelemente nach einem Abbrand von 40 GWd/t (sieben Jahre Kühlzeit)

Die Ergebnisse in Tabelle 6.4 zeigen, daß sich die Anteile der unerwünschten Plutoniumisotope beachtlich erhöhen, obwohl jeweils nur 20 bzw. 30% der Brennelemente im Reaktorkern Alturan enthalten. Die Verarbeitung von Plutonium aus Brennelementen, die aus Alturan bestehen, zwingt somit zu erhöhten Strahlenschutzmaßnahmen und zur weitgehenden Fernbedienung und Automatisierung der Brennelementfertigung.

Die größeren Anteile an U-234 und U-232 in Alturan führen zu höheren Gamma-Ortsdosisleistungen als bei erstmals verarbeitetem Uran. U-232 entsteht auf verschiedenen Wegen aus Uran-, Thorium- und Neptuniumisotopen (Bild 6.9).

Neben den Konzentrationen von Np-237 und U-236, die mit dem Abbrand der Brennelemente ansteigen, sind für den U-232-Anteil im Alturan der Zeitpunkt der Wiederaufarbeitung und die Länge der Lagerzeit vor der Aufarbeitung der abgebrannten Brennelemente entscheidend. Außerdem kann der U-232-Gehalt durch verbesserte Abtrennung des Np-237 und der Thoriumisotope verringert werden. Für die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf ist eine Mindestabklingzeit der Brennelemente vor der Aufarbeitung von sieben Jahren vorgesehen. Bei dieser Abklingzeit beträgt der U-232-Anteil 0,22 ppm, bezogen auf U-235 und einen Abbrand von 40 GWd/t bei 3,6% Anfangsanreicherung. Dieser Wert ist doppelt so hoch wie die derzeit für Anreicherungsanlagen geltende U-232-Spezifikation in Uranhexafluorid. Für die Anreicherung von Alturan wird, wenn auf eine Vermischung mit frischem Uran verzichtet werden soll, somit eine Anpassung der Abschirmmaßnahmen und eine Änderung der U-232-Spezifikation erforderlich. Tabelle 6.5 gestattet einen Vergleich der Anteile der Uranisotope in frischem Uran und Alturan. Die Werte von Alturan beziehen sich jeweils auf einen Abbrand von 40 GWd/t und eine Kühlzeit von sieben Jahren.

Der gegenüber frischem Uran etwa dreimal so große U-234-Anteil bewirkt eine entsprechende Erhöhung der spezifischen Alpha-Aktivität von Alturan. Dies bedeutet, daß bei der Verarbeitung von Alturan der Reduzierung der Raumluftaktivität durch Einschluß und Kapselung von Fertigungsanlagen zur Vermeidung von Staubfreisetzung erhöhte Bedeutung zukommt. Um gezielt zusätzliche Einschluß- und Abschirmmaßnahmen in den Anlagen des Brennstoffkreislaufs treffen zu

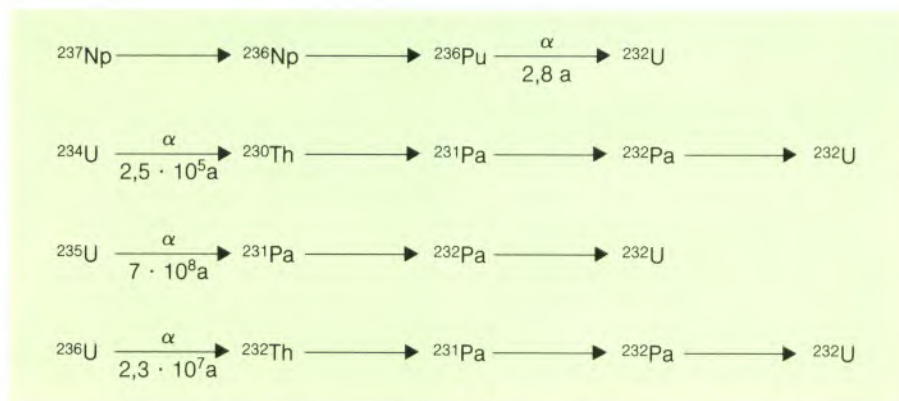


Bild 6.9: Entstehung von U-232

Nuklid	Anteil [%]			
	Natururan	Alturan	angereichertes frisches Uran	angereichertes Alturan
U-232		$1,9 \cdot 10^{-7}$		$1,1 \cdot 10^{-6}$
U-234	0,005	0,013	0,030	0,089
U-235	0,71	0,81	3,6	4,0
U-236		0,48		1,845
U-238	99,285	98,70	96,370	94,066

Tabelle 6.5: Isotopenzusammensetzung von frischem Uran und Alturan

können, ist eine von frischem Uran getrennte Rezyklierstrategie vorteilhaft. Auf diese Weise kann durch kampagnenweise getrennte Aufarbeitung von Alturan-Brennelementen wirtschaftlich uninteressantes zweifach eingesetztes Alturan dem Brennstoffkreislauf entzogen werden. Plutonium mit hohen Anteilen an Pu-236 und Pu-238 kann von dem übrigen Plutonium getrennt gehalten und für den Einsatz in Brutreaktoren verwendet werden.

Die Sicherheitsaspekte von Spaltprodukt- und Aktinidensuren bei der Konversion, Anreicherung und Brennelementherstellung beziehen sich vor allem auf den Restgehalt an Alphastrahlern. Die wesentlichen Isotope der Alpha-Restaktivität in Alturan sind Np-237 und Pu-238. Bei Einhaltung der Wiederaufarbeitungs- und Uranhexafluorid-Spezifikationen (15 000 Zerfälle pro Minute und Gramm Uran bzw. 1500 Zerfälle pro Minute und Gramm Uran) beeinflussen diese Verunreinigungen die Kernbrennstoffzusammensetzungen bei der Rezyklierung nicht wesentlich. Eine Ansammlung von Alphastrah-

lern in Apparaten der Konversions- und Anreicherungsanlage ist durch technische Auslegung und betriebliche Maßnahmen zu vermeiden.

Insgesamt kann die Rezyklierung von Uran aus der Wiederaufarbeitung in Leichtwasserreaktoren sicherheitstechnisch befriedigend durchgeführt werden. Dies haben auch erste Versuchskampagnen bei der Reaktor-Brennelement-Union, Hanau, gezeigt. Allerdings sind spezielle Maßnahmen zur Festlegung und Ausrüstung eigener Fertigungslinien erforderlich, wenn Alturan im industriellen Maßstab verarbeitet werden soll. Die Rezyklierung von zweifach eingesetztem Alturan ist wegen der geringen U-235-Konzentration und des relativ hohen U-236-Anteils wirtschaftlich nicht attraktiv und auch sicherheitstechnisch bei einer Wiederanreicherung wegen des überproportionalen Anstiegs des U-232 unvorteilhaft.

U. Hesse, W. Thomas
Abt. Brennstoffkreislauf

Action			Normal usage Schedule repair Monitor frequently		Avoid heavy loads. Schedule replacement Monitor frequently.	Normal usage. Schedule replacement Monitor frequently.	Pr
Prognosis (TIME HORIZON)			Stable faults giving increased rate of wear (MONTHS/YEAR)		Fault progressing to cause sudden failure. (MONTHS)	End of life approaching risk of failure. (MONTHS)	Pr
Fault Diagnosis			Eccentrically mounted gear	Bent shaft	Gear skew on shaft	Cracked shaft	Worn gear
Indicator [min,max]	Movement of Indicator	Signal Number					
RWS [0,100]	↑	2	2	1	1	1	2
S01 [0,10]	↑	3	2	5	0	5	1
S02 [0,10]	↑	4	0	0	0	0	1
WT1 [-100,100]	↑	5	1	2	N/A	N/A	N/A
I01A-BB [0,1.0]	↑	6	8	8	8	10	0
I01A-N [0,1.0]	↑	7	10	10	10	10	0

Bild 6.11: Ausschnitt aus dem Gearbox-Modell von Stewart-Hughes Ltd.

Jede dieser Ebenen erfordert eine Reaktion in einem anderen Zeitbereich.

Die GRS hat auf dem Gebiet der Kernkraftwerkstechnik mit der Entwicklung des STAR-GENERIS²⁾-Softwarepakets³⁾ grundlegende Techniken für die Bereitstellung hochwertiger Information erarbeitet.

Diese werden in dem beschriebenen Projekt mit Erweiterungen bzw. Modifikationen nun für die Überwachung flexibler Fertigungsanlagen eingesetzt. Hierzu wurde ein Prototyp entwickelt, der nachfolgend vorgestellt wird.

Bild 6.10 zeigt die Prinzipien der Softwarestruktur für ein fehlertolerantes FMS⁴⁾ auf der Basis der STAR-GENERIS-Software.

Ein Datenerfassungssystem erzeugt aus den Meßwerten der Sensoren, die in der FMC (flexible manufacturing cell) angebracht sind, geeignete Datenströme, die in einem übergeordneten Rechner verarbeitet werden. Ein Teil dieser Daten, meist höherfrequente Schwingungswerte, werden mit Methoden der Signalanalyse vorverarbeitet, um

Aussagen über den Zustand der Fertigungszelle zu ermöglichen. Andere Meßwerte können direkt durch das GENERIS-System verarbeitet werden. Dieses Programm schließt so aus den Zuständen der Anlage und den durch einen Simulator erzeugten Referenzzuständen auf notwendige Aktionen zur Aufrechterhaltung und Durchführung der Produktion.

Das GENERIS-System wird zur Überwachung und Steuerung der FMC eingesetzt. So können die notwendigen Datenbanken auf dem neuesten Stand gehalten, Protokolle erzeugt sowie Informationen und Arbeitsanweisungen an Sichtgeräten ausgegeben werden. Läßt sich der vorgegebene Arbeitsplan nicht mehr einhalten, wird versucht, die Produktionsziele durch lokales Umplanen zu erreichen. Ist auch dies nicht mehr möglich, muß die übergeordnete Planung verändert werden. Die übergeordnete Planung ist jedoch nicht mehr Teil dieser Arbeiten, sondern wurde von einem anderen ESPRIT-Projekt in Angriff genommen.

GGGGGGG	EEEEEEE	NNN	NN	EEEEEE	RRRRRRR	111	SSSSSSS
GGGGGGG	EEEEEEE	NNN	NN	EEEEEE	RRRRRRR	111	SSSSSSS
GG	EE	NNNN	NN	EE	RR	RR	SSS
GG	EE	NN	NN	EE	RR	RR	SSS
GG	GGGG	NN	NN	EEEE	RRRRRRR	111	SSSSSSS
GG	GGGG	NN	NN	EEEE	RRRRRRR	111	SSSSSSS
GG	GG	NN	NN	EE	RR	RR	SSS
GG	GG	NN	NN	EE	RR	RR	SSS
GGGGGGG	EEEEEEE	NN	NN	EEEEEE	RR	RR	SSS
GGGGGGG	EEEEEEE	NN	NN	EEEEEE	RR	RR	SSS

24.07.86 14:20:31 REL: 5.1 (29.11.85)

```

24.07.86 14:21:09 > DETECTED_ERROR : GRB1.3: Tooth damaged
24.07.86 14:21:09 > INITIATE_ACTION: MA1: Automatic machine shutdown
24.07.86 14:21:09 > INITIATE_ACTION: GRB1.3: Exchange gearbox
24.07.86 14:21:12 > SOLVED_PROBLEM : GRB1.3: Tooth damaged
24.07.86 14:21:13 > DETECTED_ERROR : GRB1.3: Unknown fault
24.07.86 14:21:13 > INITIATE_ACTION: MA1: Automatic machine shutdown
24.07.86 14:21:13 > INITIATE_ACTION: GRB1.3: Exchange gearbox
24.07.86 14:21:19 > SOLVED_PROBLEM : GRB1.3: Unknown fault
24.07.86 14:21:19 > DETECTED_ERROR : GRB1.3: Eccentric mounted gear
24.07.86 14:21:19 > INITIATE_ACTION: GRB1.2: Increased rate of wear
24.07.86 14:21:24 > DETECTED_ERROR : MA1: Bad tool offsets
24.07.86 14:21:24 > INITIATE_ACTION: MA1: Clean measurement install.
24.07.86 14:21:24 > INITIATE_ACTION: MA1: Clean tool
24.07.86 14:21:24 > INITIATE_ACTION: MA1: Change tool
24.07.86 14:21:27 > INITIATE_ACTION: MA1: Change workpiece
24.07.86 14:21:27 > SOLVED_PROBLEM : MA1: Bad tool offsets
24.07.86 14:21:28 > DETECTED_ERROR : MA1: Coolant error
24.07.86 14:21:28 > INITIATE_ACTION: MA1: Check coolant circuit
24.07.86 14:21:28 > INITIATE_ACTION: MA1: Interrupt NC program
24.07.86 14:21:33 > SOLVED_PROBLEM : MA1: Coolant error
24.07.86 14:21:34 > DETECTED_ERROR : MA1: Tool about to fail
24.07.86 14:21:34 > INITIATE_ACTION: MA1: Exchange tool in cut
24.07.86 14:21:34 > INITIATE_ACTION: MA1: Sister tool in next cut
24.07.86 14:21:36 > SOLVED_PROBLEM : MA1: Tool about to fail
24.07.86 14:21:37 > DETECTED_ERROR : MA1: Wrong depth of cut
24.07.86 14:21:38 > INITIATE_ACTION: MA1: NC program error order deleted
24.07.86 14:21:38 > INITIATE_ACTION: MA1: Unload workpiece
24.07.86 14:21:40 > SOLVED_PROBLEM : MA1: Wrong depth of cut
24.07.86 14:21:41 > DETECTED_ERROR : MA1: Workpiece position error
24.07.86 14:21:41 > INITIATE_ACTION: MA1: Clean workpiece
24.07.86 14:21:41 > DETECTED_ERROR : MA1: Bad tool offsets
24.07.86 14:21:41 > INITIATE_ACTION: MA1: Wrong depth of cut
24.07.86 14:21:41 > INITIATE_ACTION: MA1: NC program error order deleted
24.07.86 14:21:41 > INITIATE_ACTION: MA1: Clean measurement install.
24.07.86 14:21:41 > INITIATE_ACTION: MA1: Clean tool
24.07.86 14:21:42 > INITIATE_ACTION: MA1: Unload workpiece
24.07.86 14:21:42 > INITIATE_ACTION: MA1: Change tool
24.07.86 14:21:42 > DETECTED_ERROR : MA1: Incorrect tool
24.07.86 14:21:42 > INITIATE_ACTION: MA1: Coolant error

```

Bild 6.12: Maschinenprotokoll

Ende 1986 wurde ein Demonstrationssystem auf reiner Simulationsbasis (small demonstrator) implementiert und getestet.⁵⁾ Hierbei war jedoch noch kein FMS verfügbar. Die Daten, wie sie aus einem solchen System zu erwarten sind, wurden entweder aus einer Simulationsdatenbasis oder manuell von einem Keyboard eingespeist.

²⁾ STAR: Störungsanalyserechner
GENERIS: Generisches rechnergestütztes Informationssystem

³⁾ L. Felkel:
The STAR-Concept, Systems to assist the operator during abnormal events,
Atomenergie/Kerntechnik, Vol. 45, 1984, No. 4

⁴⁾ P. Ephraim, G. Gänßmantel, P. Knackfuß:
A concept of fault tolerant operation of FMS,
CIM Europe, Bremen, 27. - 29. Mai 1986

⁵⁾ P. Knackfuß, G. Gänßmantel:
A real-time system utilizing expert knowledge in manufacturing applications,
3rd ESPRIT-Conference 1986, Brüssel,
29. September - 1. Oktober 1986

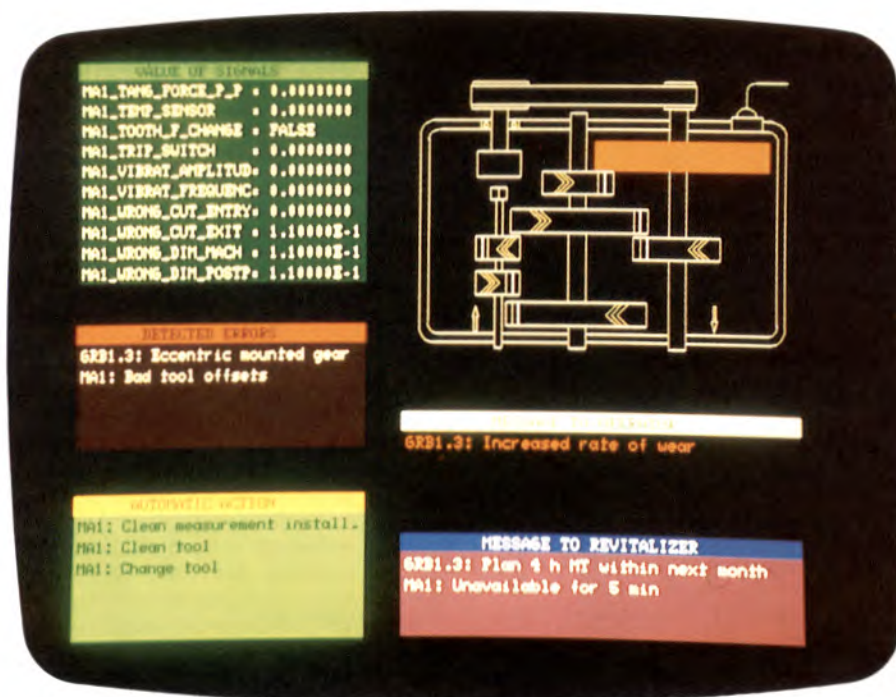


Bild 6.13: Anzeige des Zellenzustands (Beispiel Gearbox)

Für das Demonstrationssystem wurden zwei Modelle zugrundegelegt. Das erste, ein „Gearbox-Modell“, wurde von Stewart-Hughes Ltd. entwickelt, das zweite beschreibt eine große Zahl von möglichen Fehlern, die an einer Fräsmaschine auftreten können. Bild 6.11 zeigt die möglichen Zustände des „Gearbox-Modells“.

Auf der Basis dieser Eingangssignale und dem augenblicklichen Zustand des Modells bestimmt das GENERIS-Interpretationssystem einen Satz von Ausgangsinformationen (Fehlzustände, mögliche Gegenmaßnahmen). Diese werden auf Graphikbildschirmen angezeigt. In Bild 6.12 ist ein Protokoll der Anlage zu sehen. Dieses Protokoll enthält simulierte Fehler und die durch die Anlage eingeleiteten Maßnahmen zur Fehlerbeseitigung. Während dieser Ausdruck vornehmlich der Dokumentation dienen soll, liefert das Anzeigesystem einen Einblick in den „Gesundheitszustand“ der Fertigungszelle und zeigt die Arbeiten an, die nicht automatisch erledigt werden können und daher vom

Bedienungspersonal durchzuführen sind. Bild 6.13 zeigt die vollgrafische Darstellung eines Getriebes mit einer simulierten Fehler-situation. Ferner werden die dynamischen Daten über Abläufe in der Zelle in verschiedenen Fenstern dargestellt.

Im weiteren Verlauf des Projektes, das auf zwei weitere Jahre ausgelegt ist, sollen diese Ergebnisse und Erfahrungen nun an einer bestehenden Zellenkonfiguration des Projektpartners Ikerlan implementiert und getestet werden.

L. Felkel, P. Knackfuß
Abt. Prozeßrechner

6.6 COMOS – Ein On-line-System zur problemorientierten Komponentenüberwachung

Die Schwingungsüberwachung maschinenbautechnischer Komponenten ist eine in vielen technischen Bereichen etablierte Schadensverhütungsmaßnahme. Auch die Primärkreissysteme von Druckwasserreaktoren besitzen Schwingungsüberwachungssysteme. Während des Anlagenbetriebs ist durch die Überwachung der Komponentenschwingungen ein Rückschluß auf den Struktursturzstand bzw. die anregenden Kräfte gegeben. Wie die Erfahrungen zeigen, verlaufen mechanische Veränderungen an passiven Komponenten, wie Druckbehälter, Rohrleitungen oder Kerneinbauten, in der Regel mit sehr großen Zeitkonstanten. Eine dreimal pro Brennelementzyklus stattfindende, diskontinuierliche Überwachung hat sich hierfür als ausreichend erwiesen. Im Gegensatz dazu sind bei aktiven Komponenten, wie beispielsweise Hauptkühlmittelpumpen, schnelle Schadens eskalationen nicht auszuschließen. In Extremfällen kann dies auch für passive Komponenten zutreffen, sofern aufgrund eines Primärschadens neue und nicht auslegungsgemäße Kühlmittelanströmbedingungen vorliegen. Zwischen dem Schädigungseintritt bis hin zum Komponentenversagen können in diesen Fällen relativ kurze Zeitspannen von wenigen Wochen oder auch nur wenigen Tagen liegen. Für eine hierzu erforderliche quasi-kontinuierliche Zustandsüberwachung der Komponenten wurde COMOS (Condition Monitoring System) konzipiert.

Überwachungsaufgabe

Die am Reaktor-Primärkreissystem adaptierten Meßwertnehmer liefern stochastische Meßsignale, die eine Signalverarbeitung im Frequenzbereich erforderlich machen. Die berechneten Signalspektren weisen eine Vielzahl von Frequenzpeaks auf, deren Interpretation im Rahmen zurückliegender Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur Schadenfrüherkennung erarbeitet wurde und als gesichert angesehen werden kann. Für eine klar definierte Aufgabenstellung ist die Überwachung einzelner, als wesentlich erkannter Frequenzpeaks aus-

reichend. Die Überwachungsaufgabe beinhaltet üblicherweise die Aufnahme einer Basismessung als Referenzzustand und den anschließenden Vergleich mit aktuellen Messungen. Dies bedeutet Quervergleich einzelner Frequenzpeaks hinsichtlich Peakhöhe (Schwingungsamplitude), Peakfrequenz (Strukturresonanz) bzw. Peakform (Dämpfungsverhalten). COMOS wurde so konzipiert, daß vielseitige Anwendungsbereiche bei gleichzeitiger extremer Informationsverdichtung bearbeitet werden können. Da die Zustandsüberwachung vor Ort erfolgt und somit die Erstbeurteilung der Überwachungsergebnisse dem Betreiber obliegt, wurde darauf geachtet, die Ergebnisdarstellung auf das Wesentliche zu beschränken, um nicht durch ein Informationsüberangebot Verwirrung zu stiften.

Systemaufbau

Ein Blick auf die Hardware von Bild 6.14 läßt die Funktionsweise von COMOS erkennen: Herz des Systems ist ein Tischrechner (1), der über einen Meßstellenumschalter (2) aus der vor Ort vorhandenen Signpalette jeweils zwei Meßsignale anwählt und sie zum Eingang eines Zweikanal-Analysators (3) durchschaltet. Dieser erzeugt mittels FAST-FOURIER-Transformation gemittelte Signalspektren, die in einem Massenspeicher (4) abgelegt werden. Nach dem Vergleich der aktuellen Spektren mit den Referenzfunktionen wird das Ergebnis auf Ausgabemedien angezeigt. Hierzu stehen ein Farbmonitor (5), ein Farbplotter (6) bzw. ein grafikfähiger Tintenstrahldrucker (7) zur Verfügung. Die Überwachungsaufgabe, d.h. Signalerfassung, Spektrenerzeugung, Spektrenvergleich und Ergebnisdarstellung, wird mit höchster Priorität abgewickelt. Parallel hierzu können auf Wunsch weitere Ergebnisdarstellungen mit dem vorhandenen Keyboard (8) über Softkeys und Menütechnik abgerufen werden. Die Überwachungsaufgabe wird dadurch nicht beeinträchtigt.

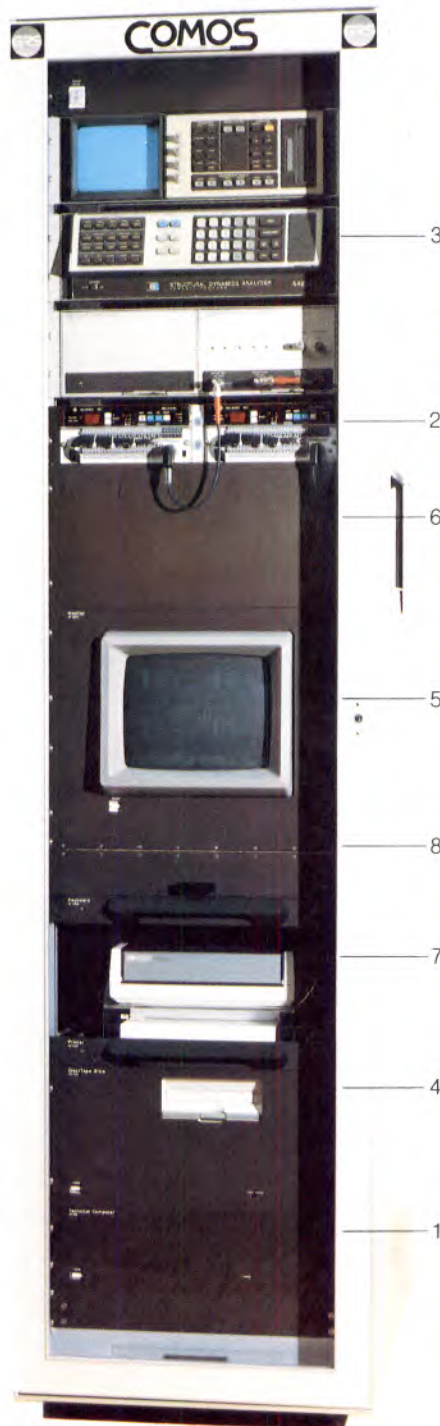


Bild 6.14: COMOS-Systemaufbau (Fronttür geschlossen)

Informationsdarstellung

Die Überwachung der ausgewählten Frequenzpeaks wird durch ein Diskriminantenverfahren realisiert. Eine Abweichung der berechneten Diskriminante signalisiert eine Abweichung des zugehörigen Frequenzpeaks. Die Darstellung des Diskriminantenverlaufs über der Zeit ermöglicht eine relativ einfache Beurteilung: Solange der Diskriminantenwert in einem vorher eingestellten, tolerierbaren Bereich liegt, sind die zugehörigen Signalspektren als unkritisch zu bewerten. Der Betreiber ist dadurch von der Beurteilung der in Kernkraftwerken nicht üblichen Spektrendarstellung befreit. Pro Spektrum können auf diese Weise bis zu zehn frei wählbare Frequenzbänder überwacht werden. Bild 6.15 vermittelt einen Eindruck dieser Darstellungsart: Die farbig gekennzeichneten Frequenzbänder in den Signalspektren werden überwacht, der Verlauf der farbgleich zugeordneten Diskriminanten ist im vorliegenden Fall für eine 24stündige Zeitspanne dargestellt. Die Darstellungsform zeigt ferner, daß alle für eine zu überwachende Komponente relevanten Signale gleichzeitig dargestellt werden: Im vorliegenden Fall sind dies vier Schwingwegsignale eines Pumpenaggregats. Diese Informationsdarstellung ist deshalb wichtig, weil betriebliche Einflußgrößen ebenfalls die Signalspektren beeinflussen können. Derartige Effekte können bei der vorhandenen Darstellung durch einfache logische Verknüpfung, Einbeziehung der Zeitkonstanten und zeitliche Zuordnung betrieblicher Schaltvorgänge eliminiert werden. Schadensbedingte, mechanische Veränderungen sind durch ein ausgeprägtes komponenten- und signalspezifisches Trendverhalten erkennbar. Grundsätzlich kann nach folgenden grafischen Darstellungen unterschieden werden:

- Permanente Displayanzeige mit 24-Stunden-Übersicht der Diskriminantenverläufe, die fortlaufend von Komponente zu Komponente umgeschaltet wird
- Tägliche Statusplot-Ausgabe zur Darstellung aller aufgetretenen Diskriminanten-Abweichungen und der zugehörigen abweichenden Signalspektren

Darüber hinaus auf Wunsch:

- Einzelplot-Darstellung von Signalspektren, wobei die Zeitspanne (Anzahl der Spektren) und der Frequenzbereich frei

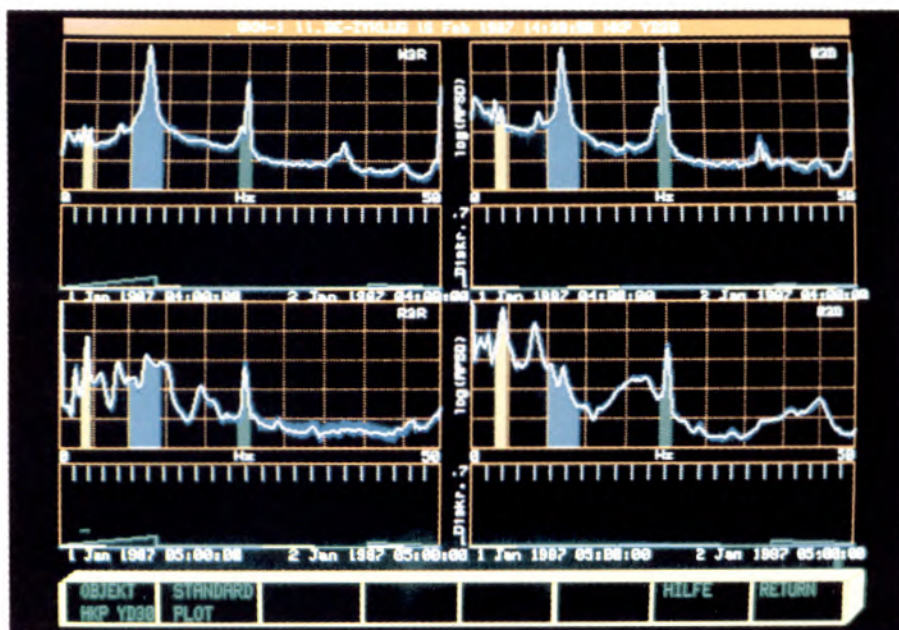


Bild 6.15: Permanente Displayanzeige mit 24-Stunden-Übersicht, darunter angeordnet Softkeys zur Menüauswahl

wählbar sind. Die Darstellung erfolgt zweidimensional, dreidimensional oder in „Wasserfall-Darstellung“

- Langzeittrend-Darstellung aller Diskriminantenverläufe einer Komponente im Wochen- bzw. Monatsbereich zur besseren Trendverfolgung.

Alle Funktionen sind über Softkeys ohne Software-Detailkenntnisse abrufbar.

Betrieblicher Einsatz

Aufbauend auf den seit vielen Jahren systematisch gesammelten Erfahrungen, u.a. auch durch die Einbeziehung von Wellensignalen der Hauptkühlmittelpumpen in die standardmäßig durchgeführten Signalanalysen, wurde der Systemaufbau von COMOS vor knapp einem Jahr begonnen. Die Erprobungsphase im Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar (GKN) konnte im Dezember 1986 gestartet werden. Der Einsatz konzentriert sich zunächst auf die Überwachung von Pendelschwingungen der Pumpenaggregate, unwucht- und lagerinduzierte Schwingungen der Pumpenwellen und die Schalen-

schwingung des Kernbehälters. Verwendung finden hierzu 16 Meßsignale, jeweils zwei Schwingwegsignale am Einlaufkrümmer jedes Pumpenaggregats, zwei Wellenschwingungssignale am Stillstandsichtring jedes Pumpenaggregats, vier Neutronenflußsignale der außenliegenden Ionisationskammern der oberen Kernhälfte. Mit Ausnahme der Wellensignale (Wirbelstromaufnehmer) sind die Meßsignale aus dem Standard-Schwingungsüberwachungssystem ausgekoppelt. Ziel der Erprobung ist der betriebliche Test der gewählten Diskriminanten, Untersuchung betrieblicher Einflußgrößen, „Erlernen“ einer optimalen Referenzmessung und Ableitung eindeutiger Beurteilungskriterien.

Um die betriebliche Ertüchtigung des Systems zu beschleunigen, wurde ein Datenaustausch der Spektren bzw. Diskriminantenverläufe zwischen GKN und GRS mittels Magnetkassetten realisiert. Diese Datenträger dienen ebenfalls zum Softwaretransfer.

Abschließend noch ein Beispiel zur Informationsverdichtung: Jährlich werden ca. 80 Millionen Momentanspektren von insgesamt 16 Meßsignalen zu 80 000 gemittelten Spektren verarbeitet, pro Spektrum werden maximal

zehn Frequenzbänder überwacht, die im Rahmen eines Statusplots pro Tag bzw. einer Langzeittrend-Darstellung pro Monat dokumentiert werden. Somit ist sichergestellt, daß die Überwachungsaufgabe keine Papierlawine hinterläßt.

Schlußbemerkung

Bei schnell eskalierenden Schadensereignissen stellen On-line-Signalanalysen vor Ort mit problemgerechter Informationsverdichtung und optimaler Trendverfolgung eine unverzichtbare Entscheidungshilfe dar. Dies zeigen Fälle aus der betrieblichen Praxis, wie beispielsweise der am 4.12.1986 im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld eingetretene Wellenbruch einer Hauptkühlmittelpumpe, überaus deutlich.

R. Sunder
Abt. Leitetchnik

6.7 Bedeutung von Schutzzielen bei Maßnahmen gegen auslegungsüberschreitende Zustände oder Abläufe in Kernkraftwerken

Im Rahmen ihrer Arbeiten zu möglichen Maßnahmen gegen auslegungsüberschreitende Zustände oder Abläufe in Kernkraftwerken befaßte sich die GRS mit dem Zweck, der Art und der Begründung von Schutzzielen. Unter dem Terminus „Schutzziel“ wird hierbei die Vorgabe eines erwünschten, anzustrebenden Anlagenverhaltens verstanden. „Schutzziel“ in diesem Sinne ist also nicht die Vorgabe von radiologischen Grenzwerten, maximal zulässigen Freisetzungen von Spaltprodukten o.ä.

Aufgabe von Schutzzielen

Für die theoretische Vorausanalyse auslegungsüberschreitender Zustände oder Abläufe in Kernkraftwerken ergeben sich folgende Probleme:

- Auffinden aller denkbaren relevanten Zustände (Vollständigkeitsproblem),
- Auswahl von vorauszuanalysierenden Maßnahmen gegen diese Zustände (Auswahlproblem),
- Erfassung der wichtigen gegenseitigen Beeinflussungen von Zuständen respektive Maßnahmen (Vernetzungsproblem) und
- Aussagekräftige Vorausbestimmung/Vorausrechnung der zur Beschreibung der Zustände oder Abläufe relevanten Parameter (Vorausbestimmungsproblem).

Diesen Aufgaben bei der theoretischen Vorausanalyse stehen andersartige Aufgaben im konkreten Anforderungsfall, also beim Vorliegen eines auslegungsüberschreitenden Zustands oder Ablaufs in einem Kernkraftwerk, gegenüber. In diesem Anforderungsfall sind folgende Punkte zu beachten:

- Kontrolle der wichtigen Prozeßparameter (Überwachungshierarchie),
- Orientierung bei nicht eindeutig identifizierbaren Ereignissen (Zustandsorientierung),

- Berücksichtigung gegebenenfalls nicht korrekter Meßsignale (Signalvalidierung) und
- Auswahl der geeigneten Maßnahme trotz eventueller Zielkonflikte.

Dabei ist mit hoher Wahrscheinlichkeit damit zu rechnen, daß im konkreten Anforderungsfall technische Probleme auftauchen werden, die bei der theoretischen Vorausanalyse nicht explizit, sondern nur implizit durch generelle Lösungsansätze gelöst wurden und jetzt innerhalb einer beschränkten Zeit einer expliziten – also in technischen und administrativen Details festgelegten – Lösung harren.

Ein Schutzzielkonzept hat die Aufgabe, als Systematik zur Lösung dieser Aufgaben bei der theoretischen Vorausanalyse und im konkreten Anforderungsfall zu dienen. Es stellt daher die Basis dar für

- eine systematische Vorgehensweise zur Identifikation und Analyse prinzipieller Eingriffsmöglichkeiten und
- die Entwicklung eines Schemas zur Zustandsüberwachung und Maßnahmenergreifung durch die Entscheidungsträger.

Definition von Schutzzielen

Schutzzielkonzepte mit unterschiedlichem Anspruch und Gültigkeitsbereich sind international in den letzten Jahren von verschiedenen Seiten (Behörden bzw. deren Berater-

organisationen, Hersteller, Betreiber) aufgestellt worden. Der überwiegende Teil aller Vorschläge umfaßt dabei den Bereich der Zustände oder Abläufe, die keine massive Kernschädigung beinhalten. Die GRS hat unter Auswertung der bekannt gewordenen Vorschläge des In- und Auslandes ein Schutzzielkonzept für Druckwasserreaktoren entwickelt, das sowohl den Bereich der Zustände/Abläufe ohne als auch mit massiven Kernschädigungen umfaßt.

Die einzelnen Schutzziele wurden analog zu existierenden Konzepten definiert mit der Vorgabe, das Hauptziel, eine Gefährdung der Öffentlichkeit durch einen Ereignisablauf in einem Kernkraftwerk zu verhindern, in praktikable Handlungsabschnitte aufzuteilen. Dabei wird impliziert, daß eine Störfall-Behandlung auf verschiedenen, abgrenzbaren Aktionsebenen stattfindet, je nach Grad der Gefährdung, und daß diese Aktionsebenen daher einer Hierarchie unterworfen werden können.

Unter diesem Aspekt wurden die beiden Schutzziele „Verhinderung des Kernschmelzens“ und „Verhinderung bzw. Begrenzung der Aktivitätsfreisetzung an die Umgebung“ funktionell unterteilt, mit Orientierung an den Spaltprodukt-Barrieren Brennstoffmatrix, Hüllrohr, Primärkreislauf und Sicherheitsbehälter.

Das Resultat ist eine Anzahl genereller Funktionen, die in Anlehnung an die Nomenklatur bestehender Konzepte als „kritische Sicherheitsfunktionen“ bezeichnet werden (Tabelle 6.6). Anhand dieser Unterteilung sollen die

Schutzziel	Sicherheitsfunktion
Verhinderung von Kernschmelzen	– Reaktivitätsbegrenzung – Kernkühlung – Druckhaltung, Druckregelung, Primärkreislaufintegrität – Wärmeabfuhr aus dem Primärkreislauf – Erhaltung des Kühlmittelinventars – Erhaltung der Integrität des Sicherheitsbehälters – Wärmeabfuhr aus dem Sicherheitsbehälter
Verhinderung bzw. Minimierung der Aktivitätsabgabe an die Umgebung	– Wiederherstellung der Kernkühlung und langfristige Wärmeabfuhr – Begrenzung der Aktivitätsabgabe aus dem Primärkreislauf – Sicherstellung der Aktivitätsrückhaltung im Sicherheitsbehälter – Kontrolle indirekter Aktivitätsfreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter – Druckbegrenzung bzw. Druckentlastung im Sicherheitsbehälter

Tabelle 6.6: Schutzziele und ihnen zugeordnete kritische Sicherheitsfunktion

Kritische Sicherheitsfunktion	Prozeßkontrollparameter	Generelle Maßnahmen	Betriebsmittel	Kriterien/Randbedingungen
Druckhaltung Druckbegrenzung Primärkreislaufintegrität	DH ¹⁾ -Druckregelung – DH-Wasserstand – Sprühdurchsatz – Heizleistung	[1] DH-Sprühen Erhaltung eines Dampfpolsters im DH (DH-Wasserstand) Erhaltung der Sprühwirksamkeit	Betriebliches Sprühsystem Volumenregelsystem (Hilfssprühen) Zusatzbarriersystem	Betrieb der Hauptkühlmittelpumpen
	Primärkreislaufdruckstützung	[2] KM-Einspeisung KM-Inventar-Regelung Kontrolle des Gegen-drucks, Leck-Über-speisung	Hochdruck-Förder-pumpen Volumenregelsystem Sicherheitseinspeisung Druckspeicher-Ein-speisung	
	DH-Druckentlastung	[3] Öffnung der DH-Abblaseventile; Herabsetzung des Ansprechdrucks, Verhinderung des zyklischen Betriebs	DH-Abblase-Regelung Vorsteuer-Ventile	
		[4] Direkte Primärkreislauf-Druckentlastung	Sicherheitsventile der Primärkreislauf-Anschluß-Systeme	Öffnung der Motor-Rückschlag-Armaturen außerhalb der Arbeitsdrücke
KM ²⁾ -Temperaturkontrolle – Sprödbrech-kennwerte Druck, Temperatur		[5] Verhinderung einer Unterkühlungstransiente Verhinderung einer KM-Kalteinspeisung ohne KM-Durchmischung	Dampferzeuger-Wasserstands-Regelung, Frischdampf-Druckregelung, Dampferzeuger-Abschluß bei Frischdampf-Druckabfall, symmetrische Dampferzeuger-Bespeisung, symmetrischer Betrieb der Hauptkühlmittelpumpen	außerhalb der Arbeitsdrücke

¹⁾ DH: Druckhalter ²⁾ KM: Kühlmittel

Tabelle 6.7: Beispiel einer Darstellung der Ableitung von Maßnahmen aus den kritischen Sicherheitsfunktionen

möglichen Maßnahmen zur Ausnutzung der existierenden Sicherheitsreserven einer Anlage danach identifiziert und bewertet werden, ob letztlich die kritischen Sicherheitsfunktionen bei schutzzielgefährdenden Situationen erhalten oder wiederhergestellt werden können.

Die so definierten kritischen Sicherheitsfunktionen decken die zu betrachtenden auslegungsüberschreitenden Zustände/Abläufe ab und bilden den Rahmen für die Ableitung

funktionsorientierter Maßnahmen, die letztlich gewährleisten, daß das Schutzziel erhalten wird.

Diese Ableitung funktionsorientierter Maßnahmen wird für die theoretische Vorausanalyse vorgenommen, indem Prozeßkontrollparameter zugeordnet und generelle Maßnahmen sowie die erforderlichen Betriebsmittel und Randbedingungen für deren Einsatz vorgegeben werden, wie beispielhaft in Tabelle 6.7 dargestellt ist. Für den konkreten Anforderungsfall geschieht dies z.B. mit der in Bild 6.16 gezeigten Überwachungshierarchie.

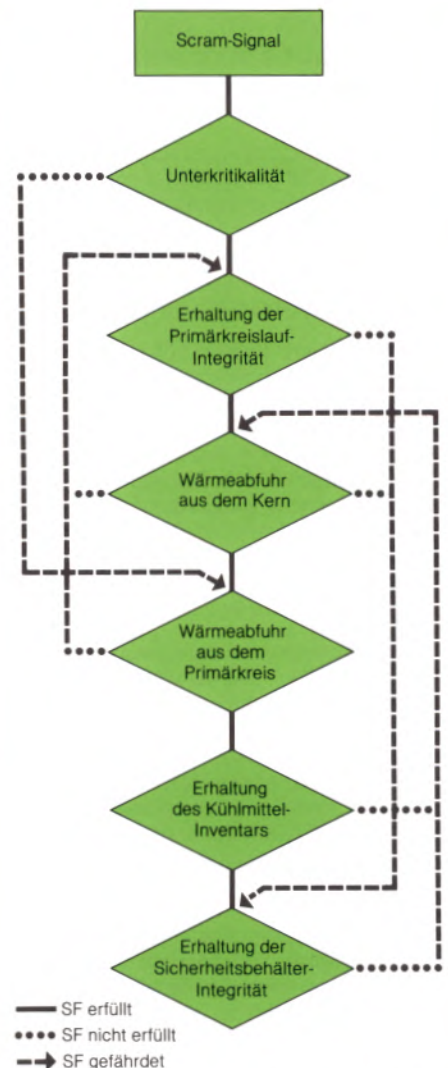


Bild 6.16: Überwachungshierarchie der kritischen Sicherheitsfunktionen (SF)

derungsfall geschieht dies z.B. mit der in Bild 6.16 gezeigten Überwachungshierarchie.

Die GRS wird die Vielzahl möglicher Maßnahmen gegen auslegungsüberschreitende Zustände und Abläufe, die aufgrund eines solchen Schutzzielkonzeptes abgeleitet werden können, detailliert untersuchen.

H. Weidlich
 Abt. Zuverlässigkeit

6.8 Analyse und Vergleich neuer atmosphärischer Ausbreitungsmodelle

Die Berechnung der Ausbreitung und Ablagerung eines luftgetragenen Stoffes durch ein Ausbreitungs- und Ablagerungsmodell stellt das wesentliche Bindeglied zwischen der Information über die Freisetzung eines Stoffes und der Beurteilung seiner Auswirkungen in der Umgebung der Quelle dar.

Hierbei muß eine Vielzahl von Einflußparametern bei der Ausbreitungsrechnung berücksichtigt werden. Ausbreitungsmodelle sollen den Schadstofftransport sowohl im unmittelbaren Nahbereich als auch über große Quelledistanzen zuverlässig beschreiben, wobei das Anwendungsspektrum z.B. von der Analyse kurzzeitiger Freisetzungsepisoden (Störfälle) bis zur Beschreibung von Immissionsituationen im Jahresmittel (z.B. bestimmungsgemäßer Betrieb) reicht.

Das bislang häufig zur Berechnung der Schadstoffausbreitung verwendete Gaußsche Ausbreitungsmodell zeichnet sich durch einfache Anwendbarkeit aus. Aufgrund seiner restriktiven Modellannahmen bestehen jedoch grundsätzlich Anwendungsbeschränkungen auf ebenes Gelände sowie auf bestimmte Quellhöhen, Wettersituationen und Entfernungsbereiche, für die die erforderlichen Eingabeparameter experimentell ermittelt worden sind. In letzter Zeit sind jedoch verschiedene Ausbreitungsmodelle entwickelt worden, die besonders in der Anwendung unter speziellen Randbedingungen (komplexe Topographie, instationäre Ausbreitungsbedingungen) zu belastbareren Ergebnissen im Vergleich zum Gauß-Modell führen sollten.

Die Vielzahl dieser inzwischen entwickelten Ausbreitungsmodelle mit ihren unterschiedlichen Eigenschaften machte es notwendig, die wesentlichen Modelle zusammenzustellen und zu untersuchen, um auf diese Weise zu überprüfen, welche Modelle – oder auch Modellkombinationen – für ein bestimmtes Einsatzfeld geeignet sind und welche Randbedingungen dabei erfüllt werden müssen.

Die Anforderungen an die Leistungsfähigkeit eines Ausbreitungsmodells sind je nach Anwendungsbereich unterschiedlich. Unabhängig davon müssen jedoch in jedem Fall im Ausbreitungsmodell bzw. in den Modellpara-

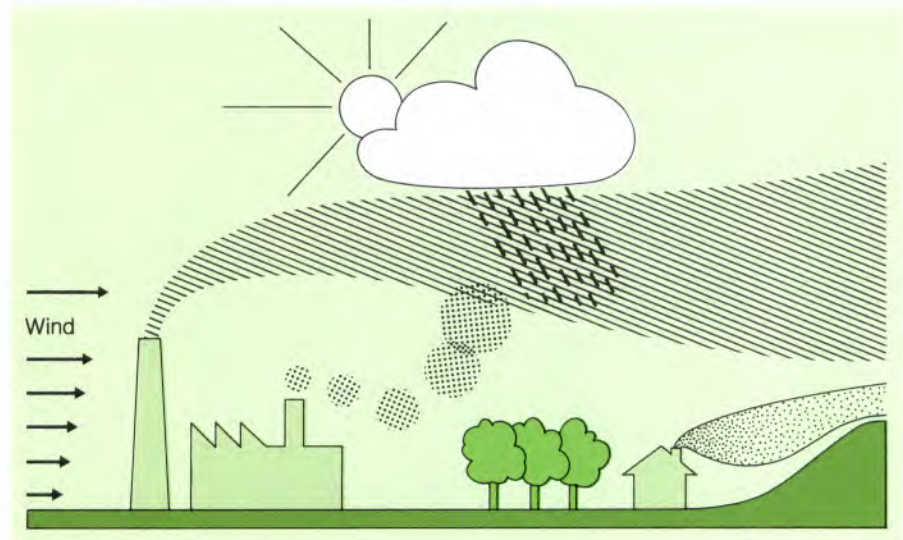


Bild 6.17: Schematische Darstellung verschiedener Einflußgrößen auf den Schadstofftransport in der Atmosphäre

metern eine Reihe von Einflußgrößen berücksichtigt werden, um ein möglichst realistisches Bild der Ausbreitungsbedingungen wiederzugeben. Die Gesamtheit der Einflußfaktoren auf den Schadstofftransport läßt sich in drei Gruppen zusammenfassen:

- Quelltermspezifische Angaben (Quellform, geometrische Quellhöhe, zeitlicher Verlauf der Emissionsstärke, chemische und physikalische Eigenschaften der emittierten Stoffe, Föhneffekt durch mechanischen Austrittsimpuls und thermischen Auftrieb),
- Umgebungsbedingungen (Oberflächenform und -beschaffenheit),
- Meteorologie (räumlich und zeitlich veränderliche Wind- und Turbulenzfelder; Temperatur- und Feuchtefelder, z.B. Inversionen und deren zeitlicher Verlauf; Wolken- und Niederschlagsbildung; interne Grenzflächen).

In Bild 6.17 sind die wesentlichen Einflußgrößen der Quell- und Umgebungsparameter für den Schadstofftransport in der Atmosphäre dargestellt. Die Abgaben aus dem Kamin bzw. dem Wohnhaus erfolgen kontinuierlich, jedoch mit unterschiedlicher Stärke und in verschiedenen Quellhöhen. Emissionen über den Kamin sind hier mit einer Schornsteinüberhöhung verbunden, die sich mit den me-

teorologischen Bedingungen verändern kann. Das dargestellte Industriegebäude weist beispielhaft eine diskontinuierliche Schadstoffabgabe auf. Die atmosphärische Ausbreitung dieser Schadstoffe wird zunächst durch Gebäudeeffekte und später durch variierende Oberflächenbeschaffenheit verändert. Alle freigesetzten Schadstoffe breiten sich zuerst über ebenem Gelände aus, ehe sie durch den am rechten Bildrand eingezeichneten Geländeanstieg in ihrem weiteren Ausbreitungsverhalten beeinflusst werden.

Bei der Schadstoffausbreitung sind darüber hinaus Abreicherungsmechanismen zu betrachten, z. B. durch radioaktiven Zerfall, chemische Umwandlung oder durch trockene bzw. nasse Ablagerung am Boden. Der Abreicherungsmechanismus durch nasse Ablagerung ist durch den Niederschlag unterhalb der Wolke angedeutet.

Die atmosphärische Ausbreitung luftgetragener Stoffe läßt sich in zwei Transportmechanismen zerlegen: Den Transport mit dem Wind, die sogenannte Advektion, die von einer gemittelten Größe, dem „mittleren Wind“, beschrieben wird, und den Transport mit Turbulenz der Atmosphäre, der sogenannten turbulenten Diffusion, die eine schnell veränderliche, dem mittleren Windfeld überlagerte Größe darstellt.

verteilt werden kann (sogenannte Schadstoff-Puffs).

Damit wird die eingangs angesprochene einschränkende Randbedingung der Stationarität bei Gauß-Fahnenmodellen für die Modellklasse der erweiterten Gauß-Modelle aufgehoben.

Sollen solche Modelle außerhalb des Nahbereichs einer Quelle (Quelldistanz größer als etwa 10 km) eingesetzt werden, so muß zur Ermittlung der i. a. gekrümmten Trajektorien der Schadstoff-Puffs das Windfeld bestimmt werden. Dies ist erforderlich, da in der weiteren Umgebung einer Emissionsquelle die Annahme der Homogenität des Windfeldes auch bei den sogenannten „normalen Standorten“ in horizontaler Richtung nicht mehr zutrifft.

Die Klasse der erweiterten Gauß-Modelle kann zur schnellen und rechenzeiteffektiven Beschreibung der Ausbreitung im Nah- und Mittelbereich (z.B. RIMPUFF oder MUSE-MET, Quelldistanzen bis etwa 30 km) bei relativ ebener Topographie, aber variierenden Ausbreitungsbedingungen eingesetzt werden. Zur Modellierung der Ausbreitung im Fernbereich wurden Trajektorien-Puff-Modelle (z.B. MESOS) entwickelt, mit denen z.B. im Rahmen von Regionalstudien oder Risikostudien die weiträumige Schadstoffausbreitung (Quelldistanz größer 1000 km) berechnet werden kann.

• K-Modelle

Im Gegensatz zu den analytischen Berechnungen der Schadstoffausbreitung mit Gauß-Modellen wird bei den K-Modellen, die oft auch als Eulersche Gittermodelle bezeichnet werden, die Advektions-Diffusionsgleichung (Bild 6.18) numerisch mit Hilfe von Finite-Differenzenverfahren gelöst. Dazu legt man ein geeignetes Raumgitter über das Ausbreitungsgebiet und löst an den Gitterpunkten die Advektions-Diffusionsgleichung für diskrete Zeitschritte.

Die räumliche Auflösung der berechneten Schadstoffkonzentration kann durch eine Verfeinerung der Gittereinteilung nicht beliebig verbessert werden, da eine solche Verfeinerung mit einem schnellen Anstieg der Anforderungen an den Rechner hinsichtlich Speicherplatz und Rechenzeit verbunden ist.

Zur Lösung der Advektions-Diffusionsgleichung steht eine Reihe numerischer Verfahren zur Auswahl, die je nach Anwendungs-

zweck Vor- und Nachteile aufweisen. Probleme bereitet vor allem die sogenannte numerische Diffusion.

Der Einsatz von K-Modellen ist nicht auf bestimmte Entfernungsbereiche beschränkt. Auch sind K-Modelle grundsätzlich in der Lage, komplizierte meteorologische Strukturen abzubilden, vorausgesetzt, die zur Lösung der Advektions-Diffusionsgleichung erforderlichen turbulenten Diffusionskoeffizienten (K-Werte) sind bekannt.

In stärker gegliedertem Gelände bzw. für größere Entfernungsbereiche müssen K-Modelle ebenso wie die erweiterten Gauß-Modelle durch ein Strömungsmodell zur Beschreibung des Windfeldes ergänzt werden.

• Teilchensimulationsmodelle

Bei der Modellierung der atmosphärischen Ausbreitung mit einem Teilchensimulationsmodell werden unter Berücksichtigung der statistischen Natur der turbulenten Diffusion die einzelnen Trajektorien einer Vielzahl von Partikeln während des Ausbreitungsvorganges verfolgt. Die zur Berechnung der Partikeltrajektorien erforderlichen Turbulenzgrößen sind Messungen relativ leicht zugänglich; sie können jedoch auch wie bei den Gauß- und K-Modellen parametrisiert werden. Viele der mit Schadstoffausbreitung verbundenen Phänomene können auf einfache Weise nachgebildet werden (z.B. variable Quellstärke, unterschiedliche Quellgeometrie, Fahnenaufstieg, Ablagerung, radioaktiver Zerfall). Numerische Probleme treten bei der Teilchensimulation nicht auf. Das Rechengebiet wird wie bei den K-Modellen in Gitterzellen eingeteilt, die jedoch bei den Teilchensimulationsmodellen nur als Auszählgitter dienen.

Für Ausbreitungsrechnungen im Entfernungsbereich bis zu einigen km sind – auch für komplexe Randbedingungen – bei Teilchensimulationsmodellen keine Probleme hinsichtlich Speicherplatz und Rechenzeit zu erwarten. Bei Rechnungen für größere Entfernungen steigt jedoch bei einer Beibehaltung der bisherigen Ansätze die erforderliche Rechenzeit schnell an. Allerdings wird an der Weiterentwicklung der Teilchensimulationsmodelle für den Einsatz im Fernbereich gearbeitet.

In stärker gegliedertem Gelände muß das zur Bestimmung der Partikeltrajektorien u. a. erforderliche Windfeld über ein geeignetes Strömungsmodell bereitgestellt werden.

Fazit und Ausblick

In die beschriebenen drei Klassen lassen sich die 22 ausgewählten speziellen Ausbreitungsmodelle einordnen. Ihre Leistungsfähigkeit wurde anhand einer Checkliste für wichtige Modelleigenschaften geprüft. Dabei hat sich gezeigt, daß keines der untersuchten Ausbreitungsmodelle hinsichtlich des einleitend dargestellten, breit gefächerten Aufgabenspektrums optimale Eigenschaften aufweist. Allerdings ist eine Reihe der in den vergangenen Jahren entwickelten fortgeschrittenen Ausbreitungsmodelle durchaus in der Lage, das Ausbreitungsverhalten von Schadstoffen auch für solche Bedingungen zu beschreiben, für die beim Gauß-Modell Einschränkungen vorlagen. So können fortgeschrittene Ausbreitungsmodelle z.B. instationäre Wetterbedingungen und topographische Einflüsse berücksichtigen. Es ist jedoch festzustellen, daß die Modelle hinsichtlich des Modellierungsaufwandes, der Verfügbarkeit erforderlicher Eingabedaten, der Rechenzeitökonomie und der Ergebnissenauigkeit an bestimmten Aufgabengebieten oder Fragestellungen orientiert sind.

Auf der Basis der prinzipiellen Ansätze zur Modellierung der atmosphärischen Ausbreitung und des dazu erforderlichen führenden Windfeldes ist ein gekoppeltes Modellsystem vorstellbar, in dem

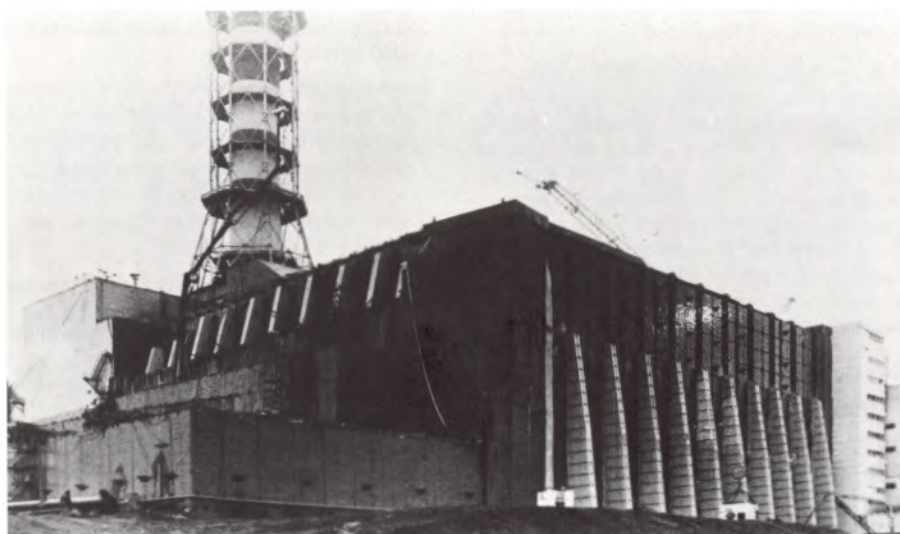
- eine Kopplung von Windfeldmodellen mit Modellen zur Beschreibung der turbulenten Diffusion einerseits und andererseits
- eine Kopplung verschiedener Ausbreitungsmodelle untereinander (z.B. Nahbereich mit Teilchensimulationsmodell, Mittel- und Fernbereich mit K-Modellen oder fortgeschrittenen Gauß-Modellen) erfolgt.

Geeignete Schnittstellen zwischen diesen Modellen zu schaffen sowie in Teilbereichen auch die Modellvalidierung wird in den nächsten Jahren ein Schwerpunkt der Arbeiten sein mit dem Ziel, ein für ein breites Anwendungsspektrum geeignetes Modellsystem bereitzustellen.

R. Martens, K. Maßmeyer
Abt. Strahlenschutz



Kernkraftwerksgelände bei Tschernobyl während der Aufräumarbeiten



Betonschutzmantel, von dem Block 4 des Kernkraftwerks Tschernobyl jetzt eingeschlossen ist (Fotos: TASS/Jürgens)

6.9 Beitrag zur Bewertung der Unfallursachen in Tschernobyl durch Analyse des Kernverhaltens

Die Arbeiten in der Abteilung Reaktordynamik wurden im Berichtszeitraum durch den Unfall in Tschernobyl wesentlich beeinflusst, weil entscheidende Fragestellungen zum Unfallablauf in dieses Fachgebiet fallen. Unmittelbar nach Bekanntwerden des Unfalls wurden – soweit dies über zugängliche Literatur möglich war – Daten für Reaktoren des Typs RBMK aufbereitet mit dem Ziel, eigene Rechnungen zum Kernverhalten durchzuführen. Auf der Grundlage dieser vorläufigen Daten zur Reaktorauslegung und ohne Kenntnis von Ursache und Ablauf des Unfalls wurden erste Rechnungen zum dynamischen Verhalten des Kerns durchgeführt, um vor allem den Einfluß des positiven Dampfblasenkoeffizienten bei Vollast- und Teillastzuständen zu untersuchen. Aus diesen ersten Analysen wurden bereits wesentliche Schwachpunkte des Reaktors erkannt: instabiles Verhalten im niedrigen Leistungsbereich, Potential großer positiver Reaktivitätszufuhr über Änderungen des Dampfblasengehalts und zu langsames Notabschaltsystem. Die Ausgangszustände der Reaktoranlage sowie Einzelheiten zur Vorgeschichte und zum Ablauf des Unfalls waren bis dahin noch nicht bekannt.

Auf der Wiener Konferenz vom 25. bis 29. August 1986 wurden detailliertere Angaben zur Anlagenauslegung und zum Unfallablauf bekannt. Daraufhin konnten bereits am ersten Konferenztage eigene Rechnungen unter Berücksichtigung der veröffentlichten Anfangs- und Randbedingungen durchgeführt werden. Zusätzlich wurde das Verhalten der Anlage gegenüber anderen Störungen untersucht. Unterstützt durch diese Ergebnisse konnten auf der Konferenz gezielte Fragen gestellt werden.

Auf der Basis der Informationen aus der Wiener Konferenz und der durchgeführten Rechnungen wurde eine erste Bewertung des Unfallablaufs vorgenommen, die Mitte September den Bundes- und Landesbehörden vorgestellt wurde. Die Ergebnisse fanden auch Eingang in die vorläufige Bewertung der RSK und in die GRS-Publikation GRS-S-40 „Neuere Erkenntnisse zum Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl“. Die hier nur kurz dargestellten

Ergebnisse sind in dem Bericht der GRS „Analyse und erste Bewertung des Unfallablaufs in Tschernobyl bis zur Leistungsexkursion“ ausführlicher besprochen.

Analyse des Unfalls

Eine detaillierte Beschreibung des Unfallablaufs ist im Bericht GRS-S-40 enthalten. Der Unfall ereignete sich während eines Versuchs zur Erprobung einer elektrischen Schaltung, mit der es möglich ist, im Notstromfall die Auslaufenergie des Turbinen-Generatorsatzes zum Antrieb von Pumpen zu nutzen. In diesem Versuch wurden als Last für den auslaufenden Turbogenerator vier der acht Hauptumwälzpumpen herangezogen. Der Ablauf bis zur Kernzerstörung läßt sich in vier Phasen unterteilen:

Phase 1: Reduzierung der Reaktorleistung (am 25.4.1986, 1 bis 24 Uhr)

Diese Phase umfaßt das Abfahren der Anlage mit einer neunstündigen Unterbrechung des Abfahrvorgangs bei etwa 50% Leistung aufgrund von Anforderungen des Lastverteilers. Eine der beiden Turbinen wurde abgeschaltet.

Phase 2: Vorbereitung des Versuchs (am 26.4.1986, 0 bis 1.23.04 Uhr)

Es wurde versucht, die spezifizierten Anfangsbedingungen für das Experiment einzustellen. Nach einem anfänglichen Absinken der Leistung auf etwa 1%, bedingt durch einen Bedienungsfehler bei der Leistungsregelung, sollte die Leistung wieder auf den vorgesehenen Ausgangswert für den Versuch (20 bis 30%) gebracht werden. Ein Betrieb unterhalb von 20% Leistung war nicht zulässig. Es gelang dem Betriebspersonal nur, die Leistung bis auf 7% anzuheben. Dabei wurden mehrfach Betriebsanweisungen mißachtet und Eingriffe in das Reaktorschutzsystem vorgenommen (Regelstäbe wurden zu weit herausgefahren, drei Anregekriterien für eine automatische Notabschaltung wurden unwirksam gemacht, Anweisungen für eine Abschaltung von Hand wurden ignoriert). Der Reaktor befand sich in einem instabilen Zustand und war nur schwer zu kontrollieren.

Phase 3: Durchführung des Versuchs (1.23.04 bis 1.23.40 Uhr)

Der Versuch wurde mit der Abschaltung der zweiten Turbine eingeleitet. Aufgrund der Abschaltung der zweiten Turbine wäre automatisch eine Reaktornotabschaltung erfolgt. Diese Anregung war jedoch unwirksam gemacht worden. Die Reaktornotabschaltung hätte keinen negativen Einfluß auf den Verlauf des Versuchs gehabt; sie hätte aber den Unfall noch verhindert. Mit Einleitung der Turbinenabschaltung liefen vier der acht Hauptkühlmittelpumpen aufgrund der elektrischen Kopplung mit dem Generator langsam aus.

Phase 4: Leistungsexkursion (1.23.40 bis 1.23.45 Uhr)

Der Durchsatzrückgang verursachte einen Anstieg des Dampfgehaltes und damit eine positive Reaktivitätszufuhr, die zur Leistungsexkursion führte. Eine Reaktornotabschaltung von Hand bei etwa 10% Leistung wurde nicht mehr wirksam.

Es ist zu beachten, daß die vier Phasen eine sehr unterschiedliche Zeitdauer haben, so dauerte die erste Phase 23 Stunden, Phase 4 dagegen wenige Sekunden.

Von sowjetischer Seite wurde eine Rekonstruktion des Unfallablaufs vorgestellt. Die wesentlichen Angaben in dieser Darstellung beruhen in den Phasen 2 und 3 auf Messungen und Rechnungen, in der Phase 4 nur auf Rechnungen. Die verwendeten Rechenprogramme und Daten sind uns nicht bekannt. Nach diesen Rechnungen erreichte der Neutronenfluß bei der ersten Leistungsexkursion einen Maximalwert vom 100fachen des Nennwertes. Eine errechnete zweite Exkursion basiert auf Annahmen zum Verlauf der beginnenden Kernzerstörung, die uns nicht im einzelnen bekannt sind.

Die eigenen Analysen beziehen sich auf die entscheidende Phase der Auslösung des Unfalls bis hin zum Beginn der Kernzerstörung, also bis zur ersten Leistungsexkursion. Die Kernrechnungen wurden mit einer Variante des Kernmodells HYCA durchgeführt. Die Leistungserzeugung wurde durch ein Punkt-kinetikmodell beschrieben, da die nuklearen Daten für eine raumabhängige Berechnung nicht verfügbar waren. Die Wärmeleitung im Brennstab wurde durch ein Mehrzonenmodell mit Gasspalt und Hüllrohr dargestellt. Die Simulation der Kühlmittelströmung im Kühlkanal erfolgte durch ein Zweiphasenmo-

dell unter Berücksichtigung des Schlupfes. Die fluiddynamischen Randbedingungen des Kühlsystems wurden vorgegeben.

Ein wichtiger Parameter für das Zeitverhalten von Reaktoren des Typs RBMK ist der Dampfblasenkoeffizient. Bei den Analysen zum Unfallablauf wurde ein Dampfblasenkoeffizient von $+3 \cdot 10^{-4}/\text{Vol.}\%$ verwendet. Dieser erhöhte Wert entspricht nach mündlichen Angaben auf der Wiener Konferenz dem Anlagenzustand vor dem Unfall mit nahezu stabfreiem Reaktor. Leistung und Gesamtreaktivität sind in den Bildern 6.20 und 6.21 als Funktion der Zeit dargestellt. Die wichtigsten Schlußfolgerungen sind:

- Die sowjetischen Aussagen über den Störfallverlauf bis zur ersten Leistungsexkursion sind plausibel und können durch die Analysen der GRS grundsätzlich bestätigt werden.
- Es konnte gezeigt werden, daß der Reaktorkern unter den gegebenen Anfangs- und Randbedingungen aufgrund der starken positiven Reaktivitätszufuhr über die erhöhte Dampfblasenbildung und die dagegen verzögert wirkende negative Doppellückwirkung prompt überkritisch werden mußte.
- Eine Abschaltung des Reaktors über die noch wirksamen Anregekriterien, z.B. hoher Neutronenfluß, oder die noch eingeleitete Handauslösung konnte wegen der weit ausgefahrenen Stäbe und der niedrigen Fahrgeschwindigkeit die Leistungsexkursion nicht verhindern.
- Eine Reaktornotabschaltung über das Kriterium „beide Turbinen abgeschaltet“, das zu Beginn des Versuchs wirksam geworden wäre, aber unscharf gemacht worden war, hätte die Exkursion verhindert.

Weitere Analysen zum Kernverhalten

Der Unfall in Tschernobyl ist auf eine Kombination von gravierenden Bedienungsfehlern und Auslegungsschwächen der Anlage zurückzuführen. Für eine genauere Beurteilung der Bedeutung der Auslegungsschwächen muß das transiente Verhalten des Reaktors näher analysiert werden. Insbesondere ist zu untersuchen, ob es neben dem aufgetre-

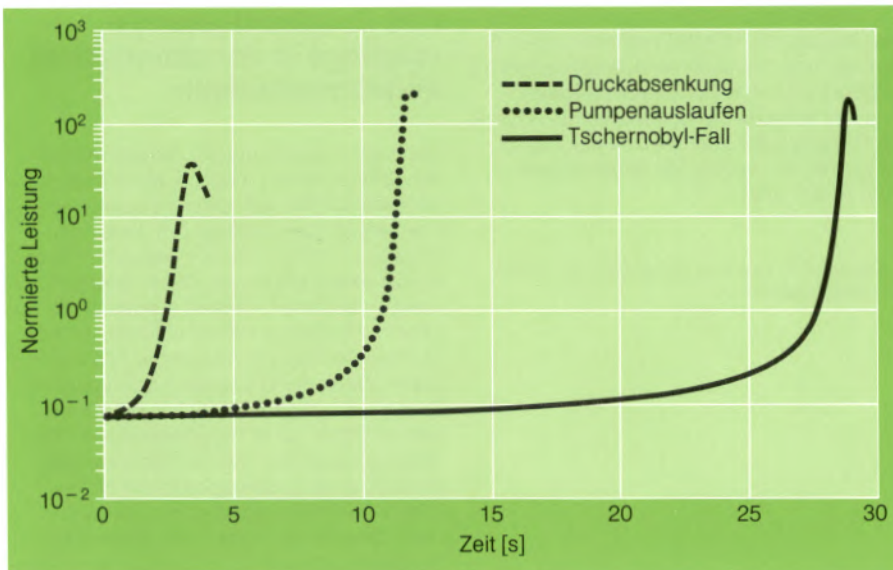


Bild 6.20: Leistungsverlauf für ausgewählte Fälle

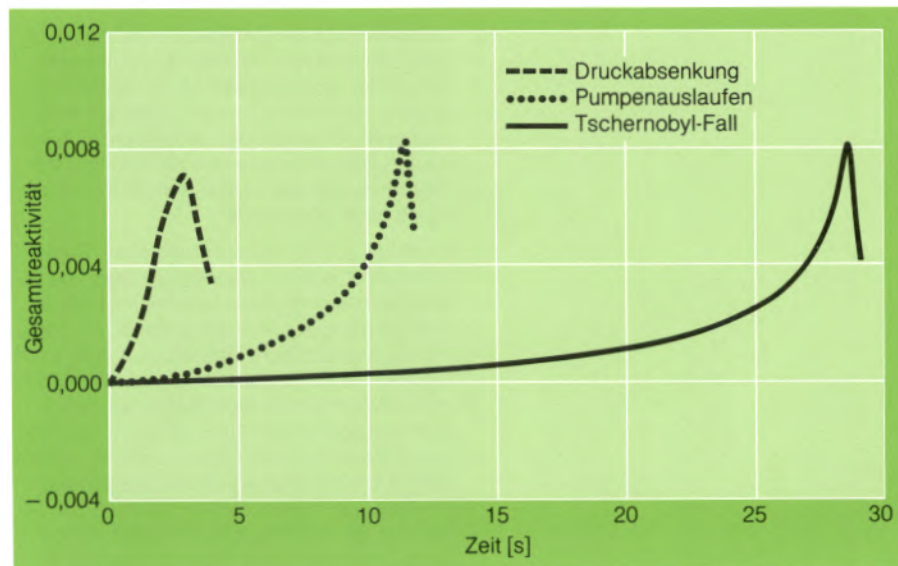


Bild 6.21: Reaktivitätsverlauf für ausgewählte Fälle

nen Unfallablauf noch weitere Ereignisabläufe gibt, die zu ähnlichen Auswirkungen führen können.

Zur Beantwortung dieser Frage wurden, ausgehend vom Anlagenzustand zu Beginn des Versuchs (der offenbar ohne Eingriffe in das Reaktorschutzsystem eingestellt werden kann), andere einleitende Ereignisse untersucht. Wegen des positiven Dampfblasenkoeffizienten wurden solche Störungen betrachtet, die über eine Erhöhung des Dampfblasengehalts einen positiven Reaktivitätseintrag verursachen. Vom Kühlsystem her gibt es drei verschiedene Einleitungsmechanismen für eine solche Erhöhung des Dampfblasengehalts:

- Erhöhung der Kerneintrittstemperatur, z.B. nach einer Speisewasserdurchsatzreduzierung,
- Kerndurchsatzreduzierung, z.B. nach Ausfall von Umwälzpumpen,
- Druckabsenkung, z.B. durch Öffnen der Umleitstation.

Zu diesen Störungen wurde eine Reihe von Rechnungen mit Variation der relevanten Parameter durchgeführt. Für die Kerndurchsatzreduzierung und die Druckabsenkung werden hier typische Ergebnisse dargestellt.

Als Durchsatzstörung wurde ein zeitlicher Verlauf unterstellt, wie er in sowjetischen Analysen für den Ausfall aller Umwälzpumpen angenommen wird. Diese Durchsatzreduktion ist schneller und stärker als beim Unfall in Tschernobyl, denn dort liefen vier Pumpen weiter und die vier vom Netz getrennten Pumpen liefen langsamer aus, weil sie entsprechend dem geplanten Versuch die gespeicherte Energie des auslaufenden Turbogeneratorsatzes nutzten. Leistung und Gesamtreaktivität sind in den Bildern 6.20 und 6.21 dargestellt. Man erkennt, daß diese Störung nahezu doppelt so schnell verläuft wie der tatsächliche Unfall, denn bereits nach etwa elf Sekunden wird der prompt überkritische Zustand erreicht. Der Fall wurde ohne Reaktornotabschaltung analysiert. Die Leistungsexkursion entwickelt sich in einem solchen Zeitbereich, daß die genaue Bildung und Verarbeitung der Anregesignale sowie die Dynamik des Notabschaltsystems bekannt sein müssen, um die Wirksamkeit der Abschaltung bewerten zu können.

Noch schneller können Störfälle mit einer Druckabsenkung zur Leistungsexkursion

führen. Die Auswirkung einer Druckabsenkung um 10% (etwa 0,7 MPa) innerhalb von drei Sekunden sind ebenfalls in den Bildern 6.20 und 6.21 dargestellt. Solche oder größere Druckstörungen dürften z.B. beim vorübergehenden Öffnen der Umleitstation oder einem Fehler in der Turbinenregelung zu erwarten sein. In der Rechnung für diesen Fall wurde ein Dampfblasenkoeffizient von $+ 2 \cdot 10^{-4}/\text{Vol.}\%$ eingesetzt. Dies entspricht einer noch zulässigen Steuerstabststellung, entgegen dem Zustand in Tschernobyl, wo die Stäbe unzulässig weit ausgefahren waren. Der Reaktor wird hier schon nach zweieinhalb Sekunden prompt überkritisch. Einen solchen Fall kann das derzeitige Notabschaltsystem der Reaktoren vom Typ RBMK nicht beherrschen, selbst wenn keine Anregung weggeschaltet ist.

Die vorgesehenen Änderungen in der Reaktorauslegung für RBMK-Reaktoren, wie z.B. Verringerung des positiven Dampfblasenkoeffizienten durch Erhöhung der Anreicherung und zusätzliche Absorberelemente, sowie Erhöhung der Wirksamkeit des Notabschaltsystems, versuchen, diese Schwächen zu beheben.

*M. Clemente, W. Frisch, S. Langenbuch, J.P. Weber
Abt. Reaktordynamik*

Zusammenfassung

Diese Beispiele haben gezeigt, daß es auch andere Ereignisabläufe gibt, die zu einer prompt überkritischen Leistungsexkursion führen können. Darunter gibt es auch Ereignisse, bei denen keine unerlaubten Eingriffe des Betriebspersonals in das Reaktorschutzesystem angenommen werden müssen; lediglich die Verletzung von Betriebsanweisungen wird unterstellt, z.B. der Betrieb der Anlage im Bereich niedriger Leistung. Bezüglich der Eintrittshäufigkeit können die ausgewählten Ereignisse (Pumpenausfall, Fehler in der Druckregelung) zu den zu erwartenden Transienten gezählt werden.

Aus dem Ablauf des Unfalls in Tschernobyl konnte man zunächst den Schluß ziehen, daß die Hauptursache in der Vielzahl der schwerwiegenden Regelverletzungen und Systemeingriffe des Betriebspersonals lag, wobei letztere durch die unzureichende Anlagentechnik im Bereich des Reaktorschutzes begünstigt waren. Weitergehende Analysen zeigen jedoch deutlich, daß bei den Reaktoren vom Typ RBMK erhebliche Schwächen in der Reaktorauslegung vorliegen. Entscheidend für den Ablauf des Unfalls sind das instabile Verhalten aufgrund des positiven Dampfblasenkoeffizienten und das im Hinblick auf die Anforderungen zu langsame Notabschaltsystem. Ein Betrieb in instabilen Teillastzuständen wird durch das Reaktorschutzesystem nicht ausgeschlossen.

6.10 Druckentlastungsvorgänge in der chemischen Verfahrenstechnik

Nach der Erweiterung der Aufgabenfelder der GRS ist es nun möglich, das Know-how der Gesellschaft auf andere Gebiete der Sicherheitstechnik umzusetzen. Eines der möglichen Anwendungsgebiete sind Druckentlastungen, bei denen Zweiphasenströmungen auftreten. Dies ist sowohl in der nuklearen als auch in der nichtnuklearen Sicherheitstechnik ein relevantes Forschungsgebiet. Da in der GRS viele Erfahrungen im Zusammenhang mit Zweiphasenströmungen vorliegen, ist es naheliegend, die Übertragungsmöglichkeiten der Rechenmethoden auf die Anforderungen in der chemischen Verfahrenstechnik hin zu untersuchen. Dies ist die Zielsetzung eines vom Bundesministerium für Forschung und Technologie geförderten Vorhabens „Untersuchung zu Vorgängen bei der Druckentlastung eines Reaktionssystems nach dem Ansprechen von Sicherheitseinrichtungen“.

Im ersten Abschnitt dieses Vorhabens wurden zunächst die besonderen Anforderungen in der chemischen Verfahrenstechnik und die speziellen Eigenschaften der dort vorhandenen Methoden untersucht. Die Anforderungen können aus einer qualitativen Beschreibung einer typischen Druckentlastung abgeleitet werden.

Damit es zur Druckentlastung eines Reaktionssystems durch das Ansprechen von Sicherheitseinrichtungen kommt, muß ein erheblich gestörter Anlagenzustand vorliegen, der zu unzulässigem Überdruck führen kann und der mit vorgelagerten sicherheitstechnischen Maßnahmen nicht beherrscht wird. Der Anlagenzustand zum Zeitpunkt des Ansprechens der Sicherheitseinrichtung weicht also durch die Störung selbst und gegebenenfalls auch durch die Maßnahmen zur Behebung der Störung, z.B. Einspritzkühlung oder Einbringen eines Reaktionsstoppers, vom Sollzustand unter Umständen sehr weit ab.

Die Herleitung des Zustandes zu Beginn der Druckentlastung erfordert daher Kenntnisse über den betrieblichen Sollzustand, über die aufgetretenen Störungen und die weitere Entwicklung bis zum Erreichen des Ansprechkriteriums der Sicherheitseinrichtung. Die Anfangsbedingungen im Behälter kön-

nen durch die Parameter Füllstand, Temperatur und Druck sowie bei Mehrkomponentensystemen durch Konzentrationsverteilungen beschrieben werden. Bei exothermen Reaktionen ist die Energiefreisetzung und der Stoffübergang zu berücksichtigen. Der Zustand des Fluids kann sowohl ruhend sein mit einer eindeutigen Phasengrenze zwischen Flüssigkeit und Gas als auch siedend mit verschiedenen möglichen Strömungsformen.

Ausgehend von diesen Anfangsbedingungen wird der Querschnitt der Druckentlastungseinrichtung freigegeben. Das unmittelbar an der Öffnung anstehende Medium wird durch die Differenz zwischen Innen- und Außen- druck beschleunigt und hat im engsten Querschnitt in der Regel ein überkritisches Druckverhältnis. Zugleich läuft eine Druckentlastungswelle in den Behälter hinein. Dadurch kann der Druck kurzfristig den Sättigungsdruck unterschreiten. Entsprechend der Anzahl der Siedekeime und der Beschaffenheit der Behälterinnenfläche und -einbauten setzen Siedevorgänge oder Entlösevorgänge von Gasen ein und nähern den Druck wieder den Sättigungsbedingungen an. Dieser thermodynamische Ablauf und die dabei entstehenden Strömungsformen hängen stark von den Fluideigenschaften und vom Gradienten der Druckabsenkung ab. Von Blasenströmung mit der Flüssigkeit als kontinuierlicher Phase bis zur Dampfströmung mit mitgerissenen Tröpfchen sind alle Strömungsformen denkbar. Zusätzlich kann Schaumbildung auftreten, die eine Phasenseparation behindert, oder bei besonders zähen Fluiden können sich Dampfkanäle in der Flüssigkeit ausbilden, die eine nahezu vollständige Phasenseparation bewirken. Die verschiedenen Stadien der Druckentlastung werden in Bild 6.22 wiedergegeben.

Aus der Strömungsform im Behälter ergibt sich der Fluidzustand am Eintritt in die Druckentlastungseinrichtung. Für die Strömung durch die Druckentlastungseinrichtung lassen sich zwei Phasen unterscheiden: Ausgehend vom Ruhezustand ergibt sich zunächst eine stark instationäre Entwicklung, in der Trägheitskräfte, thermodynamische Ungleichgewichts-Effekte mit einem Unterschwingen des Druckes und das Aufwallen im Behälter dominant sind. Daran schließt sich eine quasistationäre Phase an, die von Reibungskräften beherrscht wird und in der sich ein relativ stabiler Strömungszustand und ein langsamer Druckabfall einstellt. Der

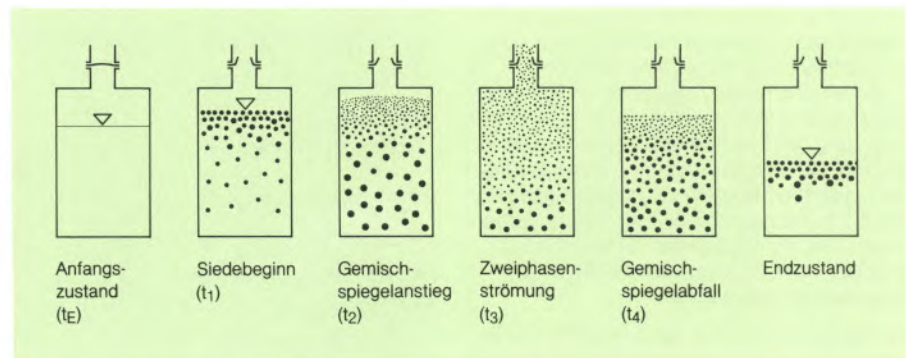


Bild 6.22: Ablauf einer Druckentlastung mit Zweiphasenströmung

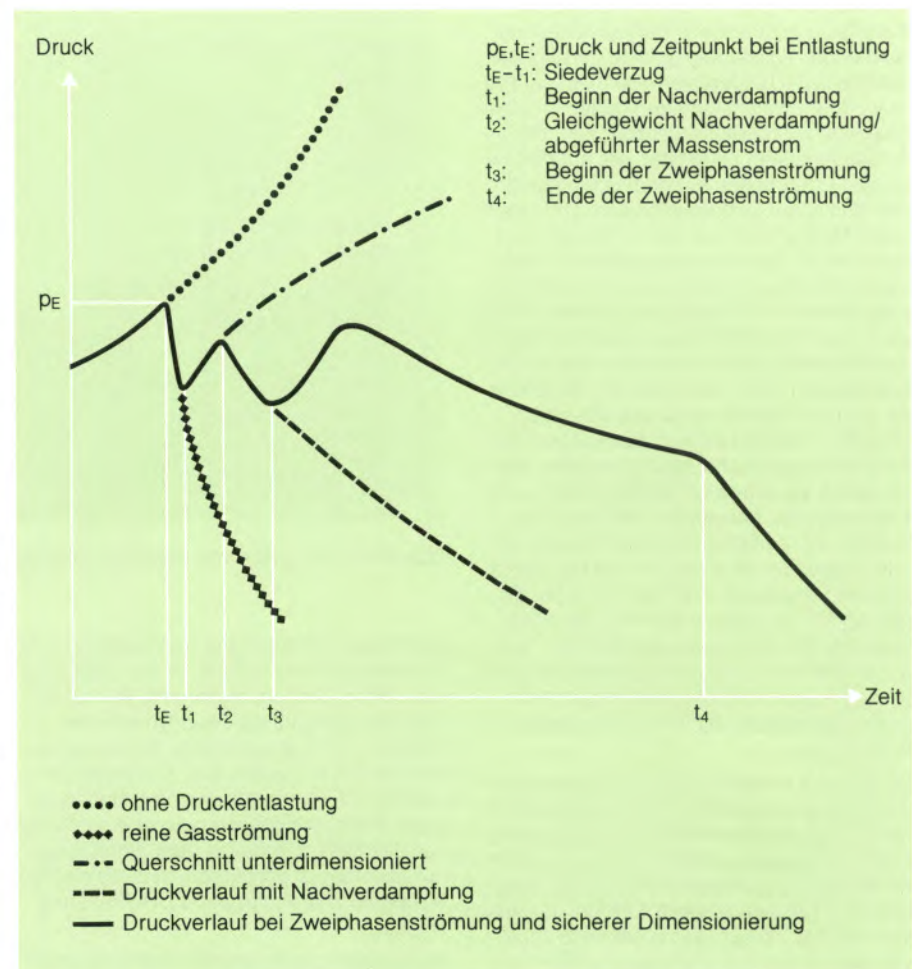


Bild 6.23: Qualitativer Druckverlauf

durch die Entlastungseinrichtung abgeführte Dampfmassenstrom ist bestimmend für die aus dem Behälter transportierte Energie. Entscheidend für die Auslegung im Fall einer Zweiphasenströmung ist die sehr starke Reduzierung des Dampfmassenstroms durch den Fluidanteil und durch die Verminderung der kritischen Strömungsgeschwindigkeit. In Bild 6.23 sind typische Druckverläufe aufgetragen, die den Einfluß der verschiedenen physikalischen Phänomene auf die Druckentwicklung verdeutlichen.

Die Ausgangsbasis bei der Ermittlung der Eigenschaften der vorhandenen Methoden zur Auslegung von Druckentlastungseinrichtungen ist das Technische Regelwerk. Nach dem heutigen Stand des Regelwerkes findet eine Zweiphasenströmung bei der Auslegung keine unmittelbare Berücksichtigung (Ausnahme: vollständig gefüllte Flüssiggasbehälter, VdTÜV-Merkblatt 100/2). In der Praxis wird für Zweiphasenströmungen im allgemeinen ein Sicherheitszuschlag zum Öffnungsquerschnitt festgelegt, der auf den bisherigen Erfahrungen mit dem vorliegenden oder ähnlichen Systemen basiert. Unterstützende Maßnahmen bei der Auslegung sind Versuche im Technikumsmaßstab. Hierbei ergibt sich jedoch das Problem der Übertragung auf den Originalmaßstab, insbesondere wenn das Originalfluid aus versuchs- oder sicherheitstechnischen Gründen nicht eingesetzt werden kann. Des weiteren werden in der Literatur Rechenverfahren von unterschiedlich komplexem Aufbau beschrieben, die sich in empirische, quasistationäre und transiente Verfahren unterteilen lassen. Die aufwendigsten, transienten Verfahren berechnen den zeitlichen Druckverlauf durch eine Integration der Energie- und Mengenbilanz des Behälters kombiniert mit einer Beziehung für den Massenstrom in der Abblaseleitung. Vergleichende Auslegungen weisen im Fall einer Zweiphasenströmung eine bis zum Faktor 10 größere erforderliche Querschnittsfläche als für einphasige Gasströmung aus.

Als nächster Schritt wurde anhand einer typischen Druckentlastung in der chemischen Verfahrenstechnik ein Anforderungskatalog zusammengestellt und mit den Eigenschaften ausgewählter Programme aus der Kerntechnik verglichen (Tabelle 6.8). Bei der Auswahl aus der Vielzahl der in der GRS angewendeten Programme wurden zunächst solche berücksichtigt, die bei Druckentlastungsvorgängen eingesetzt werden. Ein ver-

Programmanforderungen		DAPSY	SIMMER	DRUFAN	TRAC
Erhaltungs-Gleichungen		4	37	4 + Dr	8
Dimension		1D – 3D	1D,2D	1D	1D – 3D
Lösungsmethode		Ch ex	FD ex – im	LP/FD ex – im	FD sim
Zeitschrittkriterium		C	diverse	FS	C/TS
Fluid-Komponenten		1	4 – 6	1	3
Phasen je Komponente		2	2 – 3	2	1 – 2
gelöstes Gas		–	–	–	–
flexible Modellierung		x	x	x	x
Gemischspiegelbewegung		–	x	x	x
Phasenseparation an der Oberfläche		–	x	x	x
Kompressibles Medium		x	x	x	x
Kritische Strömung		x	x	x	x
Viskosität		–	x	–	–
Ungleichgewichts-zustände	thermodynamisch	x	x	x	x
	hydromechanisch	–	x	x	x
	hydrodynamisch	–	–	–	–
	thermisch	–	x	x	x/3D
Chemische Reaktion	Stoffübergang	–	–	x _z	x _z
	Wärmequelle	x	x	x	x
Wärmespeicherung der Struktur		–	x	x	x
Kräfte auf die Struktur		x	x	x	x
x	vorhanden	C	Courant-Kriterium		
–	nicht vorhanden	FS	Fehlerschranken-Kriterien		
x _z	Zirkonium-Wasser-Reaktion	TS	Zweischritt-Kriterium		
ex	explizit	Ch	Charakteristiken-Verfahren		
im	implizit	FD	Finite Differenzen		
sim	semi-implizit	LP	Lumped Parameter		
		Dr	Drift-Modell		

Tabelle 6.8: Vergleich von Programmeigenschaften mit -anforderungen

gleichbarer Störfall in der Kerntechnik ist der Kühlmittelverluststörfall in einem Leichtwasserreaktor. Rechenprogramme, die bei diesem Störfallablauf die Fluidmechanik der Blowdown-Phase behandeln, können unterteilt werden in System- und Komponentenprogramme. Systemprogramme sind in der Lage, einen Anlagenkomplex zu modellieren und das Störfallverhalten über einen längeren Zeitraum zu simulieren. In diese Kategorie gehören die Programme DRUFAN und TRAC.

Mit den Komponentenprogrammen werden eingegrenzte Teile der Anlage und/oder wesentliche physikalische Effekte simuliert, die

aufgrund ihrer Sicherheitsrelevanz detailliert untersucht werden müssen. Auf dem Gebiet der Fluidmechanik gehört in diese Kategorie das Programm DAPSY.

Ein weiteres Auswahlkriterium war die programmtechnische Modellierung mehrerer Fluid-Komponenten und die Berücksichtigung des Zähigkeitsterms bei schnellen fluid- und thermodynamischen Vorgängen. Diese Bedingungen werden von dem Programm SIMMER erfüllt. Im Gegensatz zu den anderen Programmen wurde SIMMER zur Störfallanalyse von schnellen Brutreaktoren entwickelt.

Im zweiten Teil des Vorhabens soll die prinzipielle Eignung der ausgewählten Programme anhand von Versuchen aus der chemischen Verfahrenstechnik überprüft werden. Die Fragen, die bei dieser Untersuchung im Vordergrund stehen, sind:

- Anwendungsgrenzen der empirischen Modelle in den Programmen,
- Möglichkeit der Simulation verschiedenartiger Fluide (z.B. schäumende oder zähe Medien) und
- Rechenzeitbedarf der verschiedenen Programme.

Aus den Ergebnissen dieser Untersuchung werden die Anforderungen an eine Weiterentwicklung der Programmtechnik im Hinblick auf den Einsatz in der chemischen Verfahrenstechnik abgeleitet.

H. Löffler, D. Müller-Ecker
Abt. Auslegung

6.11 Spezifizierung von Endlagerbedingungen im Hinblick auf eine praxisgerechte Produktkontrolle

In der Schachanlage Konrad, einer ehemaligen Eisenerzgrube, sollen radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung endgelagert werden.

Die GRS hat im Auftrag der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB) sicherheitstechnische Anforderungen an die endzulagernden radioaktiven Abfälle abgeleitet, die in vorläufige Endlagerbedingungen umgesetzt werden können. Endlagerbedingungen werden insbesondere von den Abfallverursachern seit langem erwartet, da mit der Schließung des Salzbergwerkes Asse als Versuchsendlager im Jahre 1978 auch die dort geltenden Asse-Annahmebedingungen praktisch außer Kraft gesetzt wurden.

In Anbetracht des großen Bestandes an bereits konditionierten Altabfällen in der Bundesrepublik Deutschland kommt der Prüfung dieser Abfälle auf eine endlagergerechte Konditionierung im Rahmen des Genehmigungsverfahrens Konrad eine besondere Bedeutung zu. In diesem Zusammenhang hat die GRS im Auftrag der PTB die Aufgabe übernommen, die Endlagerbedingungen bzw. sicherheitstechnischen Anforderungen so zu spezifizieren und zu quantifizieren, daß sie überprüfbar sind.

Anforderungen an radioaktive Abfallgebinde

Die Anforderungen an die endzulagernden Abfallgebinde wurden aus der Sicherheitsanalyse abgeleitet. Diese kann unterteilt werden in die Sicherheitsanalyse für die Betriebs- und Nachbetriebsphase des Endlagers. Für die Strukturierung der Anforderungen waren die Ergebnisse der Störfallanalyse für den Betrieb des Endlagers der wesentliche Punkt.

In das Endlager dürfen nur konditionierte Abfälle eingelagert werden. Konditionierte Abfälle, d.h. Abfallgebinde, bestehen aus dem zu einem „Abfallprodukt“ verarbeiteten radioaktiven Abfall und der Verpackung. Anfor-

derungen an die sicherheitstechnischen Eigenschaften eines Abfallgebundes können im wesentlichen bezüglich des Aktivitätsinventars des Abfallproduktes, der sonstigen Eigenschaften des Abfallproduktes und der Verpackung gestellt werden.

Aus der Störfallanalyse resultieren Anforderungen an alle diese Eigenschaften eines Abfallgebundes. Zu ihrer Strukturierung wurde zunächst eine Unterteilung der Verpackungen in zwei Abfallklassen eingeführt. Die Vielzahl der möglichen unterschiedlichen Abfallprodukte wurde in sechs Abfallproduktgruppen zusammengefaßt. Sie unterscheiden sich im Aktivitätsinventar, das für ein Abfallgebinde zugelassen ist, und in den Anforderungen, die an die Qualität des Abfallproduktes gestellt werden.

In der Abfallklasse I werden nur geringe sicherheitstechnische Anforderungen an die Verpackung gestellt. Die notwendige Sicherheit wird durch die Qualität des Abfallproduktes gewährleistet. Entsprechend sind die Anforderungen an die sechs Abfallproduktgruppen gestaffelt. So werden in der Gruppe 01 die geringsten Anforderungen an die Abfallprodukte gestellt, verknüpft mit den restriktivsten zulässigen Aktivitätsgrenzwerten.

In der Abfallklasse II werden erhöhte sicherheitstechnische Anforderungen an die Verpackung gestellt, sie übernimmt die Funktion der Barriere gegen den Austritt von radioaktiven Stoffen. Dem Abfallprodukt kommt dagegen hier nur eine untergeordnete Bedeutung zu. Die zulässigen Aktivitäten in dieser Abfallklasse sind entsprechend der besseren Barrierefunktion der Verpackung höher als in der Abfallklasse I.

Neben den aktivitätsabhängigen Anforderungen an Abfallprodukt und Verpackung müssen die Abfallgebinde auch aktivitätsunabhängige Anforderungen erfüllen. Sie müssen grundsätzlich von allen für die Endlagerung in der Schachanlage Konrad vorgesehenen Abfallgebinden erfüllt sein. Sie sind in sogenannten Grundanforderungen zusammengefaßt.

Am Beispiel der Anforderungen an die Qualität des Abfallproduktes sollen die wesentlichen Inhalte der Anforderungen insgesamt kurz aufgezeigt werden.

Die Grundanforderungen an die Qualität des Abfallproduktes zur Vermeidung von Brand-,

Explosions- und Kritikalitätsstörfällen sind z.B., daß Abfallprodukte

- nicht selbstentzündlich und
- nicht explosionsfähig sein dürfen,
- keine Ampullen und Gasflaschen enthalten und
- Spaltmaterialgehalt und Spaltmaterialkonzentration bestimmte Grenzwerte nicht übersteigen dürfen.

Über die Grundanforderungen hinausgehende Anforderungen an die Qualität des Abfallproduktes sind in der Abfallklasse I zu erfüllen, wenn das Aktivitätsinventar einen bestimmten Grenzwert übersteigt. In diesem Fall müssen durch Konditionierung oder Sortierung von Abfallstoffen zusätzliche Anforderungen an die Brennbarkeit, Stoffreinheit oder Festigkeit des Abfallproduktes erfüllt werden. Diese Anforderungen und die jeweils zulässigen Aktivitätsgrenzwerte sind, beispielhaft für das Nuklid Co-60, in Tabelle 6.9 stichwortartig genannt.

Quantifizierung von Kenngrößen

Ob die Anforderungen eingehalten werden, wird im Rahmen der sogenannten Produktkontrolle überprüft. Dafür ist eine „Produktkontrollstelle“ zuständig, die im Auftrage der PTB tätig wird. Sie hat die Aufgabe sicherzustellen, daß Abfälle, die ins Endlager gelangen, den Endlagerbedingungen entsprechen. Damit die Anforderungen überprüfbar sind, müssen sie so spezifiziert und quantifiziert sein, daß entsprechende Verfahren für ihre Prüfung vorhanden sind bzw. entwickelt werden können.

Diese Spezifizierung bzw. Quantifizierung der grund- und gruppenspezifischen Produktanforderungen im Hinblick auf ihre Prüfbarkeit soll nachfolgend kurz erläutert werden. Einige Beispiele dazu sind in Tabelle 6.10 aufgeführt.

Für die in der ersten Spalte der Tabelle angegebenen Produkteigenschaften sind in der zweiten Spalte Beispiele für Anforderungen genannt, die in Abhängigkeit von der Zuordnung eines Abfalls zu einer Abfallproduktgruppe gestellt werden (siehe Tabelle 6.9). In der letzten Spalte sind die prüfbaren Kenngrößen dieser Anforderungen quantifiziert. Beispielsweise kann die Anforderung, daß ein Abfallprodukt nicht brennbar sein soll,

Gruppe	Geforderte Eigenschaft des Abfallproduktes zusätzlich zu den Grundanforderungen	Aktivitätsinventar (Co-60) [Bq]
01		$< 4,9 \cdot 10^{10}$
02	● Brennbarkeit – Der Gehalt brennbarer Abfallstoffe (Schmelzpunkt $< 300\text{ °C}$) ist begrenzt oder – brennbare Abfallstoffe (Schmelzpunkt $< 300\text{ °C}$) sind fixiert.	$< 2,4 \cdot 10^{12}$
03	● Stoffreinheit – Nur Metalle oder – Absorberwerkstoffe dürfen enthalten sein.	$< 6,2 \cdot 10^{12}$
04	● Festigkeit – Der Abfall ist formstabil kompaktiert.	$< 1,6 \cdot 10^{13}$
05	● Festigkeit – Der Abfall ist in Zement/Beton fixiert und – gleichmäßig verteilt und – Druckfestigkeit ist $\leq 10\text{ N/mm}^2$ oder ein Abfall/Matrixverhältnis von $< 1,5$ ist gewährleistet.	$< 4,9 \cdot 10^{13}$
06	● Brennbarkeit und Festigkeit – Der Abfall ist ein fester Körper (kein Pulver) und – nicht brennbar.	$< 4,9 \cdot 10^{13}$

Tabelle 6.9: Anforderungen an die Qualität des Abfallproduktes in Abfallklasse I

dann als erfüllt angesehen werden, wenn der Bestandteil organischer Stoffe unter 1 % beträgt.

Für die Überprüfung des Aktivitätsinventars ist in Tabelle 6.10 als zu prüfende Kenngröße der Begriff „Schlüsselnuklidaktivität“ angegeben. Er bedeutet, daß nur leicht meßbare Nuklide wie die Nuklide mit hochenergetischer Gamma-Strahlung, also Co-60 und Cs-137, gemessen werden sollten. Jedes andere Nuklid sollte dann anhand einer festen Relation zu diesen sogenannten „Schlüsselnukliden“ bestimmt werden können.

Für Abfälle aus Kernkraftwerken wurde eine derartige Vorgehensweise auf ihre Praktikabilität hin überprüft. Aus vorliegenden nuklid-spezifischen Messungen wurden Nuklidverhältnisse für die radiologisch relevanten Nu-

klide in Kernkraftwerksabfällen abgeleitet, die unabhängig von der einzelnen Anlage – z.B. als abdeckende Werte für Abfälle aus Druckwasserreaktor-Anlagen – herangezogen werden können. So wurden z.B. für die Spaltprodukte Sr-90 und J-129 sowie die Summe der Alpha-Strahler abdeckende Verhältnisse zu Cs-137 bestimmt und für die Aktivierungs- bzw. Korrosionsprodukte C-14, Fe-55 und Ni-63 abdeckende Verhältnisse zu Co-60. Für realistische Abfalldaten wurde dann überprüft, ob die mittels der Nuklidverhältnisse generierten Aktivitätsinventare der Abfallgebinde unterhalb der für die Endlagerfähigkeit zulässigen Aktivitätsgrenzwerte bleiben. Diese Überprüfung ergab, daß für Kernkraftwerksabfälle die Nuklidbestimmung über Schlüsselnuklide ein praktikabler Weg ist.

Produkt-eigenschaft	Anforderung	Prüfbare Kenngröße
Aktivitätsinventar	nuklidspezifische Aktivitätsgrenzwerte sind einzuhalten	Schlüsselnuklidaktivität
Brennbarkeit	Abfallprodukt ist nicht brennbar	Bestandteil organischer Stoffe < 1%
Festigkeit	Abfallprodukt ist ein fester Körper	Aktivitätsanteil in Form von Pulver < 1%
	Abfallprodukt ist formstabil kompaktiert	Abfallstoff in Kartusche mit Wandstärke > 0,75 mm gepreßt Preßdruck > 30 MPa freier, nicht brennbarer Aktivitätsanteil < 1%
Stoffreinheit	Abfallprodukt besteht nur aus Metallteilen	Aktivitätsanteil der Fremdstoffe < 1‰
Sonstige	Abfallprodukt enthält *) keine freibeweglichen Flüssigkeiten	Flüssigkeitsgehalt im Gebinde < 1 Vol.-%
	Abfallprodukt fault und gärt nicht	Gasbildungsrate < 1 ml/h

*) bis auf sinnvoll erreichbare und nicht vermeidbare Restgehalte

Tabelle 6.10: Quantifizierung von Anforderungen in prüfbare Kenngrößen

Anforderung	Behandlung: „verascht“ Abfallproduktgruppe						Behandlung: „Fässer in Container vergossen“ Abfallproduktgruppe					
	01	02	03*)	04	05	06*)	01	02	03	04	05	06
Aktivitätsinventar	●	●	○	●	●	○	●	●	●	●	●	●
Brennbarkeit		○				○		○				
Festigkeit				●	●	○				●	●	●
Stoffreinheit			○			○			●			●
Freie Flüssigkeit	○	○		○	○		○	○		○	○	
Faulen und Gären	○	○		○			●	●		●		

○: Ohne Behandlung zu prüfen

●: Nach Behandlung noch zu prüfen

*) Abfallproduktgruppe ist für Behandlung „verascht“ nicht relevant.

Tabelle 6.11: Prüfumfang in Abhängigkeit von Abfallproduktgruppen und Behandlung

Abhängigkeit des Prüfumfanges von Beschaffenheit und Verarbeitung des radioaktiven Abfalls

Welche Kenngrößen in der Praxis am einzelnen Abfallgebinde überprüft werden müssen, hängt von mehreren Faktoren ab. Auf je-

den Fall ist das Aktivitätsinventar zu prüfen, während es bei der Prüfung der anderen Anforderungen z.B. darauf ankommt, welcher Abfallproduktgruppe ein Abfall zugeordnet werden kann.

Weitere Faktoren, die den Prüfumfang beeinflussen können, sind bestimmte Abfallbehandlungsverfahren, wenn diese zweifelsfrei belegt werden können.

Nachfolgend sind neben der Definition für ein unbehandeltes Abfallgebinde vier Behandlungsmöglichkeiten aufgeführt, die zu einer Reduzierung des Prüfumfanges führen können.

- unbehandelt: Abfallprodukt gemäß Produktgruppe verarbeitet und in Container oder Rundbehälter verpackt
- geshreddert: wie unbehandelt, aber Rohabfall geshreddert
- verascht: wie unbehandelt, aber Rohabfälle verascht
- Fässer in Container vergossen: Abfallprodukt in 200 l- bzw. 400 l-Fässern, die in Container einzementiert sind
- Faß in VBA vergossen: Abfallprodukt in 200 l- bzw. 400 l-Fässern, die in verlorene Betonabschirmung (VBA) einzementiert sind

Augenfällig ist die Reduzierung des Prüfumfanges für das Beispiel „verascht“. Wurde der Rohabfall vor einer weiteren Konditionierung, z.B. Fixierung in Zement, verascht, so können Prüfungen auf die Brennbarkeit entfallen. Die Reduktion des Prüfumfanges aufgrund der Behandlungsart ist in Tabelle 6.11 beispielhaft für Anforderungen an die Qualität des Abfallproduktes in der Abfallklasse I in Abhängigkeit von der Zuordnung zu einer Abfallproduktgruppe angegeben.

Spalte 2 der Tabelle 6.11 zeigt den Prüfumfang für die Behandlung „verascht“ und Spalte 3 für die Behandlung „Fässer in Container vergossen“. Ist die in der ersten Spalte der Tabelle genannte Anforderung für die jeweilige Abfallproduktgruppe zu prüfen, so ist ein Punkt eingetragen. Die Punkte bezeichnen also den Prüfumfang für die behandelten Abfallgruppen. Das unbehandelte Abfallprodukt dagegen muß zusätzlich bezüglich der mit Kreisen markierten Anforderungen überprüft werden.

Die Beispiele zeigen, daß bei Berücksichtigung nachweisbarer Konditionierungsmaßnahmen der Prüfaufwand, insbesondere bei der Kontrolle der Altabfälle, auf ein praktisches Maß reduziert werden kann.

D. Gründler, W. Wurtinger
Abt. Anlagen

6.12 Eintrittshäufigkeiten für Lecks und Brüche in Rohrleitungen

In der Phase B der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke für Druckwasserreaktoren waren auch strukturmechanische Probleme in die Untersuchungen einzubeziehen.

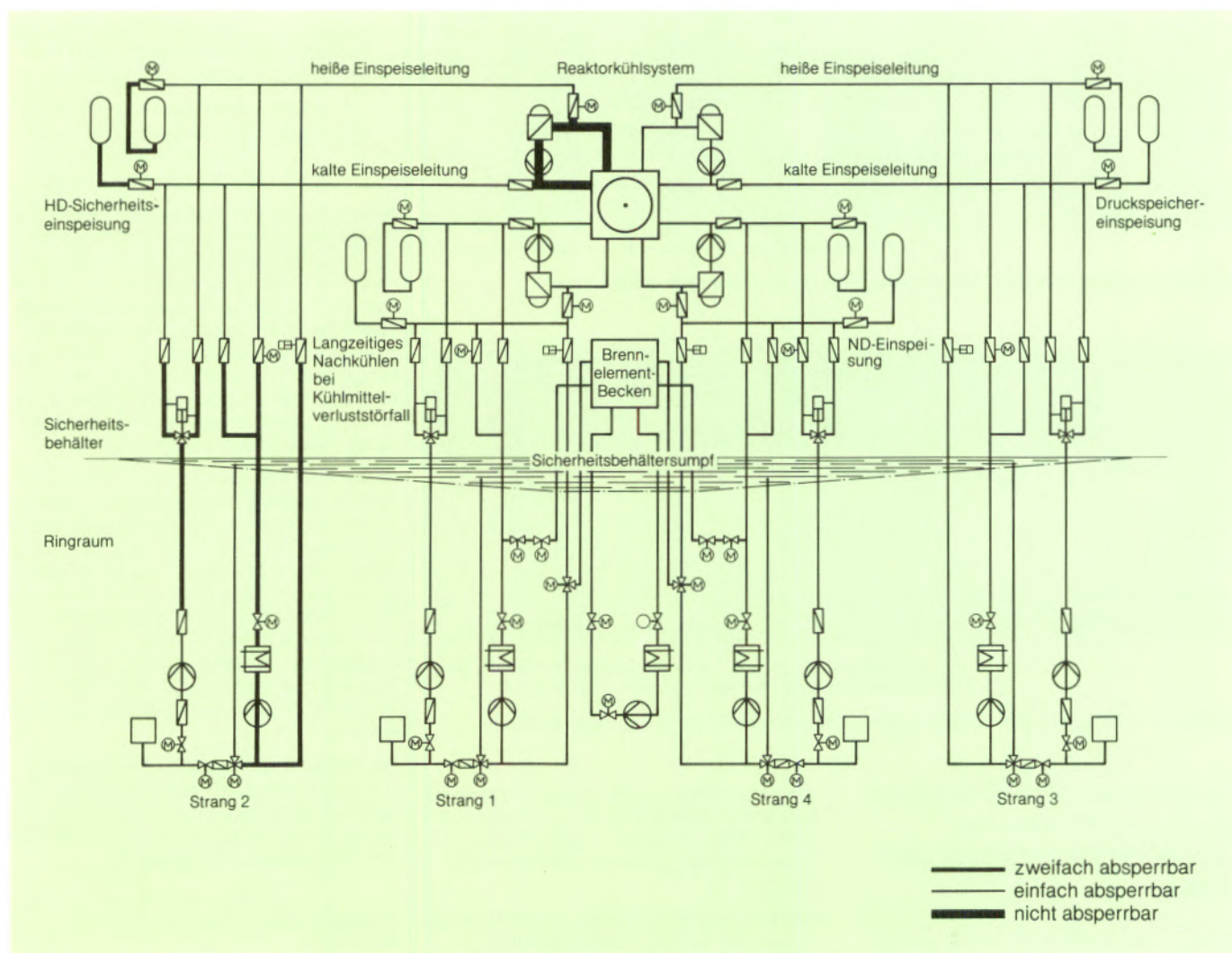
Störfallanalysen haben gezeigt, daß der Anteil kleiner Lecks am Gesamtrisiko nicht vernachlässigt werden darf. Daher ergab sich

als Ziel unserer Untersuchungen, unter Berücksichtigung der Betriebserfahrung und von Erkenntnissen aus der Bruchmechanik, den gesamten Bereich der primärdruckführenden Rohrleitungen, also auch den der kleinsten Nennweiten, in die Leck- und Risikobetrachtungen einzubeziehen. Darüber hinaus war es erforderlich, nach bestimmten Absperrbarkeitsabschnitten und Raumbereichen zu unterteilen.

In Bild 6.24 werden beispielhaft die untersuchten Abschnitte des Not- und Nachkühl-

systems gezeigt. Dabei sind die zahlreichen, gleichfalls in die Untersuchung einbezogenen Impuls- und Steuerleitungen kleiner Nennweiten nicht dargestellt.

Die ausgewertete Betriebserfahrung mit Druckwasserreaktoren der Bundesrepublik Deutschland zeigt, daß nur wenige Lecks vorgekommen sind und daß alle diese Lecks einen Querschnitt von weit unter 2 cm² hatten.



Aufgrund der Betriebserfahrung mit Rohrleitungen wurde angenommen, daß Lecks und Brüche überwiegend an Schweißnähten auftreten.

Aus Versagensarten, für die Statistiken ausreichender Qualität vorlagen, z.B. für kleine Lecks, mußte auf Versagensarten, z.B. große Lecks oder Brüche, geschlossen werden, für die statistische Aussagen nur mit zu großer Streubreite ermittelt werden konnten. Basis für die Bestimmung dieser Wahrscheinlichkeiten waren Überlegungen für elementare Strukturen des Rohrleitungssystems, also für Schweißnähte verschiedener Nennweiten. Aus der Summe der verschiedenen Schweißnähte im interessierenden Rohrleitungsabschnitt ergab sich dann die Wahrscheinlichkeit für das Auftreten von Lecks in diesem Abschnitt.

Aus den typischen Spannungsverteilungen und Schädigungsmechanismen, wie Erosion, Spannungsrißkorrosion, Ermüdung im Bereich geringer Schwingungszahlen, kann eine weitere Eingrenzung der risikorelevanten Schweißnahtstellen vorgenommen werden. Als risikorelevante Nähte werden betrachtet: Krümmernähte, Nähte an oder um T-Stücke und Anschlußnähte an Komponenten. An diesen Nähten gibt es oft kompliziertere Spannungsverteilungen und große Steigungsunterschiede.

Die Bestimmung der Anzahl der Schweißnähte, mit denen die vorliegende Erfahrung gewonnen wurde, bleibt aufwendig. Näherungsweise kann die Zahl der Schweißnähte aus der Auswertung von isometrischen Zeichnungen, sofern vorhanden, und von Schaltplänen sowie durch Besichtigung vor Ort bestimmt werden.

Die Wahrscheinlichkeiten von kleinen Lecks für Umfangsnähte der vorhandenen Nennweiten werden aus der Betriebserfahrung – gegebenenfalls aus einer Nullfehlerstatistik – gewonnen.

Die Anzahl von Lecks oder von Brüchen wird als Poisson-verteilt mit der Häufigkeit λ angesehen, d.h. innerhalb der erwarteten Lebensdauer eines Druckwasserreaktors vom untersuchten Typ wird eine Altersunabhängigkeit dieses Parameters vorausgesetzt.

Die Häufigkeit λ wird mit der Methode von Bayes bestimmt, wobei noch keine zuverlässigen generischen Daten zur Verfügung stehen. Die Bestimmung erfolgt so ohne Vorabinformation (noninformative Prior).

In vielen Fällen läßt sich die Wahrscheinlichkeit eines großen Lecks oder eines Bruches aus der Wahrscheinlichkeit eines kleinen Lecks bestimmen. Für einen allgemein abgesicherten, funktionalen Zusammenhang fehlen allerdings die Daten. Erforderlich wären Verteilungen für die Länge und Tiefe von Fehlern, insbesondere von solchen, die zu Lecks und Brüchen führen. Diese Verteilungen hängen von der Geometrie, der Fertigungs- und Prüfqualität und der betrieblichen Belastung der Rohre ab. Mangels solcher Daten sind für die Bestimmung der Abhängigkeit der Wahrscheinlichkeit von großen Lecks Plausibilitätsüberlegungen angestellt worden, die die Wahrscheinlichkeit kleiner Lecks zur Grundlage haben. Hierzu wurden für einfache denkbare Rißkonfigurationen numerische Simulationsrechnungen durchgeführt. Bild 6.25 zeigt beispielhaft die Leckzu-Bruch-Wahrscheinlichkeit. Das Verhältnis für Nennweiten 25 kann als statistisch konservativ abgesichert gelten. Die dargestellten Werte sind bis zu Nennweiten unter 250 verwendet worden. Für größere Abmessungen kamen Überlegungen aus dem Begriff der Basissicherheit hinzu.

Aufgrund von Erfahrungen aus der Bruchmechanik wird angenommen, daß für eine Umfangsschweißnaht gegebener Nennweite der mögliche Rißquerschnitt im Bereich unter 2% des dazugehörigen Rohrquerschnitts liegt. Größere Risse werden mit ähnlichen Eintrittshäufigkeiten zum völligen Bruch der Rohrleitung führen. In Bild 6.26 wird schematisch ein Großteil der vorkommenden Nennweiten und der möglichen Rißquerschnitte dargestellt.

Die berechneten Häufigkeitswerte λ für Lecks und Brüche ergeben einen Beitrag zum Gesamtrisiko eines Kernschmelzens. Für Werte, die einen wesentlichen Beitrag zum Gesamtrisiko liefern, muß – wenn sie mit großen Unsicherheiten behaftet sind – weitere Betriebserfahrung zur besseren Eingrenzung der Unsicherheit herangezogen werden. Diese Betriebserfahrung ist, wenn sie nicht sehr ähnliche Kernkraftwerke betrifft, besonders sorgfältig auf ihre Verwendbarkeit zu prüfen. Bei den hier diskutierten Untersuchungen traf dies für die Wahrscheinlichkeit eines Lecks im Größenbereich von 2 bis 12 cm² im nicht absperbaren Teil des druckführenden Systems zu.

Die Unsicherheit in der Statistik für diese Lecks resultierte aus der Auswertung eines

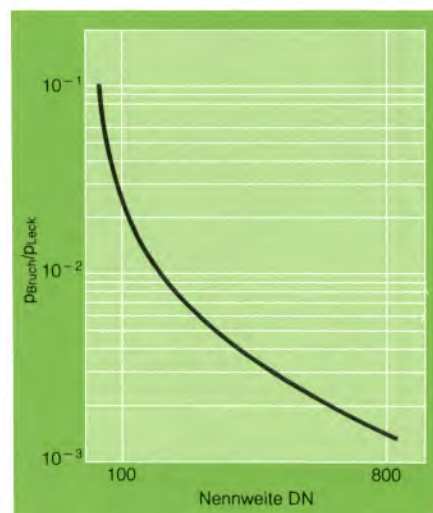


Bild 6.25: Zusammenhang zwischen dem Verhältnis der Wahrscheinlichkeiten $p_{\text{Bruch}}/p_{\text{Leck}}$ und der Nennweite DN

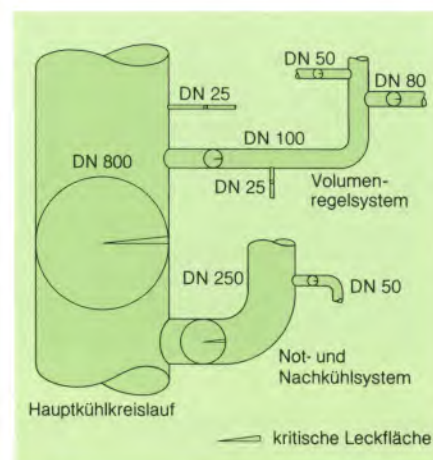


Bild 6.26: Leitungsnennweiten DN in einzelnen primärkühlmittelführenden Systemen

sehr kleinen Kollektivs, das nur Anlagen der Bundesrepublik Deutschland enthielt. Nach eingehender Analyse wurde daher für den entsprechenden Rohrleitungsabschnitt die Betriebserfahrung mit Teilabschnitten von amerikanischen Druckwasserreaktoren hinzugezogen.

Tabelle 6.12 gibt die Ergebnisse für Rohrleitungen des Primärsystems innerhalb des Si-

Leckquerschnitt [cm ²]	Leckart	Häufigkeits- kennwerte	nicht absperrrbar	Rohrleitungsabschnitt einfach absperrrbar	zweifach absperrrbar
< 2	Riß oder Bruch DN 15	$\bar{\lambda}$ λ_{95}	1,5 E – 1*) 2,6 E – 1	1,2 E – 1 2,0 E – 1	1,3 E – 1 2,2 E – 1
2 – 12	Riß Bruch DN 25 Summe	$\bar{\lambda}$ $\bar{\lambda}$ $\bar{\lambda}$ λ_{95}	4 E – 5 1,7 E – 3 1,7 E – 3 4,4 E – 3	1,5 E – 4 1,3 E – 3 1,5 E – 3 2,5 E – 3	1,1 E – 4 4,2 E – 3 4,3 E – 3 7,8 E – 3
12 – 25	Riß Bruch DN 50 Summe	$\bar{\lambda}$ $\bar{\lambda}$ $\bar{\lambda}$ λ_{95}	4 E – 7 1,7 E – 4 1,7 E – 4 6,5 E – 4	– 8,7 E – 5 8,7 E – 5 1,6 E – 4	1 E – 6 5,0 E – 4 5,0 E – 4 9,0 E – 4
25 – 80	Riß Bruch DN 25 Bruch DN 100 Summe	$\bar{\lambda}$ $\bar{\lambda}$ $\bar{\lambda}$ λ_{95}	< 1 E – 7 5,7 E – 5 9,6 E – 6 6,7 E – 5 2,3 E – 4	– 1,6 E – 4 8,2 E – 5 2,4 E – 4 9,1 E – 4	– 5,0 E – 4 – 5,0 E – 4 9,0 E – 4
80 – 200	Riß Bruch DN 125 Bruch DN 150 Summe	$\bar{\lambda}$ $\bar{\lambda}$ $\bar{\lambda}$ λ_{95}	< 1 E – 7 – 1,4 E – 5 1,4 E – 5 5,3 E – 5	– 2,6 E – 5 – 2,6 E – 5 9,9 E – 5	– 1,0 E – 4 – 1,0 E – 4 3,8 E – 4
200 – 400	Riß Bruch DN 250 Summe	$\bar{\lambda}$ $\bar{\lambda}$ $\bar{\lambda}$ λ_{95}	< 1 E – 7 < 1 E – 7 < 1 E – 7 < 1 E – 6	– < 1 E – 7 < 1 E – 7 < 1 E – 6	– < 1 E – 7 < 1 E – 7 < 1 E – 6
> 400	Riß Brüche DN $\geq$ 300 Summe	$\bar{\lambda}$ $\bar{\lambda}$ $\bar{\lambda}$ λ_{95}	< 1 E – 7 < 1 E – 7 < 1 E – 7 < 1 E – 6	– – – –	– < 1 E – 7 < 1 E – 7 < 1 E – 6

*) 1,5 E – 1 = 1,5 · 10^{–1}

Tabelle 6.12: Erwartungswerte der Häufigkeit $\bar{\lambda}$ einzelner Beiträge zu Lecks verschiedener Größe und λ_{95} -Wert verschiedener Leckgrößen innerhalb des Sicherheitsbehälters (Wahrscheinlichkeiten pro Jahr und Anlage)

cherheitsbehälters wieder. Sie zeigt, wie stark die Wahrscheinlichkeit einer bestimmten Rißgröße von dem Bruch der flächenmäßig hineinpassenden Rohrleitungen bestimmt wird.

Lecks mit Querschnitten unter 2 cm² werden noch über das betriebliche Volumenregelsystem kompensiert. Anforderungen an Systemfunktionen der Nachwärmeabfuhr werden erst bei Lecks größer als 2 cm² gestellt.

Die Zahlen für die absperrrbaren Systemabschnitte beinhalten keine Wahrscheinlichkeiten für die bestimmungsgemäße Funktion der betreffenden Absperrrarmaturen.

Ein Vergleich dieser Ergebnisse mit denen der amerikanischen Risikostudie WASH-1400 zeigt, daß für die vergleichbaren Leckflächenbereiche von 2 bis 80 cm² und 80 bis 400 cm² die hier errechneten Häufigkeitswerte innerhalb der dort angegebenen Ver-

trauensbereiche liegen. Für die Wahrscheinlichkeit von Lecks über 400 cm² ist der hier errechnete Wert um etwa zwei Größenordnungen kleiner als in WASH-1400.

S. Beliczey
Abt. Strukturmechanik

6.13 Erhöhung der Aussagekraft von Prüfungen

Die GRS hat im Auftrag des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit die Prüfpraxis an sicherheitstechnisch wichtigen Systemen in einer Reihe von Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland untersucht. Ein wichtiges Ziel dieser Untersuchungen war die Erarbeitung von Empfehlungen zur Verbesserung der Aussagekraft von Prüfungen. Dies bedeutet insbesondere, daß Prüfungen so durchgeführt werden, daß

- bekannte und nach den Erfahrungen denkbare Fehler frühzeitig erkannt werden,
- die Funktion der Systeme unter Bedingungen geprüft wird, die dem von der Auslegung unterstellten Anforderungsfall möglichst weitgehend entsprechen.

Eine vollständig anforderungsgerechte Prüfung ist nicht immer möglich, z.B. weil die Störfallbedingungen sich im Normalbetrieb nicht oder nur mit erheblichen Nachteilen herstellen lassen.

Während der gesamten Lebensdauer eines Kernkraftwerkes soll der einwandfreie Zustand bzw. die einwandfreie Funktion aller Anlagenteile entsprechend ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung in regelmäßigen Zeitabständen bestätigt werden. Für die bei Normalbetrieb der Anlage dauernd oder häufig benützten Systeme wird deren Funktion durch die laufende Betriebsüberwachung quasikontinuierlich erbracht. Für diese Systeme sind bei Stillstand der Anlage in der Regel nur noch ergänzende Prüfungen im Hinblick auf bekannte oder zu erwartende Störungen notwendig, wie z.B. Innenbesichtigungen mit Blick auf Korrosion, Verschmutzung, Risse, lose Teile, sowie Kalibrierungen zur Feststellung von Istwertabweichungen gegenüber Sollvorgaben und Druckprüfungen.

Daneben gibt es eine Reihe von Systemfunktionen von Sicherheitseinrichtungen, die bestimmungsgemäß keine Anforderung im Normalbetrieb der Anlage haben. Hier muß der Qualitätsnachweis über regelmäßige Prüfungen erfolgen.

Im folgenden werden einige Beispiele genannt, wo sich entsprechend den vorstehenden Zielen noch Verbesserungen in der Aussagekraft der Prüfungen erreichen lassen.

Dichtheitsprüfung des Reaktorsicherheitsbehälters

Bisher erfolgt die Dichtheitsprüfung des Reaktorsicherheitsbehälters (SB) alle vier Jahre am Ende der Brennelementwechsel-Stillstände, nachdem vorher an den wichtigsten SB-Durchdringungen (z.B. Schleusen, Montage- und Beladendeckel, Rohrdurchführungen) Einzeldichtheitsprüfungen durchgeführt wurden. Der Prüfdruck beträgt in der Regel etwa 10% des Auslegungsdruckes, bei einzelnen Prüfungen in einigen Anlagen bis zu 30%.

Wichtige Randbedingungen für die Aussagekraft der SB-Dichtheitsprüfungen sind insbesondere:

- Höhe des Prüfdruckes,
- Systemzustand der den SB durchdringenden Systeme,
- Prüfungsdurchführung.

Nachfolgend werden Vor- und Nachteile zu diesen Problemkreisen diskutiert.

• Prüfdruck

Bei einem Großteil von amerikanischen Anlagen wird bei der SB-Dichtheitsprüfung ein Prüfdruck in der Größenordnung des Auslegungsdruckes angewandt. Die grundsätzliche Möglichkeit einer wiederkehrenden Dichtheitsprüfung mit Auslegungsdruck ist auch in der entsprechenden kerntechnischen Regel der Bundesrepublik Deutschland vorgesehen.

Vorteil eines anforderungsgerechten Prüfdruckes ist, daß die verschiedenen Dichtelemente mit einer anforderungsnahen Dichtkraft beaufschlagt werden, wodurch die Aussage über die Dichtigkeit des SB beim Störfall eindeutiger zu treffen ist. Dies gilt insbesondere für alle die Dichtungspartien, die vom Innendruck aufgedrückt werden, z.B. Montageöffnungen, Mannlöcher.

Ungünstig ist, daß einige Einbauten im SB, wie z.B. Lampen und verschiedene Meßwertgeber, für die Prüfung ausgebaut werden müßten.

Sollten bei dem erhöhten Prüfdruck einzelne Dichtelemente undicht werden, so ist es mit Blick auf den Anforderungsfall von Vorteil, sie zu erkennen und zu beseitigen.

Nachteilig ist, daß bei Versagen größerer Dichtungspartien durch Ausströmkraft ein Gefährdungspotential entsteht.

• Systemzustand

Bei der praktizierten Prüfung in Stillstandszeiten sind einige den SB durchdringende Systeme drucklos, entleert oder geöffnet, was für den Anforderungsfall nicht zutrifft. Dadurch bedingt sind umfangreiche Sondermaßnahmen zur Abdichtung des SB erforderlich. In der Regel verbleibende Leckagen an diesen für den Anforderungsfall nicht relevanten Stellen führen zu teilweise langwierigem Lecksuchen und weiteren Sonderabdichtungsmaßnahmen.

Vorteilhaft für die Dichtigkeitsbeurteilung des SB im Anforderungsfall wäre demnach ein Prüfzustand, bei dem alle den SB durchdringenden Leitungen betriebsmäßig gefüllt und mit Betriebsdruck bzw. einem über dem SB-Prüfdruck liegenden Druck beaufschlagt sind. Dies entspricht in den meisten Fällen auch den Verhältnissen im Störfall.

• Prüfungsdurchführung

Ein Vorzug der bisherigen Prüfungsdurchführung gegen Ende der Revisionsstillstände ist, daß das Ergebnis eine unmittelbare Aussage über den Dichtheitszustand des SB zu Beginn des Betriebszyklus erlaubt. Weiterhin kann die Prüfungsvorbereitung (teilweise Installation von Meßwertgebern, Überprüfen der Meßgenauigkeit, Verbindung der Meßwertgeber mit dem Prüfrechner sowie Anschluß der Druckluftkompressoren) bei abgeschalteter Anlage und damit verbundener besserer Zugänglichkeit erfolgen. Auch sind die Einzeldichtheitsprüfungen der wichtigsten SB-Durchdringungen bereits vorher erfolgt und gegebenenfalls Nachbesserungen vorgenommen worden.

Die Einzeldichtheitsprüfungen erlauben in der Regel keine direkten quantitativen Aussagen über den Leckverlust durch die jeweilige Durchdringung. Die Einzeldichtheitsprüfungen von Durchdringungen (Schleusen, Klappen, Montagedeckel) werden entweder als Druckstandsprüfung ausgeführt, wobei meist eines von zwei Dichtelementen von der falschen Seite druckbeaufschlagt wird, oder als Leckortung mit Schaummitteltests.

Bei dieser Vorgehensweise werden daher eventuelle Undichtigkeiten zwar gefunden und beseitigt, eine auf den Anforderungsfall

übertragbare quantitative Aussage über die integrale Leckrate ergibt sich dadurch jedoch nicht.

Bei den praktizierten Dichtheitsprüfungen des SB während des Revisionsstillstandes der Anlage erfolgt der SB-Abschluß zur Prüfung nicht über das allgemeine Gebäudeabschlußsignal, sondern durch Handmaßnahmen anhand einer Checkliste, die den jeweiligen Systemzustand (entleert, geöffnet, drucklos) berücksichtigen muß. Erfahrungsgemäß müssen nach dem ersten Druckaufbringen noch Verschraubungen und Armaturen nachgezogen werden, um die spezifizierte Leckrate zu erreichen.

Zusammenfassend ist festzustellen, daß bei der Festlegung der SB-Dichtheitsprüfung eine Reihe unterschiedlicher, teilweise konkurrierender Gesichtspunkte gegeneinander abzuwägen sind. Die weitere Optimierung der Aussagekraft dieser Prüfung ist seit einigen Jahren in verschiedenen Gremien in breiter Diskussion. Für eine belastbare Aussage über die SB-Dichtheit im Störfall sind folgende Aspekte von Bedeutung:

- Der Einfluß von Leckagemöglichkeiten, die nur für die Prüfung, nicht aber für den Anforderungsfall relevant sind, sollte reduziert werden.
- Die Dichtheit von Durchführungen sollte möglichst in unrevidiertem Zustand und bei gleichwertigem Abschluß wie durch das allgemeine Gebäudeabschlußsignal erfaßt werden.

Funktion der Druckspeicher

Bei Druckwasserreaktoren ist es für die anforderungsgerechte Funktion der Druckspeicher wichtig, daß diese bei entsprechend abgesenktem Druck im Primärkreis öffnen, ihre volle Einspeiserate erreichen, d.h. die Einspeisewege voll öffnen, und die Nachfahrantriebe bei Erreichen des Mindestdruckes die Rückschlagventile wieder schließen.

Bei der bisherigen Prüfpraxis wird über kurze Druckabsenkung in den Einspeiserleitungen durch Öffnen der Prüfarmaturen ein Verlassen der Schließstellung der Druckspeicher-Rückschlagventile erzeugt und durch Schließen der Prüfarmaturen sofort wieder beendet. Daneben werden noch in getrennten Prüfungen die Einstellungen der Druckgeber sowie die motorische Funktion der Nachfahr-

antriebe über Handansteuerung geprüft. Die oben genannten Funktionen des Anforderungsfalles werden dadurch aber nicht in zusammenhängender Form nachgewiesen.

Eine weitgehend anforderungsgerechte Einspeisung des Druckspeichereinhaltes in den Primärkreis könnte bei einem geeigneten Betriebszustand im Rahmen des Brennelementwechsels erfolgen, wie dies auch in einer Anlage praktiziert wird. Dabei würde nach Auffahren der Nachfahrantriebe der volle Massenstrom, volles Öffnen der Rückschlagventile und Schließen über die Nachfahrantriebe bei entsprechend niedrigem Druck in den Druckspeichern erreicht. Diese Abschaltfunktion wird dadurch einschließlich der gesamten Meßwertaufnahme und -verarbeitung sowie der Ansteuerung der Nachfahrantriebe anforderungsgerecht geprüft.

Druckentlastungseinrichtungen

Die Druckentlastungsarmaturen für den Primärkreislauf von Leichtwasserreaktor-Anlagen haben die Aufgabe, im Anforderungsfall bei Erreichen vorgegebener Drücke sicher zu öffnen und nach Unterschreiten bestimmter Drücke sicher zu schließen. Sicheres Öffnen soll das Erreichen unzulässiger Drücke, sicheres Schließen unbeabsichtigte Leckagen verhindern.

In der Regel werden diese Armaturen geprüft, indem bei Revisionsstillstand der Anlage die Vorsteuerventile abgebaut und teilweise auf einem Prüfstand getestet, anschließend zerlegt, überholt und wieder eingebaut werden. Die Hauptventile werden teilweise innen besichtigt. Bei Druckwasserreaktor-Anlagen wird im Zuge des Wiederauffahrens der Ansprechdruck der Vorsteuerventile für die Druckhalter-Sicherheitsventile eingestellt, indem bei etwa 10 MPa Kreislaufdruck über mechanische oder pneumatische Hubhilfe der bei ca. 18 MPa liegende Ansprechdruck simuliert wird. Die mit dieser Vorgehensweise verbundenen Möglichkeiten für Fehleinstellungen könnten reduziert werden, wenn die endgültige Einstellung des Ansprechdruckes bei Betriebsdruck (ca. 15,8 MPa) vorgenommen würde.

Generell könnten die Funktionsprüfungen der Druckentlastungseinrichtungen bei Leichtwasserreaktor-Anlagen eine bessere Aussage für den Anforderungsfall liefern, wenn am Ende des Betriebszyklus der Anla-

ge bei abgesenktem Druck die Hauptventile über je einen Vorsteuerstrang geöffnet werden. Dabei sind Ansprechdruck und Schließdruck der Vorsteuerventile zu ermitteln.

Zur Fehlerfrüherkennung bei Funktionsprüfungen von Ventilen in Leichtwasserreaktor-Anlagen können geeignete Kenngrößen ermittelt werden, wie z.B. Ansprechdruck, Schließdruck, Steuerdruckverlauf während des Öffnens und Schließens der Hauptventile, Hubzeitverlauf der Hauptventile und Vorsteuerventile (binär, möglichst analog), Systemdruckverlauf sowie Totzeiten in Öffnungs- und Schließrichtung. Messungen des Steuerdruckverlaufes werden in der Regel bei Druckwasserreaktor-Anlagen und vereinzelt in Siedewasserreaktor-Anlagen vorgenommen.

Veränderungen im Bewegungsverhalten der Druckentlastungseinrichtungen können aus den genannten Kenngrößen festgestellt werden. Dies betrifft sowohl die Öffnungs- als auch die Schließfunktion.

Ein weiteres Feld der praxisgestützten Fehlerfrüherkennung an diesen Armaturen sind Innenbesichtigungen und gegebenenfalls die chemische Analyse von Belagproben, um Schäden zu identifizieren, die nicht durch Funktionsprüfungen erkannt werden, z.B. Korrosionserscheinungen, Auswaschungen am Ventilsitz, falscher Einbau, falsche Teile, ungeeignetes Schmiermittel, Risse. Dies gilt in verstärktem Maße für die Steuerstränge.

Kalibrierung der Aktivitätsmeßstellen

Die Überprüfung der Aktivitätsmeßstellen in der Fortluft und im Abwasser erfolgt durch äußere Anbringung definierter radioaktiver Präparate an der Meßstelle und Kontrolle der damit erhaltenen Anzeige. Meist wird nur ein Präparat verwendet. Durch diese Vorgehensweise allein läßt sich nicht in jedem Fall sicherstellen, daß der Wert der Meßgröße (z.B. Curie/m³) im Medium mit der Anzeige übereinstimmt, wenn Meßgeometrie, Strahlenart oder -energie sich von denen im Betrieb unterscheiden. Insbesondere Veränderungen an der Meßstelle (u.U. auch Detektorwechsel) können dann zu Unsicherheiten führen.

Eine anforderungsgerechte Überprüfung der Meßstellen kann dadurch erreicht werden,

daß ein Medium bekannter Aktivität durch die Meßeinrichtung geleitet wird, bei den Edelgasmeßstellen z.B. durch Beaufschlagung mit Kr-85 und Xe-133. Derartige Kalibrierungen sollten insbesondere für Meßstellen angewandt werden, die auch zur Bilanzierung herangezogen werden.

Wenn zwischen diesen Kalibrierungen die Anzeige mit Präparaten überprüft wird, so sollten diese dem Medium entsprechend möglichst günstig gewählt werden, um den gesamten relevanten Energiebereich ausreichend zu erfassen. So sind z.B. bei Abwassermeßstellen mit Natriumjodid-Szintillatortsonden Empfindlichkeitsverluste im unteren Energiebereich kaum feststellbar, wenn nur mit einem Präparat höherer Gammaenergie (z.B. Cs-137 oder Co-60) geprüft wird. Hier könnte durch zusätzlichen Einsatz von Am-241 der untere Energiebereich besser abgedeckt werden.

E. Maier
Abt. Betriebsverhalten

Der Bereich Forschungsbetreuung (FB) betreut Studien sowie Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen.

Diese Aufgabenstellung umfaßt die Unterstützung der Auftraggeber BMFT und BMU bei der Planung ihrer Programme, deren Umsetzung in Vorhaben sowie die inhaltliche und administrative Verfolgung der Arbeiten. Sie beinhaltet ferner eine kontinuierliche Information über den Ablauf der Programme, die Bewertung der erzielten Ergebnisse und ihre Verteilung an die interessierten Stellen: Behörden, Gutachter und Industrie.

Die auftraggebenden Ministerien pflegen eine umfangreiche internationale Kooperation. Der Bereich unterstützt sie durch Mitwirkung bei der Gestaltung des fachlichen Teils von Vereinbarungen, die Auswertung der Forschungsarbeiten der Vertragspartner und die Steuerung der Informationsflüsse. Hinzu kommen die Vor- und Nachbereitung von Zusammenkünften und Gesprächen sowie, in den meisten Fällen, die Teilnahme daran in Vertretung oder Begleitung der Ressorts.

Arbeiten im Auftrag des BMFT

Der Bereich Forschungsbetreuung führt für die GRS Projektträgerschaft und Projektbegleitung der BMFT-Forschung zur Sicherheit von Reaktoren aus.

Wie in jedem Jahr, so lag auch 1986 das Hauptgewicht der Tätigkeiten bei der Umsetzung der Planungen in Forschungsvorhaben im Rahmen der mittelfristigen Finanzplanung. In den Sachgebieten

- Komponentensicherheit und Qualitätssicherung,
- Transientenanalyse und Störfallabläufe,
- Mensch-Maschine-Wechselwirkung,
- Risiko und Zuverlässigkeit

betreute die FB im Rahmen eines Gesamtetats von 92 Mio. DM mehr als 120 Forschungsvorhaben. Fast 50 dieser Vorhaben wurden neu bewilligt.

Im Zentrum der Mittelausgabe stand erneut das Sachgebiet „Transientenanalyse und Störfallabläufe“. Hier dominierte – durch unvermeidbare Verzögerungen und Mehrko-

sten bedingt – noch das 2D/3D-Notkühlprojekt mit der Upper Plenum Test Facility (UPTF).

Mit der Entscheidung zum Ausbau der PKL- (Primärkreislauf-)Anlage zu einem Transienten-Integralversuchsstand und der Planung entsprechender Versuche wurden in diesem Sachgebiet neue Akzente gesetzt.

Als dritter Schwerpunkt sind die Untersuchungen zu schweren Störfällen, insbesondere zur Spaltproduktfreisetzung und zur Wasserstoff-Problematik, erwähnenswert.

Im übrigen wurden wesentliche Arbeiten im Sachgebiet „Komponentensicherheit und Qualitätssicherung“ sowie vielfältige Versuche am „Heißdampfreaktor“ (HDR) durchgeführt.

Die Auswertung des Unfalls in Tschernobyl hat keine Notwendigkeit zur Aufnahme neuer Aktivitäten in der Reaktorsicherheitsforschung ergeben. Allerdings wird den Arbeiten zur weiteren Verbesserung der Störfallverhinderung und zur Begrenzung der Auswirkungen schwerer Störfälle erhöhte Aufmerksamkeit gewidmet.

Die fachliche Umsetzung der Planungen und die Vorhabensbetreuung wurde wie bislang in engem Kontakt mit Experten der GRS und externen Fachleuten durchgeführt.

Im Berichtsjahr fand die konstituierende Sitzung des ersten der vier neuen Projektkomitees „Komponentenverhalten“ statt, die im Rahmen einer Neuordnung des Beratungswesens geschaffen wurden. Die drei weiteren „Thermohydraulisches Anlagenverhalten“, „Anlagensteuerung und -diagnose“ sowie „Schwere Störfälle und Unfallfolgen“ werden im kommenden Jahr erstmals zusammentreten.

Durch die Herausgabe von Halbjahresberichten und des englischsprachigen Jahresberichts 1985 wurde über den Fortgang des Programms umfassend informiert. Berichtslisten unterrichteten über Möglichkeiten detaillierterer Information zu nationalen und internationalen Ergebnissen in der Reaktorsicherheitsforschung. In engem Zusammenhang mit den Arbeiten zum Programm stand 1986 auch die Koordination der gesamten internationalen Zusammenarbeit des BMFT in der Reaktorsicherheitsforschung. Hauptpartner im bilateralen Bereich sind die USA, Japan und Frankreich. Multinational wird die Kooperation durch die Mitarbeit des BMFT

bzw. seiner Beauftragten – zum Teil der FB – in den entsprechenden Gremien der Kommission der Europäischen Gemeinschaften (KEG), der Nuclear Energy Agency (NEA) und der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) vollzogen.

Nachfolgend wird über wichtige Ergebnisse der Arbeiten für den BMFT ausführlicher berichtet.

● Transientenanalyse und Störfallabläufe

Das 2D/3D-Projekt

Im Rahmen des Forschungsprogramms Reaktorsicherheit beteiligt sich der BMFT an dem seit 1980 in internationaler Zusammenarbeit durchgeführten 2D/3D-Projekt. Dieses Projekt dient der experimentellen und analytischen Untersuchung der zweidimensionalen (2D) und dreidimensionalen (3D) Thermohydraulik bei der Notkühlung eines Druckwasserreaktors (DWR) nach einem großen Kühlmittelverluststörfall.

Die Partner im 2D/3D-Projekt und ihre Beiträge sind:

- BMFT (Bundesrepublik Deutschland): Bau und Betrieb der Upper Plenum Test Facility (UPTF), eines Versuchsstandes im Originalmaßstab eines deutschen DWR und die Rechnungen zu den UPTF-Versuchen, die nach deutschem Notkühlkonzept durchgeführt werden,
- JAERI (Japan): Bau und Betrieb der Cylindrical Core Test Facility und der Slab Core Test Facility, die beide Kernausschnitte im Maßstab 1:1 darstellen,
- USNRC (USA): Entwicklung und Bereitstellung von Sonderinstrumentierung für die 2D/3D-Versuchsanlagen in Japan und der Bundesrepublik Deutschland sowie der UPTF-Datenerfassungsanlage, Bereitstellung des fortschrittlichen Rechenprogramms TRAC und Analysen der japanischen 2D/3D-Experimente sowie der UPTF-Versuche mit amerikanisch-japanischem Einspeisekonzept.

Die Koordination des deutschen Teils des 2D/3D-Projekts liegt in den Händen der Forschungsbetreuung und beinhaltet die Abstimmung der nationalen und internationalen Aktivitäten sowie die Unterstützung und Beratung des BMFT.

Im Berichtszeitraum wurde die Inbetriebsetzung der von der Kraftwerk Union AG (KWU) auf dem Gelände des Großkraftwerks Mannheim errichteten Versuchsanlage (Bild 7.1) abgeschlossen und mit dem Versuchsbetrieb, der gleichfalls der KWU obliegt, begonnen. Insgesamt wurden im Jahre 1986 ein Übergaberversuch und drei Hauptversuche durchgeführt. Alle bisherigen Ergebnisse zeigen die hervorragende Eignung dieses Versuchsstandes zur Bearbeitung der Fragestellungen des 2D/3D-Programms. Mit dem Übergaberversuch wurde die Funktionstüchtigkeit der Gesamtanlage nachgewiesen.

Fehlfunktionen der von den USA gelieferten Sonderinstrumentierung führten zu momentan noch andauernden Diskussionen mit den internationalen Partnern über Lösungsmöglichkeiten des Problems. Die Instandsetzung dieser Instrumentierung und notwendige Reparaturarbeiten an der Versuchsanlage werden eine zweimonatige Revisionsphase erfordern, die für Anfang 1987 vorgesehen ist.

Im internationalen Rahmen fanden zwei Koordinationsgespräche mit den japanischen und amerikanischen Experten statt, bei denen die mit den beteiligten deutschen Institutionen erarbeiteten Positionen vertreten wurden.

Bei einer internationalen Konferenz in Japan wurde über die laufenden deutschen Arbeiten zum 2D/3D-Projekt berichtet.

An der Öffentlichkeitsarbeit bezüglich des deutschen Teils des 2D/3D-Projekts hat die Forschungsbetreuung maßgeblichen Anteil. Sie arbeitete bei der Betreuung der Medien mit bzw. stand ihnen bei Informations- oder Interview-Wünschen zur Verfügung.

Wasserstoff

Seit längerem wird untersucht, inwieweit die Verbrennung von Wasserstoff den Ablauf von Kernschmelzunfällen verschärfen könnte. Besonders Bedeutung besitzt dabei die Frage, ob durch den Druckaufbau bei einer Wasserstoffverbrennung die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters gefährdet wird.

Auf Initiative und nach Vorbereitung seitens der FB wurde in einem Expertengespräch der Kenntnisstand zu den Fragen der Wasserstoffentstehung, seiner Verteilung im Sicherheitsbehälter, möglicher Verbrennungsformen und daraus folgender Belastungen diskutiert sowie die Notwendigkeit weiterer Forschungsarbeiten und technische Rand-

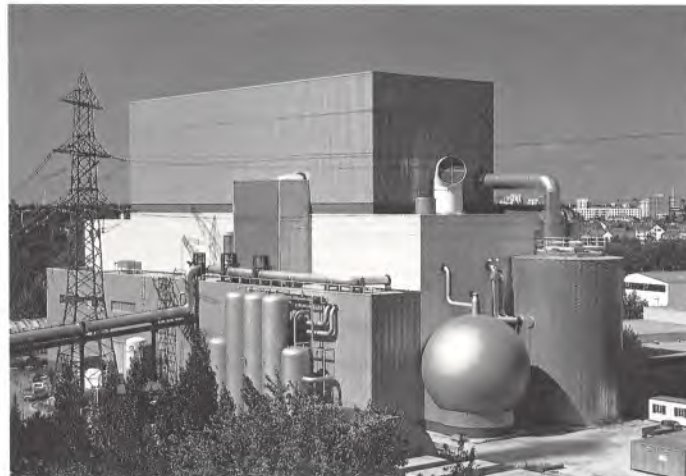


Bild 7.1: Die UPTF auf dem Gelände des Großkraftwerks Mannheim

bedingungen für ihre Realisierung erörtert. Im Vordergrund der Überlegungen stand dabei die Nutzung der Ergebnisse zukünftiger Arbeiten für Risikoanalysen und den anlageninternen Notfallschutz.

Es konnte festgestellt werden, daß bereits wesentliche Ergebnisse vorliegen: die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters und die Funktionsfähigkeit sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten bleiben bei Wasserstoffbränden und Deflagrationen erhalten und Codes zur Beschreibung der Gasverteilung im Sicherheitsbehälter wurden für die Einbeziehung von Verbrennung ertüchtigt und in maßstäblichen Versuchen verifiziert.

Im Mittelpunkt zukünftiger Arbeiten wird die Untersuchung der Möglichkeit des Umschlags einer Deflagration in eine Detonation stehen und die Verifikation von Codes zur Beschreibung der Gemischverteilung im Sicherheitsbehälter, unter anderem auch unter der Einwirkung von Wasserstoffverbrennung, durch Versuche unter realitätsnahen Bedingungen.

DEMONA

In 1986 wurde der experimentelle Teil der Untersuchungen zur Demonstration nuklearen Aerosolverhaltens (DEMONA) erfolgreich abgeschlossen.

DEMONA wurde als gemeinsames Vorhaben des Kernforschungszentrums Karlsruhe, des Eidgenössischen Instituts für Reaktorforschung, Würenlingen, des Battelle Instituts, Frankfurt, der KWU, Erlangen, und der GRS

am Modellcontainment bei Battelle durchgeführt. Die Untersuchungen wurden von einer Arbeitsgemeinschaft der DEMONA-Partner fachlich koordiniert, in der die FB in Abstimmung mit dem BMFT mitwirkte.

Ziel der Arbeiten war es zu zeigen, daß der NAUA-Code als Gesamtmodell in der Lage ist, das Aerosolverhalten nach schweren Störfällen im Containment eines DWR realistisch und hinreichend genau zu beschreiben. Dies konnte durch die Ergebnisse der Versuche, sowohl zu Einzeleffekten als auch zum integralen Aerosolverhalten unter realistischen Bedingungen, bestätigt werden.

Projekt Notkühlung und Transienten

Schwerpunkt der Arbeiten in 1986 war die Vorbereitung des experimentellen Großvorhabens PKL-III, an dem neben dem BMFT die Energieversorgungsunternehmen, vertreten durch die VdEW, und die KWU finanziell beteiligt sind.

An der auf vier Loops zu erweiternden PKL-II-Versuchsanlage (Maßstab 1:145) werden neben der sicherheitstechnischen Analyse und Bewertung von Transienten und kleinen Lecks insbesondere die Fahrweisen und Abfahrprozeduren sowie die Optimierung von Handmaßnahmen im Vordergrund stehen. Der Beginn der Experimente ist für Mitte 1987 vorgesehen.

Die Forschungsbetreuung wirkte an der Planung der inhaltlichen Gestaltung sowie Definition der Versuchsziele mit. Sie sorgte für

den Aufbau eines Expertenkreises zu diesem Vorhaben und übernahm die Führung der Geschäfte des begleitenden Lenkungs Ausschusses, in dem KWU, BMFT und VdEW zusammenarbeiten.

Zum Themenbereich Notkühlung und Transienten waren weiterhin Planungen durchzuführen, die den Zugang zu großen Integralversuchsständen anderer Kernenergie-Länder zum Ziel haben. So eröffneten die seit längerer Zeit laufenden Bemühungen den Zugang zum französischen Integralversuchsstand BETHSY (3-Loop-DWR, Maßstab 1:100). Durch die Beteiligung der Bundesrepublik Deutschland an diesen Experimenten großen Maßstabs wird die Code-Verifikation auf eine breitere Basis gestellt. Die Forschungsbetreuung koordinierte Expertengespräche, die eine entsprechende Spezifikation der interessierenden Experimente zum Ziele hatten.

Eine ähnliche Zusammenarbeit wird mit Japan vorbereitet. Hier stehen die ROSAI-IV-Versuche im Vordergrund (2-Loop-DWR, Maßstab 1:48). Eine Formalisierung der Zusammenarbeit ist für 1987 zu erwarten.

Projekt Containment bei Kühlmittelverluststörfall

Im Mittelpunkt der Forschungsarbeiten stand die Auswertung der vorliegenden experimentellen Ergebnisse der Versuchsanlagen HDR und des Battelle-Modellcontainments. Die dort in den vergangenen Jahren durchgeführten Untersuchungen hatten u.a. zum Ziel, die bei einem 2F-Kühlmittelverluststörfall im Containment auftretenden Belastungen (Absolutdruck und Druckdifferenzen zwischen angrenzenden Räumen) zu ermitteln. Die Analyse der HDR-Versuche mit verschiedenen Rechenprogrammen ergab insbesondere bei der Prognose der Druckdifferenzen starke Abweichungen zwischen Rechnung und Messung. Als wesentliche und bisher ungenügend modellierte Parameter wurden der Wassermitteldruck, der Strömungswiderstand und der Wärmeübergang an die Strukturen erkannt. Das Verbundprojekt zwischen den Partnern Battelle, KWU und GRS sowie dem PHDR (Projekt Heißdampfreaktor-Sicherheitsprogramm, Auftragnehmer: Kernforschungszentrum Karlsruhe), das das Ziel hat, durch Auswertung des vorhandenen Datenmaterials die Modelle für die Beschreibung dieser als wesentlich erkannten Einflußparameter zu verbessern,

wurde unter Federführung der Forschungsbetreuung fortgesetzt. Die entsprechend ermittelten Rechenprogramme sollen durch Vorausrechnung von zwei Ende 1987 vorgesehenen HDR-Containmentversuchen hinsichtlich ihrer Prognosefähigkeit überprüft werden.

● Komponentensicherheit und Qualitätssicherung

Projekt Werkstoffe und Festigkeit

Das Projektkomitee „Komponentenverhalten“ trat im Januar 1986 unter der Geschäftsführung der FB zum ersten Mal zusammen und diskutierte den mittelfristigen Rahmen seiner Beratungstätigkeit.

Zum wichtigen Problem des Einsatzes von Materialien im Hochtemperaturbereich wurde ein Programm vorgeschlagen, das zunächst in einer Ad-hoc-Arbeitsgruppe beraten wird.

Im Forschungsvorhaben „Komponentensicherheit“, das als Verbundprojekt durchgeführt und zu gleichen Teilen vom BMFT und einem Industriekonsortium getragen wird, war eine Aktualisierung in den Aufgabenfeldern Korrosion, Metallkunde und Bruchmechanik notwendig.

Im Berichtsjahr konnte ein weiteres Verbundprojekt, das vom BMFT und einem Industriekonsortium unter der Führung des Deutschen Dampfkeisselausschusses (DDA) gefördert wird, ins Leben gerufen werden. An Zielsetzung und Festlegung des Arbeitsprogrammes hat die FB wesentlich mitgearbeitet. In diesem Vorhaben wird der Mechanismus von Kriechschädigungen untersucht.

Projekt Qualitätssicherung

Das 1985 begonnene Verbundprojekt Schallemission, das von der KWU und dem BMFT finanziell getragen wird, konnte im Berichtsjahr im wesentlichen abgeschlossen werden.

Die Diskussion der Ergebnisse ergab, daß die Schallemission zwar in der Lage ist, wachsende Risse zu detektieren, zum Zeitpunkt der Prüfung sich nicht vergrößernde Risse dagegen nicht erfassen kann.

Somit kann sie als integrales zerstörungsfreies Prüfverfahren in Ergänzung zur Druckprüfung mit dem Ziel der schnellen Erfassung des gesamten Fehlerzustandes einer Komponente nicht eingesetzt werden.

Ein weiterer Schwerpunkt des Projekts „Qualitätssicherung“ waren Untersuchungen an einem Großbehälter in Stuttgart, einem realen Siedewasserreaktor-Druckgefäß, zum Nachweis der Leistungsfähigkeit verschiedener im Reaktorsicherheitsforschungsprogramm entwickelter, fortgeschrittener, zerstörungsfreier Prüftechniken.

Da in den oben genannten Vorhaben mehrere Institutionen und Firmen zusammenarbeiten, fiel der Forschungsbetreuung auch die organisatorische und fachlich-koordinative Tätigkeit zu.

Die Ergebnisse befinden sich zur Zeit in der Diskussion.

● Mensch-Maschine-Wechselwirkung

Der Fortschritt auf dem Gebiet Mensch-Maschine (M-M) ist stark beeinflusst von einer stürmischen Entwicklung der Mikroelektronik, der Prozeßrechnertechnik und den neuen Methoden der Informatik. Dieser Entwicklung Rechnung tragend wurden nach intensiver Diskussion zwischen Forschungsbetreuung und verschiedenen Institutionen 1986 mehrere F&E-Vorhaben begonnen mit den Zielrichtungen einer Qualifizierung der neuen Technik in Bereichen mit Sicherheitsverantwortung sowie der Entwicklung neuer rechnergestützter Informationssysteme.

Ein wesentlicher Teil der Arbeit lag im Zusammenführen und in der Koordination verschiedener Institutionen, deren Arbeiten sich zu einem Forschungsthema ergänzen. So wird zum Beispiel durch die enge Zusammenarbeit zwischen der GRS (Signalvalidierung) und der Universität Duisburg (analytische Redundanz) das im nichtnuklearen Bereich vorhandene Wissen auf dem Gebiet der rechnergestützten Prozeßbeobachtung fortentwickelt und für die Reaktorsicherheitsforschung zugänglich gemacht.

Auch im Vorhaben SOSAT (Software Safety Tools) haben mehrere Institutionen, der TÜV Norddeutschland, die GRS und das OECD-Haldenreaktor-Projekt, erfolgreich an Problemen zur Qualifizierung von Computerprogrammen im Maschinencode gearbeitet. Es ist geplant, in einem Anschlußvorhaben Fragen der dynamischen Softwareprüfung, der Analyse von compilererzeugten Maschinencodes und von Betriebssystemen sowie des Echtzeitverhaltens der Programme zu bearbeiten.

● Internationale Zusammenarbeit

Die intensive Zusammenarbeit von Experten der verschiedenen Kernenergie nutzenden Länder in gemeinsamen Projekten und multilateralen Gremien ist, insbesondere auch für die Reaktorsicherheitsforschung, von wesentlicher Bedeutung. Nur durch ständigen Fachkontakt der Experten über die Landesgrenzen hinaus können – bei allen nationalen Unterschieden – Zielsetzungen von Forschungsarbeiten stets an den weltweit neuesten Erkenntnissen orientiert und ihre Forschungsergebnisse in kooperativer Bewertung optimal genutzt werden. In bilateralen oder multilateralen Expertengruppen kann die wissenschaftliche Basis für die Reaktorsicherheitsforschung ständig fortschreitend verbreitert und abgesichert werden.

Der BMFT ermöglicht und unterstützt dies durch eine Vielzahl bi- und multilateraler Kooperationsverträge. In der inhaltlichen Vorbereitung, Begleitung und Auswertung der internationalen Verhandlungen lag auch 1986 ein wichtiges Arbeitsgebiet der FB, auf dem sie aktiv im Rahmen von Verträgen des BMFT, des BMI und des neugeschaffenen BMU zur Erarbeitung inhaltlicher Zielsetzungen und der Formulierung der deutschen Position beitrug.

Bilaterale Zusammenarbeit

Im Rahmen seiner bilateralen Verträge führt der BMFT regelmäßige Koordinationsgespräche mit seinen ausländischen Partnern. Diese Gespräche wurden vorbereitet, der BMFT bei der Durchführung beraten und unterstützt und die Ergebnisse und Entscheidungen umgesetzt. Informationsbedarf sowie fachliche Interessen der im Forschungsprogramm Reaktorsicherheit mitarbeitenden deutschen Institutionen wurden dabei berücksichtigt und die Gesprächsbeschlüsse umgesetzt. Aus der bilateralen Zusammenarbeit ist bemerkenswert:

– Frankreich

Die Zusammenarbeit mit dem CEA (Commissariat à l'Énergie Atomique) wurde weiter intensiviert. Gemeinsame Arbeiten bei Weiterentwicklungen oder der Forschung zu schweren Störfällen wurden vereinbart. Beiderseits wurde dabei die volle Nutzung des Fachwissens und der einander ergänzenden experimentellen und analytischen Kapazitäten angestrebt.

– USA

Turnusgemäß wurde unter Mitwirkung

der FB ein Koordinationsgespräch des BMFT mit der USNRC (United States Nuclear Regulatory Commission) vorbereitet, durchgeführt und die Ergebnisse umgesetzt. Die FB veranstaltete in Abstimmung mit dem BMFT das „6th Annual Information Meeting BMFT – NRC on Core Meltdown Research“, das wie in den Vorjahren dem Austausch neuester fachlicher Erkenntnisse auf dem Gebiet Kernschmelzen diente. Vorbereitet wurde die aktive Mitwirkung von Experten des Kernforschungszentrums Karlsruhe und der GRS am Aerosol-Vorhaben LACE des EPRI (Electric Power Research Institute) und der Austausch der Ergebnisse mit dem deutschen Aerosol-Vorhaben DEMONA.

– Japan

Als Ergebnis langjähriger Bemühungen, an denen die FB intensiv beteiligt war, hat der BMFT eine Zusammenarbeitsvereinbarung mit dem MITI (Ministry of International Trade and Industry) geschlossen. Zur Vorbereitung weiterer Schritte wurde ein Koordinatorengespräch geführt, an dem die FB mitwirkte.

Turnusgemäß wurde ein Koordinatorengespräch des BMFT mit der STA (Science and Technology Agency) in Tokio geführt. Schwerpunkte der Zusammenarbeit mit STA sind das gemeinsame 2D/3D-Projekt und die vorgesehene Kooperation bei den japanischen Untersuchungen zu kleinen Lecks und Transienten (ROSA IV).

Internationale Organisationen

In zahlreichen Sitzungen der ca. 20 Beratungsgremien von IAEA, OECD und KEG zu Fragen der Reaktorsicherheit und mehr als 20 sonstigen Fachveranstaltungen setzten deutsche Experten ihre Mitarbeit fort. Die FB betreute diese Mitwirkung koordinierend und durch Aufbereitung der fachlichen Ergebnisse für die Sitzungsvorbereitung der Leitungsgremien „Technical Committee on Thermal Reactor Safety Research“ der IAEA, des „Committee on the Safety of Nuclear Installations“ (CSNI) der OECD und Beratender Verwaltungs- und Koordinierungsausschuß 5 (BVKA 5) der KEG, in denen sie zum Teil auch selbst vertreten ist.

Die FB fungierte darüber hinaus als zentrale Informationsstelle für bundesdeutsche Forschungsarbeiten innerhalb des EG-Forschungsprogramms zur Reaktorsicherheit auf Kostenteilungsbasis.

Arbeiten im Auftrag des BMU

Die Arbeiten für den BMU betrafen die Unterstützung bei der Durchführung von Studien zu technischen Fragestellungen im Rahmen der Bundesaufsicht über den Vollzug des Atomgesetzes.

Die Forschungsbetreuung hat im Jahr 1986 die Projektbegleitung zum Themenkreis „Hypothetische Störfälle“ fortgesetzt. Gegenstand der Arbeiten war die Vorbereitung von verschiedenen Untersuchungen, insbesondere auf dem Gebiet der Wasserstoff-Problematik. Im Vordergrund standen Arbeiten zur experimentellen und theoretischen Untersuchung des Übergangs von einer Deflagration in eine Detonation (DDT). An der Definition der fachlichen Inhalte der durchzuführenden Arbeiten war die FB beteiligt.

Ein anderer Schwerpunkt war die Unterstützung des BMU bei der Themensammlung und -aufbereitung für die inhaltliche Gestaltung des „BMU-Untersuchungsprogramms 1986/87 zu Fragen der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen“. Darüber hinaus wurde eine Übersicht über Bearbeitungsstand und bisher erzielte Ergebnisse der Vorhaben zur Sicherheit des Brennstoffkreislaufes ausgearbeitet.

Des weiteren unterstützte die Forschungsbetreuung den BMU in seiner internationalen Zusammenarbeit mit der OECD und der KEG. Für die Sitzungen im „Subcommittee on Licensing“ der OECD und des begleitenden Verwaltungs- und Koordinierungsausschusses „Kernspaltungsenergiereaktoren und Sicherheitskontrolle spaltbaren Materials“ (BVKA 5) der KEG wurden Positionen erarbeitet, abgestimmt und zum Teil auch in den Sitzungen vertreten.

Seit 1980 befaßt sich die Forschungsbetreuung mit der Auswertung von Ergebnissen aus Untersuchungen und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit. Die Arbeiten haben zum Ziel, die Nutzung dieser Ergebnisse beim Vollzug des Atomgesetzes zu fördern. Dazu werden sie von kompetenten Institutionen auf ihre Relevanz für Fragen der atomrechtlichen Sicherheit geprüft und gezielt aufbereitet. Alle an Genehmigungsverfahren Beteiligten und alle beratenden Gremien werden so in kurzer, prägnanter und sachkundiger Form laufend über die jeweils neuesten Erkenntnisse informiert.

8.1 RSK-Geschäftsstelle

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) berät den für die Bundesaufsicht über Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren von kerntechnischen Anlagen zuständigen Bundesminister. Im Juni 1986 ging diese Zuständigkeit vom Bundesminister des Innern (BMI) auf den Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) über.

Zum Vorsitzenden der RSK für das Jahr 1986 bestellte der BMI nach Anhörung der RSK Prof. Dr. A. Birkhofer und zum stellvertretenden Vorsitzenden Prof. Dr. J. Eibl.

Die RSK-Geschäftsstelle hat die Aufgabe, die RSK und ihre Ausschüsse bei der Wahrnehmung ihrer Aufgaben und den BMU bei der Auswertung der Beratungsergebnisse der RSK zu unterstützen. Sie bearbeitet ferner im Rahmen ihrer fachlichen und persönlichen Möglichkeiten andere Aufgaben aus dem Arbeitsprogramm der GRS.

Schwerpunkte der Tätigkeit der RSK-Geschäftsstelle waren: die Vorbereitung und Auswertung der RSK-Beratungen zur Inbetriebnahme der Kernkraftwerke Brokdorf (KBR) und Kalkar (SNR-300), Beratungen im Zusammenhang mit dem Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl sowie auf dem Gebiet internationaler Kontakte ein Informationsbesuch in Frankreich über die Elastomerlagerung von Kernkraftwerksfundamenten, ein multinationales Gespräch über Reaktorsicherheit in den USA und die Wiener Konferenzen über den Reaktorunfall in Tschernobyl. Weitere Tätigkeitsschwerpunkte der RSK-Geschäftsstelle waren die Beratungen über die Sicherheitsbeurteilung der Hanauer Brennelementfabriken, die Weiterentwicklung der RSK-Datenbank zu einem Volltextsystem und Arbeiten im Rahmen der GRS-Projekte Heizreaktor, Accident Management und probabilistische Sicherheitskriterien.

Ergebnisse

Tabelle 8.1 gibt einen Überblick über die Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse im Jahr 1986. Die von der RSK verabschiedeten Empfehlungen wurden im Bundesanzeiger veröffentlicht (Tabelle 8.2).

Sitzungen	Anzahl	
	1985	1986
RSK-Sitzungen	7	11
Ausschußsitzungen		
– Leichtwasserreaktoren	3	8
– Natriumgekühlte Reaktoren	5	4
– Hochtemperaturreaktoren	–	–
– Druckführende Komponenten	8	8
– Spaltproduktückhaltung	1	1
– Elektrische Einrichtungen	6	3
– Bautechnik	4	4
– Reaktorbetrieb	2	5
– Standortfragen	–	–
– Brennstoffverarbeitung und -lagerung	2	4
– Wiederaufarbeitung	2	1
– Endlagerung	5	5
– Sicherheitsforschung und Grundsatzfragen	2	1
– Ad-hoc-Sonderfragen	2	2
– BMU/RSK/SSK-Gesprächskreis	2	2
Summe der Ausschußsitzungen	44	48
Sonstige RSK-Veranstaltungen	27	30
Insgesamt	78	89

Tabelle 8.1: Sitzungen der RSK und ihrer Ausschüsse, sonstige Veranstaltungen

Internationale Zusammenarbeit

Im Rahmen der seit längerer Zeit laufenden Überlegungen zum Konzept der Auslegung von Kernkraftwerken gegen Erdbeben informierte sich eine Delegation des Ausschusses Bautechnik durch Gespräche mit Experten der Electricité de France (EDF) und der Groupe Permanent Reacteurs sowie durch eine Besichtigung des Kernkraftwerks Cruas über die dort angewandte Methode der Elastomerlagerung ganzer Gebäudekomplexe zur Begrenzung der Einwirkung stärkerer Erdbeben. Die deutsche Delegation war der Ansicht, daß die Methode der Elastomerlagerung zur Anwendung in Gebieten mit hoher Erdbebengefährdung geeignet ist, sah aber unter den in der Bundesrepublik Deutschland gegebenen seismotektonischen Verhältnissen keine Notwendigkeit, hier auf eine Anwendung zu drängen.

Auf Einladung des Advisory Committee on Reactor Safeguards (ACRS) fand vom 20. bis 22.10.1986 in Wingspread (Wisconsin, USA) zum ersten Mal ein gemeinsames Treffen der vier Beratungskommissionen für Reak-

torsicherheit aus Frankreich, Japan, USA und der Bundesrepublik Deutschland statt. Beratungsthemen waren die Auswertung von Erfahrungen aus dem Betrieb von Kernkraftwerken, das erwartete Verhalten von Reaktorsicherheitsbehältern bei schweren Unfällen und die Möglichkeit seiner Druckentlastung sowie der Unfall im sowjetischen Kernkraftwerk Tschernobyl.

Durch Teilnahme an verschiedenen Konferenzen der Internationalen Atomenergiebehörde (IAEA) in Wien über den Unfall im sowjetischen Kernkraftwerk Tschernobyl bestand unmittelbarer Zugang zu den Informationen über Ursachen und Ablauf des Unfalls.

Der Bundesminister des Innern hat die RSK kurz nach Bekanntwerden des Unfalls im Kernkraftwerk Tschernobyl gebeten, eine Analyse des Unfalls vorzunehmen und ihn im Hinblick auf mögliche Konsequenzen für Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland zu bewerten.

Die RSK gelangte in ihren unmittelbar aufgenommenen Beratungen zu dem Ergebnis,

Projekt	Gegenstand der Empfehlung	RSK-Sitzung		Bundesanzeiger	
		lfd. Nr.	Datum	lfd. Nr.	Datum
SNR-300	Kernkraftwerk Kalkar (SNR-300) Empfehlung zur Inbetriebnahme, Teil 1: Beladen des Reaktorkerns und Durchführung der Nulleistungsversuche	209	19. 2. 1986	63	4. 4. 1986
NUKEM/HOBEG	Sicherheitskonzept der Brennelementfabrik der NUKEM GmbH/HOBEG mbH, Gebäude 4a/4b	210	19. 3. 1986	200	25.10. 1986
KBR	Kernkraftwerk Brokdorf (KBR) Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb	210	19. 3. 1986	200	25.10. 1986
KKW mit Leicht- wasserreaktor	Überprüfung der Sicherheit der Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland	218	17. 12. 1986	52	17. 3. 1987

Tabelle 8.2: Empfehlungen der RSK im Jahr 1986

daß wegen des hohen Sicherheitsstandards deutscher Kernkraftwerke und der großen konzeptionellen Unterschiede zum Reaktortyp in Tschernobyl kein Anlaß für Sofortmaßnahmen in deutschen Kernkraftwerken besteht.

Durch das von der IAEA Ende August 1986 in Wien durchgeführte Expertentreffen, an dem auch Mitglieder der RSK teilnahmen, haben sich die Erkenntnisse über den Reaktorunfall erheblich erweitert. Sie bestätigten die vorläufige Beurteilung des Unfalls durch die RSK. Insbesondere konnte die RSK aufgrund der Ergebnisse der Wiener Konferenz feststellen, daß eine prompt überkritische Leistungsexkursion, wie sie sich im Kernkraftwerk Tschernobyl ereignet hat, aufgrund der inhärenten Eigenschaften und der technischen Ausrüstung in einem Leichtwasserreaktor deutscher Bauart ausgeschlossen ist.

Leichtwasserreaktoren

● Inbetriebnahme des Kernkraftwerks Brokdorf (KBR)

Die RSK hat auf ihrer 210. Sitzung am 19.3.1986 eine Empfehlung zur Inbetriebnahme und zum nuklearen Betrieb des Kernkraftwerks Brokdorf verabschiedet. Die Beschlußfassung der RSK zu den sicherheitstechnisch relevanten Fragestellungen sowie zu anlagenspezifischen Merkmalen wurde 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, z.B. Fahrweise der Anlage bei Dampferzeugerheizrohrlecks,
- 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.

Die RSK hat weiterhin über den Einsatz von Uran-Plutonium-Mischoxid-(MOX-) Brennelementen im Kernkraftwerk Brokdorf beraten.

Im Zusammenhang mit der Sicherheitsüberprüfung der deutschen Kernkraftwerke nach

dem Reaktorunfall in Tschernobyl hat die RSK für das Kernkraftwerk Brokdorf über das dort vorgeschlagene Konzept einer Druckentlastungsmöglichkeit des Sicherheitsbehälters bei Kernschmelzunfällen als Maßnahme zum anlageninternen Notfallschutz beraten und die Lösung positiv bewertet.

● Maßnahmen für den anlageninternen Notfallschutz

Im Sinne ihres ständigen Auftrages zur Weiterentwicklung der Sicherheitstechnik und unter Berücksichtigung von Betriebserfahrungen und neuen Ergebnissen von Forschungsvorhaben berät die RSK, ob Maßnahmen für den anlageninternen Notfallschutz sinnvoll sind. Sie geht bei diesen Beratungen davon aus, daß jenseits der erforderlichen Schadensvorsorge Maßnahmen zur Eindämmung der Folgen hypothetischer Unfälle vorgesehen werden sollten, wenn hierdurch eine nennenswerte Minderung des ohnehin geringen Restrisikos erreicht werden kann. Die Randbedingungen für diese Maßnahmen im Bereich des anlageninternen Notfallschutzes sollen für die einzelnen Reaktortypen möglichst einheitlich festgelegt werden.

Als erste Ergebnisse dieser Beratungen hat die RSK u.a. eine Einrichtung zur Druckentla-

stung des Druckwasserreaktor-Sicherheitsbehälters über Schwebstofffilter bei Kernschmelzunfällen und die Inertisierung des Sicherheitsbehälters von Siedewasserreaktoren der Baulinie 69 im bestimmungsgemäßen Betrieb empfohlen. Die Beratungen werden fortgesetzt.

Kernkraftwerk Kalkar (SNR-300)

Die RSK hat 1986 ihre Beratungen im Hinblick auf eine Inbetriebnahme des SNR-300 gemäß dem 1985 aufgestellten Beratungsplan fortgesetzt. Auf Initiative des BMI hat sie sich auch mit der Bewertung der seit Erteilung der 5. Teilerrichtungsgenehmigung im Jahre 1982 gewonnenen neueren wissenschaftlichen Erkenntnisse zum Kernzerlegungsstörfall (sogenannter Bethe-Tait-Störfall) und deren mögliche Konsequenzen für den SNR-300 befaßt. Sie hat dazu in ihrer Empfehlung auf der 209. Sitzung am 19.2.1986 festgestellt, daß es auch unter Einbeziehung der neuesten wissenschaftlichen Erkenntnisse keinen Anlaß zu einer Neubewertung des Bethe-Tait-Störfalls für das Kernkraftwerk Kalkar gibt.

Die RSK hat sich in ihrer Empfehlung weiterhin zu Themen geäußert, die für den ersten nuklearen Inbetriebnahmeschritt von Bedeutung sind. Dazu gehören z.B. das Brandschutzkonzept der verschiedenen Bauwerke, die Qualität der Komponenten der Kreisläufe, die Trennung der Nachwärmeabfuhr-Redundanzen des natriumgekühlten Brennelementlagers, das Strömungsverhalten des Natriums im oberen Plenum des Reaktortanks, die Auslegung und Nachzerfallsleistung des Reaktorkerns Mark-Ia. Die RSK stellte zusammenfassend fest, daß aus ihrer Sicht keine sicherheitstechnischen Einwände gegen den ersten Inbetriebnahmeschritt (Beladen mit Brennelementen und Durchführung der Nulleistungsversuche) bestehen. Sie wird ihre Beratungen zu gegebener Zeit mit den im Beratungsplan für den zweiten Inbetriebnahmeschritt vorgesehenen Themen fortsetzen.

Im Laufe des Jahres 1986 beriet die RSK auch über einige Vorkommnisse bei den nuklearen Inbetriebnahmeversuchen. Diese Vorkommnisse stellen sich wie folgt dar:

An den Natrium-Ablauf- und Leckauffangbehältern und an Kühlfällen aus dem Stahl 15Mo3 waren infolge wanddurchdringender

Risse Natriumleckagen aufgetreten. Die Schadensuntersuchung ergab, daß die Risse durch atomaren Wasserstoff in Bereichen mit hohen Schweißspannungen verursacht wurden. Der atomare Wasserstoff ist offenbar durch Reaktionen von feuchten Rostbelägen an der Innenoberfläche mit Natrium bei der Befüllung der Behälter freigesetzt worden. Die betroffenen Behälter und Kühlfälle wurden in den Schweißnahtbereichen saniert und entsprechende Maßnahmen gegen eine erneute Rostbildung getroffen.

Weiterhin wurden flockige Beläge auf den Innenoberflächen des Reaktortanks und Ablagerungen auf Reaktortankeinbauten im Schutzgasraum und Flecken auf der Außenoberfläche des Reaktortanks festgestellt.

Bei der Reaktion von gasförmigen Verunreinigungen des Argon-Schutzgases, wie Sauerstoff und Wasserstoff und dem aus dem Schüttgut stammenden Wasserdampf, mit Natrium-Aerosolen im Gasraum haben sich die flockenförmigen, lockeren, abblasbaren Beläge und bei Reaktion auf natriumbelasteten Oberflächen feste, durch Schaben oder durch Auflösen in flüssigem Natrium ablösbare Beläge gebildet. Alle in den Ablagerungen gefundenen Natrium-Verbindungen waren nicht korrosiv und beeinträchtigten nicht den Werkstoff.

Alle Untersuchungen weisen darauf hin, daß der Reaktortank und seine Einbauten durch die Ablagerungen und Flecken keinen Schaden genommen haben. Die Ergebnisse noch laufender Untersuchungen werden in die abschließende Bewertung durch die RSK eingehen.

Anlagen des Brennstoffkreislaufs

• Brennelementfabrik der Firma ALKEM

Auf Veranlassung des seinerzeit zuständigen BMI hat die RSK diejenigen Verwaltungsakte in ihren sicherheitstechnischen Auswirkungen bewertet, die nach der Genehmigung der Brennelementfertigung der ALKEM nach § 9 des Atomgesetzes (AtG) vom 30.12.1974 ergangen sind und relevante Veränderungen gegenüber dieser Genehmigung darstellen.

Zusammenfassend kam die RSK zu dem Ergebnis, daß die für den Betrieb der Firma AL-

KEM genehmigte Umgangsmenge von Plutonium durch die vorgenommenen Änderungen nicht erhöht worden ist. Ein Teil der Maßnahmen war eindeutig sicherheitserhöhend. Die übrigen Änderungen hatten keinen negativen Einfluß auf die Sicherheit des Betriebs der ALKEM, sie führten in den meisten Fällen zu Verbesserungen in der Kritikalitätssicherheit und im Schutz des Betriebspersonals. Durch keine der Änderungen wird die Strahlenexposition in der Umgebung erhöht.

Insgesamt spiegeln die vorgenommenen Änderungen nach Ansicht der RSK den fortschreitenden Stand von Wissenschaft und Technik und die wachsende Erfahrung beim Betrieb der Produktionsanlagen wider. Sie führten zu einer Verbesserung der Sicherheit des Gesamtkomplexes.

• Brennelementfabriken der NUKEM/HOBEG

Die RSK hat das Sicherheitskonzept der Hanner Fertigungsanlagen zur Herstellung von kugelförmigen Hochtemperaturreaktor-Brennelementen beraten. Von der NUKEM GmbH und HOBEG mbH ist die Errichtungs- und Betriebsgenehmigung nach § 7 AtG für diese Anlage beantragt worden.

Insgesamt hat die RSK keine sicherheits- und strahlenschutztechnischen Einwände gegen das Sicherheitskonzept der Anlage. Sie stellte fest, daß die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist oder getroffen werden wird. Vom Gutachter ausgesprochene Auflagenvorschläge sind im Rahmen des beantragten Konzepts technisch realisierbar.

• Bundesendlager Konrad

In früheren Beratungen hat die RSK nach Prüfung der gesamtgeologischen, hydrogeologischen und gebirgsmechanischen Gegebenheiten festgestellt, daß die Eisenerzgrube Konrad grundsätzlich für die Endlagerung der spezifizierten Abfälle geeignet ist.

Im Jahre 1986 befaßte sich die RSK schwerpunktmäßig mit den Methoden und dem Zeitrahmen für Langzeitsicherheitsanalysen.

Sie hat hierbei vorgeschlagen, für einen Zeitraum von 10 000 Jahren belastbar nachzuweisen, daß die in der Nachbetriebsphase eines Endlagers zu erwartenden Individualdo-

sen in der Umgebung nicht größer sind als die Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenbelastung.

Die für darauffolgende Zeiten berechneten Individualdosen sind nach Ansicht der RSK mit Unsicherheiten behaftet und daher nicht zur direkten Standortbeurteilung heranzuziehen, sondern können nur noch zur Optimierung des Gesamtsystems bzw. zu Relativvergleichen mit anderen Standorten dienen. Die RSK stellte fest, daß die für wesentlich größere Zeiträume als 10 000 Jahre kalkulierten Individualdosen nicht dazu benutzt werden sollten, z.B. das einlagerbare Gesamtinventar von bestimmten Radionukliden festzulegen. Dies sollte hauptsächlich durch betriebstechnische Anforderungen und die entsprechenden Sicherheitsanalysen bis etwa 10 000 Jahre erfolgen.

Datenbanken

Die Geschäftsstelle war im Berichtszeitraum maßgeblich an dem Konzeptentwurf zu einem DV-gestützten Informations- und Dokumentationssystem für anlagentechnische Grundinformationen über die in- und ausländischen Kernkraftwerke (INTAB) beteiligt. Sie erstellte auch den Entwurf eines Konzept- und Konfigurationsvorschlages für ein rechnergestütztes Informationssystem (INFARS) des BMFT bei der GRS. Die jeweiligen Arbeiten wurden in enger Zusammenarbeit mit den Fachabteilungen der GRS durchgeführt.

Weiterhin wurde die RSK-Datenbank (PARK) ausgebaut. Diese Datenbank umfaßt Beratungsergebnisse der RSK. Das Datenmaterial besteht aus Protokollauszügen, Deskriptoren und bibliographischen Grunddaten. Die Überführung von PARK in das IBM-Dokumentationssystem STAIRS wurde im Berichtszeitraum abgeschlossen. STAIRS bietet insbesondere die Vorteile eines kostengünstigen Volltextretrievals und einer maschinellen Deskribierung. Derzeit sind etwa 150 Sitzungen der RSK der letzten 15 Jahre erfaßt. Die Arbeiten an der RSK-Datenbank konzentrierten sich auf die Rückverfolgung und Erfassung der älteren RSK-Sitzungen. Beratungen der RSK im Zeitraum von 1958 bis 1970 (Tagesordnungspunkte, Deskriptoren, bibliographische Grunddaten) wurden für die Eingabe in die Datenbank vorbereitet, teilweise schon eingegeben. Außerdem wur-

den erste Schritte für eine automatische Texterfassung mittels Lesegerät unternommen. Die automatische Texterfassung verspricht weitere Kostenvorteile. Anlässlich einer Präsentation im März wurde die RSK-Datenbank Vertretern des BMI (jetzt BMU) vorgestellt.

Probabilistische Sicherheitskriterien/Safety Goals

Aufbauend auf den Untersuchungen zum Bericht BMU-1986-133 SR-Nr. 0117/1 wurden die konzeptionellen Überlegungen zur Unterstützung der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken mit probabilistischen Methoden fortgeführt. Im Vordergrund der Arbeiten stand die Diskussion und Vertiefung der Ergebnisse in der Fachwelt, insbesondere in den Organisationen der International Atomic Energy Agency (IAEA) und der Commission of the European Communities (CEC). Weiterhin konnte eine Stellungnahme zu kürzlich gemachten Vorschlägen der International Commission on Radiological Protection (ICRP) bezüglich eines Konzeptes zur probabilistischen Bewertung der Langzeitsicherheit eines Endlagers (Empfehlung ICRP-46) erarbeitet werden. Die Arbeit wurde in Zusammenarbeit mit der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt, Braunschweig, und den Fachabteilungen der GRS durchgeführt. Die Untersuchungsergebnisse flossen auch in den IAEA-Report „Status, Experience, and Future Prospects for the Development of Probabilistic Safety Criteria“ ein. Ein Mitarbeiter der Geschäftsstelle wurde als Vortragender auf Trainingskurse der IAEA eingeladen.

8.2 SSK-Geschäftsstelle

Die Strahlenschutzkommission (SSK) wurde im Jahr 1974 vom Bundesminister des Innern (BMI) einberufen. Sie hat die Aufgabe, den Bundesminister des Innern, bzw. nach Änderung der Zuständigkeit seit dem 6. Juni 1986, den Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) in allen Fragen des Schutzes vor den Gefahren ionisierender Strahlen zu beraten. Ihre Beratungsaufträge erhält die SSK in der Regel vom zuständigen Bundesminister; sie kann aber auch zu selbst gestellten Fragen Stellung nehmen. Darüber hinaus befaßt sich die SSK mit aktuellen Fragen des Strahlenschutzes und erörtert diese in unregelmäßigen Abständen im Gespräch mit dem Bundesminister. Die SSK beschließt als Ergebnis ihrer Beratungen Stellungnahmen und Empfehlungen zu den Beratungsthemen.

Den Vorsitz der SSK führte im Berichtsjahr Prof. Dr. Dr. E. Oberhausen, Homburg; stellvertretende Vorsitzende waren Prof. Dr. D. Harder, Göttingen, und Prof. Dr. R. Neider, Berlin.

Bei der SSK sind derzeit sechs Ausschüsse eingerichtet, in denen als Vorbereitung für die Arbeit der Kommission die Beratung von Themen einzelner Fachgebiete des Strahlenschutzes stattfindet. Sowohl von der Kommission als auch von den Ausschüssen können Arbeitsgruppen zur Erarbeitung spezieller Beratungsunterlagen eingesetzt werden.

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

Im Jahr 1986 fanden insgesamt 76 Sitzungen der SSK, ihrer Ausschüsse und Arbeitsgruppen statt. Die Anzahl der Sitzungen und Sitzungstage, die auf die einzelnen Beratungsgremien entfallen, sind in Tabelle 8.3 dokumentiert.

In Fortsetzung der Buchreihe „Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission“ sind im Berichtsjahr drei weitere Bände erschienen:

Band 3: Berechnungsgrundlage für die Ermittlung von Körperdosen bei äußerer Strahlenexposition durch Photonenstrahlen und
Berechnungsgrundlage für die Ermittlung von Körperdosen bei äußerer

Beratergremien	Zahl der Sitzungen (Zahl der Sitzungstage)	
● Strahlenschutzkommission (SSK)	11	(20)
● Ausschüsse der SSK:		
„Strahlenschutztechnik“	3	(3)
„Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen“	5	(5)
„Medizin und Strahlenschutz“	2	(2)
„Radioökologie“	8	(13)
„Strahlenschutz bei radioaktiven Abfällen und Reststoffen“	3	(5)
„Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen“	5	(5)
● Arbeitsgruppen	36	(44)
● Gemeinsamer Ausschuß von RSK und SSK	2	(2)
● Kommission zur wissenschaftlichen Vorbereitung von Rechtsverordnungen nach § 6 Abs. 1 des Strahlenschutzvorsorgengesetzes	1	(1)
Insgesamt:	76	(100)

Tabelle 8.3: Sitzungen der SSK, ihrer Ausschüsse und Arbeitsgruppen sowie weiterer Beratungsgremien des BMI/BMU im Jahr 1986

- rer Strahlenexposition durch Elektronen, insbesondere durch β -Strahlung
- Band 4: Medizinische Maßnahmen bei Kernkraftwerksunfällen
Leitfaden für:
Ärztliche Berater der Katastrophenschutzleitung
Ärzte in Notfallstationen
Ärzte in der ambulanten Betreuung
- Band 5: Auswirkungen des Reaktorunfalls in Tschernobyl in der Bundesrepublik Deutschland
Empfehlungen der Strahlenschutzkommission zur
– Abschätzung
– Begrenzung und
– Bewertung.

Einen breiten Raum der Beratungen in der SSK, ihren Ausschüssen und speziellen Arbeitsgruppen nahmen nach dem Reaktorunfall in Tschernobyl am 26. April 1986 die Beratungen der Auswirkungen dieses Reaktorunfalls auf die Bundesrepublik Deutschland ein. Neben diesem Schwerpunkt-Thema sind

im folgenden aus der Vielzahl der Beratungsthemen weitere Hauptthemen genannt und erläutert.

Reaktorunfall in Tschernobyl

Entsprechend ihrem Auftrag hat die SSK sofort nach Bekanntwerden des Unfalls die Bundesregierung in diesem Zusammenhang über wesentliche Fragen des Strahlenschutzes und zu ergreifende Vorsorgemaßnahmen beraten. Sie hat in vier Sondersitzungen sowie in einer Arbeitsgruppensitzung vier Empfehlungen und eine Mitteilung bezüglich der Strahlenschutzvorsorgemaßnahmen im Zusammenhang mit dem Reaktorunfall verabschiedet.

Die UdSSR hatte zunächst gar nicht und danach nur unzureichend über die Unfallsituation und die damit verbundenen Freisetzungsinformiert. Aufgrund dieser Situation konnte die SSK nur in Abhängigkeit vom jeweiligen Informationsstand, insbesondere den Ergebnissen der Aktivitätsmessungen in

der Bundesrepublik Deutschland, ihre Empfehlungen abgeben. Grundsatz dieser Bewertungen und Empfehlungen der SSK war in der gegebenen Situation das Prinzip der Vorsorge.

Nachdem eine ausreichende Zahl von Messungen vorlag, hat die SSK in einem Zwischenbericht an den Umweltausschuß des Deutschen Bundestages einen ersten Überblick über die Folgen des Unfalls von Tschernobyl für die Bundesrepublik Deutschland und deren Bewohner gegeben. Dabei hat sie auch Risiken abgeschätzt. Bei dieser Abschätzung wurde aus Gründen der Vorsorge davon ausgegangen, daß auch den geringsten Strahlendosen eine statistische Wahrscheinlichkeit für die Auslösung von Krebserkrankungen zuzuschreiben ist. Die Wahrscheinlichkeiten für die Auslösung von Krebserkrankungen durch sehr geringe Strahlendosen sind nach einem strahlenbiologischen Modell aus der bei höheren Dosen direkt ermittelten Häufigkeit der Krebsentstehung abgeleitet. Dies ist für eine Risikoabschätzung erforderlich, da bei geringen Dosen bisher keine strahlenverursachten Krebserkrankungen beobachtet werden konnten.

Die SSK ist sich darüber im klaren, daß sich die Annahme der strahlenbedingten Auslösung von Krebserkrankungen für den Bereich kleiner Dosen gegenwärtig weder beweisen noch widerlegen läßt.

Daher sollten vorsorglich benutzte Risikoabschätzungen auch nicht zur Vorhersage der Anzahl strahleninduzierter Krebstodesfälle benutzt werden. Zwischen den Annahmen zur Vorsorge und den tatsächlichen Schadensfolgen sollte in allen Erörterungen strikt unterschieden werden, um Mißverständnisse und Fehlinterpretationen auszuschließen.

Da die in mehreren Bundespressekonferenzen erläuterten Empfehlungen der SSK in den Medien nur unvollständig oder mißverständlich wiedergegeben oder auch falsch interpretiert wurden, wurden diese zusammen mit dem erwähnten Zwischenbericht als Band 5 der Reihe „Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission“ publiziert.

Im September hat die SSK nach Prüfung der in großer Zahl vorliegenden Kontaminationsmeßwerte an Cäsium (Cs-134 und Cs-137) in Nahrungs- und Futtermitteln die Strahlenexposition des Menschen durch den Verzehr folgender kontaminierter Nahrungsmittel abgeschätzt:

- Milch und Fleisch (kontaminiert durch Winterfutter),
- Waldpilze, Süßwasserfische und
- Wildfleisch.

Die SSK stellte fest, daß die durch den Verzehr der in den höher kontaminierten Gebieten der Bundesrepublik Deutschland produzierten Nahrungsmittel Milch, Fleisch und Fisch verursachte Strahlenexposition klein im Vergleich zur Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenexposition des Menschen und damit unerheblich ist. Allein Zurückhaltung empfahl die Kommission beim Verzehr einiger Waldpilzarten, insbesondere Maronen-Röhrlinge, aus den höher kontaminierten Gebieten Süddeutschlands.

Aufgrund der Erfahrungen bei der Festlegung bundeseinheitlicher Vorsorgemaßnahmen wurde im Dezember von Bundestag und Bundesrat das „Gesetz zum vorsorgenden Schutz der Bevölkerung gegen Strahlenbelastung (Strahlenschutzvorsorgegesetz – StrVG)“ verabschiedet. Zur Vorbereitung der zur Erfüllung des Gesetzeszwecks erforderlichen Festlegungen in Rechtsverordnungen hat der Umweltminister eine neue Kommission eingesetzt, die der Geschäftsordnung der SSK unterliegt und von der SSK-Geschäftsstelle betreut wird.

In der konstituierenden Sitzung dieser Kommission führte Bundesminister Dr. Wallmann u.a. aus:

„Die Aufgabe der Kommission ist es, die äußerst komplexen naturwissenschaftlichen Sachverhalte in für die Normierung in Rechtssätzen zugängliche Modelle und Parameter zu überführen. Ausgehend von dem Ziel der optimalen Vorsorge gegen Strahlenbelastung sollen in diesen Modellen alle für die Beurteilung von Risiken wesentlichen Faktoren Berücksichtigung finden. Es soll eine klare, nachvollziehbare, schnell und einfach zu handhabende Grundlage für Maßnahmen geschaffen werden, die der zuständigen Behörde im Ereignisfall ein schnelles Handeln nach dem Strahlenschutzvorsorgegesetz ermöglicht.“

Radioaktivität und Waldschäden

In jüngster Zeit wurde in verschiedenen Veröffentlichungen die Vermutung geäußert, daß die Emission radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken für die in der Bundesrepublik Deutschland und im Ausland beobachteten neuartigen Waldschäden mitverantwortlich sei. Ausgelöst wurde diese Behauptung durch Waldschadenserhebungen, die unter anderem auch in der Umgebung von Kernkraftwerken und im Umfeld einer ehemaligen Kobaltmine durchgeführt wurden, sowie durch den aufgrund dieser Erhebungen postulierten kausalen Zusammenhang zwischen Emissionen von Radionukliden und Waldschäden. Eine speziell für diesen Themenkomplex eingesetzte Arbeitsgruppe bereitete für die SSK eine Empfehlung vor. Die Arbeitsgruppe hat die statistische Auswertung der vorgenannten Waldschadenskartierungen untersucht und theoretisch mögliche Wirkungsmechanismen ionisierender Strahlung zusammengestellt, die zumindest im Prinzip zu hier relevanten Schädigungen in der Biosphäre führen könnten.

Dabei wurde festgestellt, daß die aus den beschriebenen Schadenskartierungen abgeleiteten Unterschiede der Waldschadensbilder im Nahbereich und in der weiteren Umgebung kerntechnischer Anlagen einer Überprüfung nicht standhalten.

Die Untersuchung möglicher Wirkungsmechanismen brachte folgende Ergebnisse:

- Die Beiträge von Kernkraftwerken und der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage zur Strahlenexposition von Bäumen in der Umgebung dieser Anlagen liegen unter Berücksichtigung aller Expositionspfade (Direktstrahlung, Bodenstrahlung, Strahlung aus der Abluftfahne und Zerfall von in Pflanzen aufgenommenen Radionukliden) in der Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenexposition. Der Dosisbeitrag von in Pflanzenmaterialien gelösten, künstlich radioaktiven Edelgasen ist klein (etwa ein Tausendstel) gegenüber dem externen Dosisbeitrag dieser Edelgase.
- Die Erhöhung der Bildungsrate an Ionenpaaren in der bodennahen Luft um Kernkraftwerke liegt im ungünstigsten Fall in der Größenordnung der natürlichen Rate; im Jahresmittel beträgt die künstliche Ionenproduktionsrate dort höchstens zehn

Prozent der natürlichen. Aus den bisherigen Erfahrungen mit Wiederaufarbeitungsanlagen, bei denen mit höheren Ionenproduktionsraten zu rechnen ist, oder aus Forschungsarbeiten sind keine Ergebnisse bekannt, die eine darauf zurückzuführende Schädigung befürchten lassen.

- Die Erhöhung der natürlicherweise vorliegenden Konzentrationen an Ozon und Stickoxid durch Edelgasableitungen von Kernkraftwerken und der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage liegt um mehrere Zehnerpotenzen unter den natürlichen Werten und ist damit vernachlässigbar klein.
- Nach heutigem Kenntnisstand ist ferner nicht zu befürchten, daß die durch Kernkraftwerke in der Umwelt verursachte Strahlenexposition in Kombination mit dort aus anderen Quellen vorhandenen chemischen Schadstoffen zu einer relevanten Verstärkung der Wirkung beider Noxen führt.

Die SSK stellt zusammenfassend fest, daß Vermutungen über Zusammenhänge zwischen Radioaktivität um bestehende Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland und neuartigen Waldschäden unbegründet sind, da sie weder durch Befunde belegt werden, noch aufgrund bekannter Wirkungsmechanismen zu befürchten sind.

Weiterentwicklung des Programms Strahlenschutzforschung

Die Durchführung der Ressortaufgaben des Bundesumweltministers – bis Juni 1986 des Bundesinnenministers – im Strahlenschutz, insbesondere die Erstellung zweckmäßiger Strahlenschutzvorschriften und die Aufsicht über die Durchführungsmaßnahmen, ist nur auf einem breiten wissenschaftlich-technischen Fundament möglich. In dem weitgespannten Themenspektrum von der Analyse der Strahlenexposition des Menschen durch natürliche und zivilisatorische Strahlenquellen über die Analyse der biologisch-medizinischen Strahleneinwirkungen auf exponierte Personen und deren Nachkommen bis hin zur Strahlenschutztechnik, zur Beseitigung radioaktiver Abfälle und zur

herige Forschung Kenntnisse erbracht, aus denen die wichtigsten Handlungsanweisungen für den Strahlenschutz abzulesen sind.

Dennoch erweist sich bei vielen praktischen Fragen der Normensetzung oder ihrer Durchführung eine Vertiefung und Erweiterung der wissenschaftlich-technischen Grundlagen durch Forschung als notwendig. Die Breite des viele Größenordnungen umfassenden Bereichs der möglichen zivilisatorischen Strahlenexpositionen des Menschen, die Vielfalt der physikalischen, chemischen und biologischen Einflüsse auf die Expositionsmechanismen, die Entwicklung neuer Techniken beim industriellen Umgang mit Strahlung und radioaktiven Stoffen und nicht zuletzt der gesetzliche Grundsatzauftrag der ständigen Optimierung des Strahlenschutzes des Menschen lassen einen Stillstand der Forschung auf diesem Gebiet nicht zu.

Das Strahlenschutzforschungsprogramm gliedert sich wie folgt:

- Analyse der natürlichen und zivilisatorischen Strahlenexposition
- Meßtechnik und Dosisermittlung
- Radioökologische Daten und Modelle
- Somatische und genetische Wirkungen von Strahlenexpositionen
- Vorsorge für Störfälle und Unfälle
- Strahlenrisiken durch Umgang mit radioaktiven Stoffen und ionisierenden Strahlen
- Verfahren und Einrichtungen zur Optimierung des Strahlenschutzes
- Strahlenschutz bei der Behandlung und Beseitigung radioaktiver Abfälle
- Biologische Indikatoren, Diagnostik, Pathogenese und Therapie von Strahlenschäden

Für viele hier aufgeführte Forschungsschwerpunkte liegen Ergebnisse vorheriger Untersuchungen vor oder werden bereits Forschungsvorhaben durchgeführt. Durch Beibehaltung dieser Schwerpunkte soll sichergestellt werden, daß entsprechende Arbeiten wegen ihrer Bedeutung für Vertiefung und Erweiterung der Handlungsbasis des Strahlenschutzes weitergeführt werden; auch für neue Forschungsprojekte bilden die genannten Themenbereiche einen geeigneten Bezugsrahmen.

Die SSK hat des weiteren Vorschläge ihrer Ausschüsse und eigene Vorschläge zur Weiterentwicklung des Strahlenschutz-Forschungsprogramms zusammengefaßt und begründet; sie umfassen neue und förderungswürdige Einzelthemen, die sich im Aufgabengebiet des Strahlenschutzes, soweit sie in die Zuständigkeit des Bundesumweltministers fallen, gestellt haben.

Beratung zu laufenden Genehmigungsverfahren

Im Berichtsjahr hat die SSK zu folgenden Genehmigungsverfahren Stellung genommen:

- Kernkraftwerk Brokdorf (Erteilung der Betriebsgenehmigung),
- Kernkraftwerk Niederaichbach (Erteilung der Genehmigung zur Demontage und Beseitigung).

Anläßlich der bislang in der Bundesrepublik Deutschland erstmalig angegangenen Demontage eines Kernkraftwerkes, der Anlage Niederaichbach, hat sich die SSK über die genannten Themen hinaus für dieses spezielle Verfahren mit den Kriterien für die Freigabe von Reststoffen befaßt. Sie hat dazu festgestellt, daß die anhand ausgewählter Szenarien mit den für die Genehmigung geplanten oberflächen- und massenbezogenen Freigabegrenzwerten ermittelten Strahlenexpositionen, die durch die Wiederverwendung von Reststoffen aus Niederaichbach bedingt sein könnten, nach ihrer Auffassung so niedrig sind, daß es sich hierbei um eine schadlose Wiederverwendung im Sinne des § 9a Abs. 1 des Atomgesetzes (AtG) handelt. Sie hat weiterhin empfohlen, daß die Möglichkeit einer Wiederverwendung der Reststoffe im kerntechnischen Bereich vor deren möglicher Freigabe überprüft und die Erfahrungen ausgewertet werden sollen.

Die SSK ist bei ihrer Empfehlung davon ausgegangen, daß alle Arbeiten und deren Auswertung so angelegt werden, daß möglichst viele Erfahrungen bezüglich des Strahlenschutzes beim Abbau von Kernkraftwerken gesammelt werden können. Sie erwartet insbesondere, daß ein begleitendes Forschungsprogramm die Möglichkeit gibt, auch bereits während der Demontearbeiten eine Optimierung durchzuführen und auf die Minimierung der Individualdosen hinzuwirken.

Der Zustimmung der Kommission lagen die besonderen radiologischen Verhältnisse des Kernkraftwerks Niederaichbach, das nur eine kurze integrale Betriebszeit aufweist, zugrunde. Die SSK betonte, daß aus dieser Zustimmung keine Präjudizierung bezüglich zukünftiger Genehmigungen zum Abbau von stillgelegten, langjährig betriebenen Kernkraftwerken — mit dadurch bedingtem, höherem Aktivitätsinventar — abzuleiten sind.

Strahlenschutzfragen beim Anfall und bei der Bearbeitung von radioaktiven Reststoffen

Die Stilllegung von Kernkraftwerken wirft eine Reihe von Strahlenschutzfragen auf, z.B. im Zusammenhang mit

- Dekontaminationstechniken,
- Demontage- und Zerlegetechniken und
- der Rezyklierung von Materialien.

Diese Fragen wurden auf der Klausurtagung 1986 im Detail behandelt. Darüber hinaus wurden Kosten-Nutzen-Überlegungen bei Stilllegung und Abbau von Kernkraftwerken vorgestellt und diskutiert.

Die SSK plant, eine Empfehlung über „Strahlenschutzgrundsätze zur schadlosen Verwertung fester radioaktiver Stoffe“ abzugeben, in der die Ergebnisse der Beratungen der Klausurtagung berücksichtigt werden.

Anforderungen an Inkorporationsmeßstellen (Richtlinie zu § 63 StrlSchV)

Die Richtlinie legt im einzelnen Aufgaben, Ausstattung und Überprüfung der Stellen fest, die Messungen der Körperaktivität oder der Aktivität der Ausscheidungen (§ 63 Abs. 6 Satz 1, Entwurf Strahlenschutzverordnung (StrlSchV)) durchführen (Inkorporationsmeßstellen). Sie soll gewährleisten, daß

- die Messungen und Auswertungen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik durchgeführt werden,
- die Ergebnisse termingerecht mitgeteilt werden,
- der Leistungs- und Qualitätsstand der Inkorporationsmeßstellen den Anforderungen entsprechend regelmäßig überprüft wird.

Einteilung und Aufgaben der verschiedenen Inkorporationsmeßstellen (Typ A, Typ B, Typ C), deren technische Ausstattung sowie die Anforderungen zur direkten Messung der Körperaktivität und die Anforderungen zur Messung der Aktivität der Ausscheidungen, u.a. die Nachweisgrenze relevanter Radionuklide, sind im einzelnen beschrieben. Die Richtlinie enthält darüber hinaus Angaben über die Verfügbarkeit der Ergebnisse und die Aufzeichnungs- und Mitteilungspflicht der Inkorporationsmeßstellen. Es werden Vergleichsmessungen gefordert, die dazu dienen, die Meßsicherheit der Aktivitätsbestimmung und die Verfügbarkeits- und Mitteilungsfristen zu überprüfen.

Radioökologie der Tiefsee

Die SSK hat bereits in ihrer 58. Sitzung das Thema „Strahlenschutzaspekte der Versenkung radioaktiver Stoffe in die Tiefsee“ beraten. Sie hat eine eigens hierfür ins Leben gerufene Arbeitsgruppe beauftragt, die zur Beratung vorgelegten Unterlagen zu prüfen und eine Zusammenstellung des derzeitigen Kenntnisstandes zu erarbeiten. Dieser Bericht wurde unter dem Titel „Radioökologie der Tiefsee“ im Berichtsjahr fertiggestellt; er umfaßt den heutigen Kenntnisstand für die Beurteilung der Versenkung schwachaktiver Festabfälle in die Tiefsee. Völkerrechtlich wird die Versenkung schwachaktiver Festabfälle im Übereinkommen über die Verhütung der Meeresverschmutzung durch das Einbringen von Abfällen und anderen Stoffen (London-Übereinkommen) geregelt. Das Übereinkommen gilt weltweit, bisher haben sich ihm 61 Staaten angeschlossen.

Der Bericht zieht Bilanz über Art und Umfang bisher versenkter radioaktiver Abfälle im Nordatlantik und charakterisiert das seit 1971 benutzte Versenkungsgebiet. Die Strömungs- und Austauschverhältnisse in diesem Gebiet werden analysiert. Zur Beurteilung der biologischen Expositionspfade zum Menschen sind Kenntnisse sowohl über die Anreicherung von Radionukliden durch physikalisch-chemische Prozesse und über die Ausbreitung von Radionukliden durch physikalische Prozesse als auch über die Biologie des Versenkungsgebietes notwendige Voraussetzung. Bei der Dosisbewertung der kritischen Bevölkerungsgruppen werden die Grenzwerte der International Commission on Radiological Protection (ICRP) —

nicht die nationalen Dosisgrenzwerte — herangezogen, die sowohl die Länder der Europäischen Gemeinschaft (EG) als auch die Organization for Economic Cooperation and Development/Nuclear Energy Agency (OECD/NEA) in ihre Strahlenschutzregelungen übernommen haben. Zur Dosisberechnung der betroffenen Fauna wurden vereinfachte Modelle entwickelt, die es ermöglichen sollen, die Größenordnung der zu erwartenden Strahlenexposition aus interner Bestrahlung sowie der Strahlung aus dem umgebenden Wasser und Sediment für verschiedene Organismen abzuschätzen.

Abschließend zeigt der Bericht noch offene Fragen auf. Diese betreffen insbesondere die Eignung gegenwärtiger ozeanographischer Modelle für Ausbreitungssimulationen radioaktiver Stoffe im Meer. Bezüglich der Biologie der Tiefsee bestehen noch große Wissenslücken über die Dynamik des Transportsystems. Bei der Berechnung der potentiellen Strahlenexposition der Fauna im Versenkungsgebiet sollte berücksichtigt werden, daß für die hochspezialisierte Fauna der Tiefsee Beeinträchtigungen auf Individual-ebene unter Umständen stärkere Auswirkungen haben können als auf Ökosysteme, die durch größere Artenvielfalt robuster gegenüber Eingriffen von außen sind.

Es ist geplant, diesen Bericht in den „Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission“ zu publizieren.

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 zwei Sitzungen des Kerntechnischen Ausschusses und zwei 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 35 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 Regelent-

wurfs 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. 99 Sitzungen von Arbeitsgremien haben im Jahr 1986 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. 74 Sitzungen von Arbeitsgruppen haben im Berichtsjahr stattgefunden.

Gelegentlich wird vor Beginn einer Regelerstellung im Auftrag des KTA ein Vorbericht angefertigt. Das ist immer dann der Fall, wenn der KTA der Auffassung ist, die zur Entscheidung über Aufnahme einer Regelerstellung erforderlichen Gesichtspunkte seien noch klärungsbedürftig. Im Vorbericht wird das zu einem Thema vorhandene Grundlagenmaterial zusammengetragen, bewertet, und es werden daraus Schlüsse im Hinblick auf eine künftige Regel gezogen. Ein Arbeitsgremium erarbeitet einen Vorbericht, und ein Unterausschuß legt ihn dem KTA zur Beschlußfassung vor.

Im Berichtsjahr sind drei Vorberichte im Auftrag gegeben worden. In diesen Vorberichten sollen Themen behandelt werden, die speziell für Hochtemperaturreaktoren (HTR) gelten. Diese Aufträge gehen auf die Initiative des Unterausschusses Hochtemperaturreaktoren zurück. Dieser Unterausschuß war im November 1984 vom Kerntechnischen Ausschuß gebildet worden mit dem Ziel, ein Konzept für ein HTR-bezogenes Regelprogramm aufzustellen und späterhin die Federführung bei der Prüfung von Vorberichten und Regelentwurfsvorschlägen aus dem Bereich der HTR-Themen zu übernehmen. Neben der Ermittlung von Themen für die

Vorberichte war die Durchsicht aller bereits aufgestellten Regeln und veröffentlichten Regelentwürfe ein weiteres Ergebnis aus der Arbeit dieses Unterausschusses. Diese Durchsicht sollte klären, ob alle Regeln und Regelentwürfe, die Hochtemperaturreaktoren in ihrem Anwendungsbereich einschließen, tatsächlich auch uneingeschränkt auf diese Reaktoren angewendet werden können. Dabei wurde in einer Reihe von Fällen gefunden, daß Änderungen wünschenswert sind, um entsprechend dem Stand der Erfahrungen und Kenntnisse sonst erforderliche Einschränkungen der Anwendbarkeit zu beseitigen.

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 61 Regeln sind insgesamt elf Regeln bisher geändert worden, eine davon im Berichtsjahr. Gegenwärtig laufen zwölf Änderungsverfahren, bei drei 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. Bei den drei im Berichtszeitraum überprüften Regeln wurde festgestellt, daß sie nicht geändert werden brauchen.

Zum Jahresende 1986 umfaßte das KTA-Regelwerk:

61 Regeln²⁾,
10 Regelentwürfe²⁾,
35 Regelentwürfe in Vorbereitung,
9 Vorberichte.

Dieser Stand ergab sich durch die Aufstellung von fünf Regeln und der Verabschiedung von drei Regelentwürfen (Tabelle 9.1).

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 Anforderungen an die Qualitätssicherung (Fassung 6/86; Entwurf zur Änderung der Regel in der Fassung 2/80)
Aktivitätskontrolle und -führung	1502.1	Überwachung der Radioaktivität in der Raumluft von Kernkraftwerken, Teil 1: Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktor (Fassung 6/86; Regel)
	1506	Messung der Ortsdosisleistung in Sperrbereichen von Kernkraftwerken (Fassung 6/86; Regel)
Gesamtanlage und bauliche Anlagen	2501	Bauwerksabdichtungen von Kernkraftwerken (Fassung 6/86; 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 11/86; Regelentwurf)
	3102.5	Auslegung der Reaktorkerne von gasgekühlten Hochtemperaturreaktoren, Teil 5: Systematische und statistische Fehler bei der thermohydraulischen Kernausslegung des Kugelhaufenreaktors (Fassung 6/86; Regel)
Kühlsysteme	3201.3	Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 3: Herstellung (Fassung 11/86; Entwurf zur Änderung der Regel in der Fassung 10/79)
Instrumentierung und Reaktorschutz	3503	Typprüfung von elektrischen Baugruppen des Reaktorschutzsystems (Fassung 11/86; Entwurf zur Änderung der Regel in der Fassung 6/82)
	3507	Werksprüfungen, Prüfungen nach Instandsetzung und Nachweis der Betriebsbewährung für leittechnische Einrichtungen des Sicherheitssystems (Fassung 11/86; Regel)
Sicherheits-einschluß	3401.3	Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl, Teil 3: Herstellung (Fassung 11/86; Regeländerung)
	3404	Abschließung der den Reaktorsicherheitsbehälter durchdringenden Rohrleitungen im Falle einer Freisetzung von radioaktiven Stoffen innerhalb des Reaktorsicherheitsbehälters (Fassung 11/86; Regelentwurf)
Versorgungs- und Hilfseinrichtungen	3703	Notstromerzeugungsanlagen mit Batterien und Gleichrichtergeräten in Kernkraftwerken (Fassung 6/86; Regel)

Tabelle 9.1: Im Jahr 1986 aufgestellte Regeln (einschließlich Regeländerungen) und beschlossene Regelentwürfe

Über 400 in- und ausländische Gäste besuchten im November das zehnte GRS-Fachgespräch „Ergebnisse neuerer Sicherheitsanalysen“ im Kölner Gürzenich. In den Festreden, den Fachvorträgen sowie in den Presseartikeln zum Fachgespräch spielte das damals 200 Tage zurückliegende Reaktorunglück von Tschernobyl immer noch die zentrale Rolle. Bundesforschungsminister Dr. Heinz Riesenhuber sprach in seiner Begrüßungsrede von einem Ereignis, das in den Köpfen vieler Leute die Welt verändert habe. Es sei keine leichte Aufgabe, eine solche Situation mit dem zu ihrem Verständnis notwendigen Maß an Rationalität aufzufangen.

In einem Rückblick auf die Entwicklung der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland unterteilte Minister Riesenhuber diese Entwicklung in zwei Phasen. Eine erste Phase der 60er bis Anfang der 70er Jahre sei gekennzeichnet durch uneingeschränkten Optimismus und die Zuversicht, die Kerntechnik könne große Probleme der Menschheit lösen. Daran habe sich eine zweite Phase der vielleicht nicht rechtzeitig genug, breit genug, offen genug geführten Diskussion angeschlossen, die von starken Emotionen, Ängsten und Sorgen geprägt war und zu einer Polarisierung führte. Wenn eine Diskussion zu lange im Untergrund bleibe, dann sei der Durchbruch in die Öffentlichkeit selten rational, stellte Minister Riesenhuber dazu fest.

In seinen weiteren Ausführungen verglich er auch die unterschiedlichen Sicherheitskonzeptionen der Chemie und der Kerntechnik. Der Weg über „trial and error“, den die Chemie beschritten habe, sei in der Kerntechnik von Anfang an nicht gangbar gewesen. Minister Riesenhuber schloß seine Rede mit einem Gedanken an die Zukunft. Es gelte, sie vernünftig und verantwortlich aufzubauen und die Grenzen jedes Wachstums so hinauszuschieben, daß in einer wachsenden Menschheit Platz bleibe für eine humane Existenz.

Daß die Kernenergie durch den Unfall in Tschernobyl ein gutes Stück vom „Weg in die Normalität“ abgebracht worden sei, stellte Prof. Dr. Adolf Birkhofer in seiner Eröffnungsansprache fest. Die Befürchtung „an accident anywhere is an accident everywhere“ habe sich bestätigt, zwar weniger durch die realen Auswirkungen außerhalb der Sowjetunion, als vielmehr durch die tiefgehende Betroffenheit vieler Menschen und die politisch-gesellschaftlichen Folgen. Prof.



Prof. Birkhofer begrüßt Bundesforschungsminister Dr. Riesenhuber
(Foto: M. Schneider)

Birkhofer erinnerte auch daran, daß bereits 1979 bei der Vorstellung der Deutschen Risikostudie der damalige Forschungsminister Volker Hauff besonders darauf hingewiesen habe, daß bei einem schweren Unfall in einem deutschen Kernkraftwerk sich etwa die Hälfte der freiwerdenden radioaktiven Stoffe außerhalb der Bundesrepublik Deutschland niederschlagen würde und wir umgekehrt hier von einem schweren Unfall im Ausland ebenso betroffen wären. Es sei somit nicht überraschend, daß radioaktive Stoffe aus dem Tschernobyl-Reaktor in ganz Europa festgestellt werden konnten.

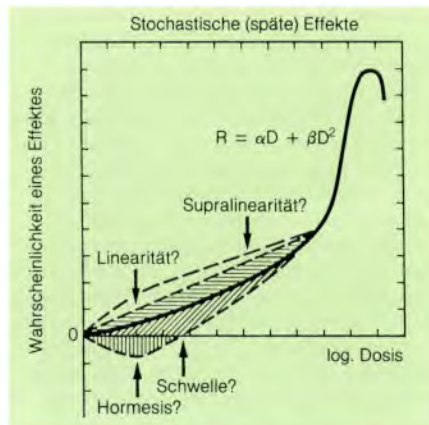
Die immer wieder geäußerte Ansicht, die friedliche Nutzung der Kernenergie erfordere eine „Nullfehler-Technologie“, bezeichnete Prof. Birkhofer als Idealziel. Da man sich bewußt war, daß dieses Ziel nicht erreichbar

sei, wäre eine „fehlertolerante Technik“ entwickelt worden. Der tieferliegende Grund für den Unfall in Tschernobyl ist nach seiner Auffassung, daß dort eine Technik realisiert wurde, die sich zu sehr auf den Menschen verläßt und auf menschliche Fehler intolerant reagiert.

Bereits vor den Ereignissen von Tschernobyl stand das Thema des Abendvortrages fest: „Das Problem der kleinen Strahlendosen, eine Herausforderung für die Beurteilung von Schadensfolgen“. Nun war es hochaktuell geworden. Der Direktor des Instituts für Medizin der Kernforschungsanlage Jülich, Prof. Dr. Ludwig E. Feinendegen, berichtete dazu aus seinen Forschungsarbeiten. Er erläuterte zunächst ausführlich, welche Vorgänge sich in einer Zelle abspielen können, wenn sie von einer ionisierenden Strahlung

getroffen wird. Prof. Feinendegen stellte fest, daß das Strahleneinfangereignis für die Zelle ein physikalisches Ereignis und die Antwort der getroffenen Zelle ein biologisches Ereignis darstelle. Diese biologische Antwort untersuchte Prof. Feinendegen am Knochenmark von Mäusen, die einer geringen Strahlung ausgesetzt wurden. Dabei hatte sich gezeigt, daß durch Strahlentreffer in der Zelle tatsächlich eine Reaktion stattfand. Die Reaktion baut sich nach einem Treffer vier Stunden lang auf und klingt dann wieder ab. Wird die Zelle aber eine Stunde nach dem ersten Strahlentreffer ein zweites Mal getroffen, verschwindet die Reaktion völlig. Dieser Effekt ist ein Hinweis darauf, daß sich eine Zelle nach dem ersten Strahlentreffer so konditioniert, daß gegenüber weiteren Treffern ein Schutz besteht. Dieses Phänomen wird mit dem Begriff Hormesis beschrieben. Prof. Feinendegen erachtete es daher als gerechtfertigt, die lineare Beziehung zwischen Dosis und Risiko für Spätschäden bis in den Bereich kleiner Dosen nicht als gegebene Tatsache zu verstehen, die experimentell bewiesen sei. Allerdings hält er die Linearität zwischen Dosis und Risiko als Arbeitshypothese im Sinne des Strahlenschutzes für zunächst anwendbar.

Im Vortrag „Stand der Analysen des Tschernobyl-Unfalls“ schilderte Dr. Klaus Kotthoff die wesentlichen Aspekte, die zum Unfall geführt haben, und bewertete das Ereignis hinsichtlich deutscher Leichtwasserreaktoren. Er führte aus, daß die sicherheitstechnischen Maßnahmen in Tschernobyl weder ausgereicht hätten, das Auftreten einer derartigen Leistungsexkursion zu vermeiden, noch die Folgen zu beherrschen. Dazu wären im wesentlichen lediglich entsprechende Betriebsvorschriften vorgesehen gewesen, deren Mißachtung dann zur Zerstörung des Reaktorkerns geführt hätte. Dr. Kotthoff erläuterte, daß die bei uns gebauten und betriebenen Reaktoren sich grundsätzlich vom RBMK-Typ unterscheiden. Er kam zu der Schlußfolgerung, daß im Verlauf des Unfalls keine Phänomene aufgetreten seien, die bisher unbekannt waren oder in Forschungsarbeiten nicht berücksichtigt wurden. Außerdem, so Dr. Kotthoff, gäben die zum Unfall vorliegenden Erkenntnisse keinen Anlaß, das hier entwickelte Sicherheitskonzept in Frage zu stellen. Vielmehr sei das Konzept durch die Ereignisse in Tschernobyl bestätigt worden.



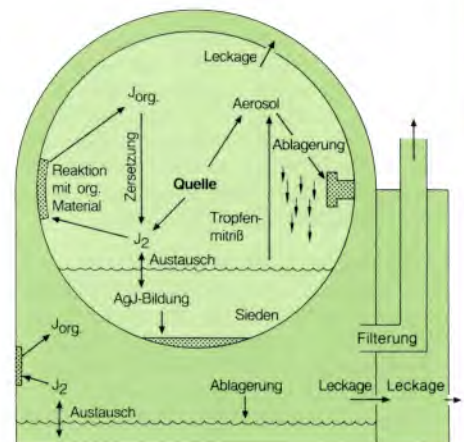
Zusammenhang zwischen Dosis und Wirkung

Die „Risikountersuchungen zu Unfällen in Kernkraftwerken“ stellte Dr. Friedrich Wilhelm Heuser dar, wobei er im wesentlichen die Ergebnisse der Phase A der Deutschen Risikostudie neueren Analysen aus der Phase B gegenüberstellte. Dr. Heuser erläuterte, daß die Ergebnisse der Phase A zu einer Reihe systemtechnischer Verbesserungen geführt und dadurch dominante Risikobeiträge erheblich reduziert hätten. Dieses verbesserte Sicherheitsniveau erforderte zwar in der Phase B weitere Analysen zu bislang nicht genauer überprüften, störfallauslösenden Ereignissen, jedoch hätten die Untersuchungen der Phase B eine insgesamt niedrigere Eintrittshäufigkeit für Kernschmelzen gezeigt, als noch in Phase A berechnet worden sei. Unfallabläufe, die zu einer frühzeitigen Freisetzung radioaktiver Stoffe führen, bezeichnete Dr. Heuser als äußerst unwahrscheinlich. Die Spaltprodukte könnten im allgemeinen nach einem Kernschmelzunfall über mehrere Tage im Sicherheitsbehälter zurückgehalten werden, so daß für gezielte Maßnahmen, z.B. eine begrenzte Druckentlastung, ausreichend Zeit zur Verfügung stünde, um das Versagen des Sicherheitsbehälters zu verzögern oder zu verhindern.

Um das Freisetzungsverhalten radioaktiver Stoffe aus dem Kern und dem Reaktorgebäude bei hypothetischen Unfällen zu beschreiben, wurden umfangreiche Berechnungen durchgeführt. Diese neueren Ergebnisse, ermittelt im Rahmen der Deutschen Risikostudie, Phase B, stellte Dr. Hans Friederichs vor. Er zeigte auf, daß gegenüber früheren

Analysen pessimistische Annahmen, wie beispielsweise die direkte Freisetzung aus dem Sicherheitsbehälter in die Umgebung ohne Berücksichtigung von Rückhalteeffekten in den umgebenden Gebäuden, aufgrund detaillierterer Modellierung korrigiert werden konnten. Die neueren Ergebnisse der Freisetzung liegen daher um etwa das Zehnfache niedriger als die früheren. Dr. Friederichs zog auch einen Vergleich der vorliegenden Ergebnisse mit den nach dem Unfall in Tschernobyl ermittelten Daten. Dabei zeigte sich, daß die für einen deutschen Druckwasserreaktor theoretisch berechneten Freisetzen der radiologisch wichtigen Nuklide Jod und Cäsium nur ein Zehntel dessen betragen, was von sowjetischer Seite an Aktivitätsfreisetzung aus dem Reaktor in Tschernobyl angegeben wurde. Ähnlich drastisch unterscheidet sich die Zusammensetzung der radioaktiven Stoffe. Während bei den analysierten Freisetzen aus einem Druckwasserreaktor starke, nuklidspezifische Effekte auftreten, sind in Tschernobyl fast alle Nuklidgruppen gleichmäßig freigesetzt worden. Dr. Friederichs resümierte, daß sich die charakteristischen Eigenschaften des Druckwasserreaktors und des RBMK-1000 grundlegend unterscheiden und daher auch die Unfallabläufe und Aktivitätsfreisetzen.

Dr. Klaus Maßmeyer trug die Ergebnisse seiner Forschungsarbeiten zu fortschrittlichen Ausbreitungsmodellen vor. Ausbreitungsmodelle werden sowohl zur Nachrechnung als



Zum Spaltproduktverhalten nach einem Kernschmelzunfall

auch zur Vorhersage der Ausbreitung von luftgetragenen Schadstoffen eingesetzt. Die unterschiedlichen Anforderungen an diese Modelle resultierten aus einer Vielzahl zu berücksichtigender Einflußgrößen, wie u.a. Art und Menge der Freisetzung, Geländeform und Niederschlag. Die verschiedenen, jeweils anzuwendenden, mathematischen Berechnungsmethoden wurden detailliert untersucht. Wie Dr. Maßmeyer erläuterte, zeigte sich dabei, daß kein Ausbreitungsmodell für alle Anwendungsbereiche universell einsetzbar ist. Er bezeichnete es als vorstellbar, eine Kombination von Modellen, also ein Modellsystem, zu benutzen. Zukünftige Arbeitsschwerpunkte sollten neben einer Verbesserung der Rechenökonomie vor allem darin liegen, die experimentelle Überprüfung in nicht ebenen Geländen und unter komplexen meteorologischen Situationen weiter voranzutreiben.

Mit Zuverlässigkeitsuntersuchungen für Sicherheitssysteme und deren Vergleich mit Auswertungen von Betriebserfahrungen befaßte sich Dr. Helmut Hörtnr in seinem Vortrag. In die umfassenden Untersuchungen der Zuverlässigkeit der Sicherheitssysteme im Rahmen der Deutschen Risikostudie, Phase B, würden möglichst weitgehend vorliegende Betriebserfahrungen eingebunden sowie „best-estimate“-Mindestanforderungen an die Systemfunktionen berücksichtigt. Er stellte fest, daß die so ermittelten Beiträge zur Kernschmelzhäufigkeit insgesamt niedriger liegen als die in Phase A berechneten. Einen Vergleich der Ergebnisse der Deutschen Risikostudie mit direkten Auswertungen der Betriebserfahrungen gebe die Deutsche Precursor-Studie, mit der erstmals eine anlagenspezifische Precursor¹⁾-Untersuchung durchgeführt wurde. Dr. Hörtnr wies zusammenfassend darauf hin, daß Zuverlässigkeitsuntersuchungen für Sicherheitssysteme und ihre Absicherung durch Auswertungen von Betriebserfahrungen einen immer größeren Stellenwert gewinnen würden.

Im abschließenden Vortrag des Fachgespräches trug Heinz Liemersdorf aus seinen Forschungsarbeiten über die „Beurteilung der Brandgefahr in kerntechnischen Anlagen“ vor. Neben den konventionellen Zielen des Brandschutzes, wie Schutz von Personen vor Brandhitze sowie Minimierung von Sach-

schäden, sind bei kerntechnischen Anlagen in einigen Bereichen darüber hinausgehende Schutzziele von Bedeutung, so z.B. der Schutz vor ionisierender Strahlung oder der Schutz sicherheitstechnisch wichtiger Systeme, die auch im Brandfall funktionieren müssen. Für diese speziellen Anforderungen wurde in der GRS in Zusammenarbeit mit weiteren Institutionen eine Brandgefahrenanalyse entwickelt und an einem Kernkraftwerk erprobt, erläuterte H. Liemersdorf. Mit ihrer Hilfe lassen sich mögliche Brandverläufe anhand spezieller Ereignisablaufanalysen raumweise untersuchen und Brandeintrittshäufigkeit, Wahrscheinlichkeit bestimmter Brandwirkungen sowie Brandschutzmaßnahmen in Abhängigkeit vom Brandverlauf bewerten. Wie H. Liemersdorf erklärte, hätten die Analysen die Brandschutzkonzepte bestätigt, aber auch Optimierungsmöglichkeiten aufgezeigt.

Das Analyseverfahren soll zukünftig außer bei Kernkraftwerken auch bei anderen kerntechnischen Anlagen angewendet werden. Außerdem, so H. Liemersdorf, sei es grundsätzlich auch im konventionellen Bereich einsetzbar, wobei hier insbesondere die Möglichkeit der quantitativen Bewertung bei der Abwägung unterschiedlicher Brandschutzmaßnahmen neue Maßstäbe bei der Risikobeurteilung setzen könnte.

Das zehnte GRS-Fachgespräch hat ein sehr großes fachliches und auch öffentliches Interesse gefunden. Das öffentliche Interesse dokumentiert die Vielzahl der Journalisten, die an der Pressekonferenz und zum Teil am gesamten Fachgespräch teilgenommen hatten. Das nächste Fachgespräch am 29./30. Oktober 1987 in München zum Thema „Betrieb“ wird sicherlich wiederum auch für die Öffentlichkeit interessante Vorträge bieten.

H. May
Abt. Kommunikation

¹⁾Unter „Precursor“ versteht man ein Ereignis, das in Verbindung mit gedachten weiteren Ereignissen zu schweren Kernschäden hätte führen können.

11.1 Einsatz der DV-Anlage

Die in Bild 11.1 dargestellte Entwicklung der Rechenzeiten zeigt, daß die erheblich höhere Leistungsfähigkeit der ab Anfang des Jahres eingesetzten Zentraleinheit AMDAHL 5870 sofort intensiv genutzt wurde. Die verbesserten Arbeitsbedingungen führten insbesondere zu einer verstärkten Beanspruchung des Rechners während der Tages-schicht, sowohl im Dialog- als auch im Stapelbetrieb.

Mit der intensiveren Nutzung der DV-Einrichtungen stiegen auch die Ansprüche der Anwender an die Funktionalität und Handhabbarkeit des Systems. Um diesen berechtigten Forderungen zu entsprechen, wurde eine Reihe geeigneter Maßnahmen in Angriff genommen.

Neue Kommunikations-funktionen

Auf der Linie der seit langem verfolgten Strategie, die Verbindung zwischen den DV-Anlagen in Garching und Köln zu optimieren, lag die Einrichtung einer zweiten, schnellen Datenleitung mit einer Übertragungsrate von 64 000 bit/s. Die systemtechnische Steuerung des Verbundbetriebs erfolgt jetzt auf der Basis der „Systems Network Architecture“ (SNA) der Firma IBM. Dadurch kann nun von allen Bildschirmarbeitsplätzen der Daten- und Textverarbeitung wahlweise auf jede Anwendung in der AMDAHL 5870 oder der IBM 4361 zugegriffen werden. Ähnlich flexibel können auch die sonstigen Daten-endgeräte (Drucker, grafische Ausgabemedien) von beiden Seiten aus angesprochen werden.

Parallel zum Ausbau des innerbetrieblichen Rechnerverbundes wurden auch die technischen Voraussetzungen für den Zugang zu anderen Rechnern nationaler und internationaler Institutionen geschaffen:

- EARN (European Academic Research Network)

Durch die Anbindung an EARN besteht die Möglichkeit, Daten, Texte, Programme und sonstige Nachrichten mit anderen Rechenzentren auszutauschen oder Rechenläufe an sie zu übergeben. Über sogenannte Gateways kann von EARN zu anderen Netzen, wie JANET (Großbritannien), ARPANET, BITNET, CSNET (alle USA), NORTHNET (Kanada) – um nur einige zu nennen –, übergegangen und so ein außerordentlich großer Kreis von Kommunikationspartnern erreicht werden.

- DATEX-P-Anschluß

Die Implementierung des SNAPAD-Systems – eine Entwicklung der Gesellschaft für Mathematik und Datenverarbeitung (GMD) – auf dem Zentralrechner in Garching eröffnete den DV-Benutzern den Zugang zum DATEX-P Netz der Deutschen Bundespost. Von jedem Bildschirm aus kann mit allen an das DATEX-P-Netz angeschlossenen, externen

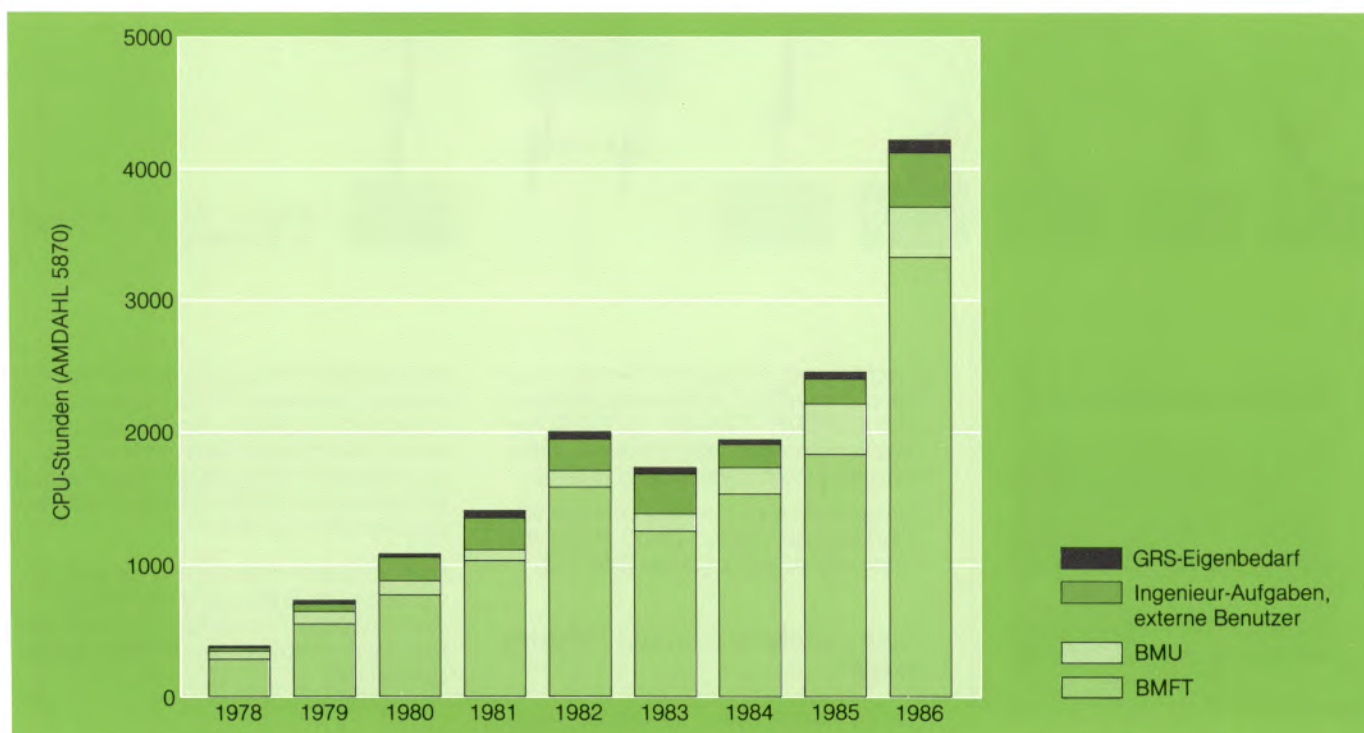


Bild 11.1: Benutzung der DV-Anlage der GRS in den Jahren 1978 bis 1986

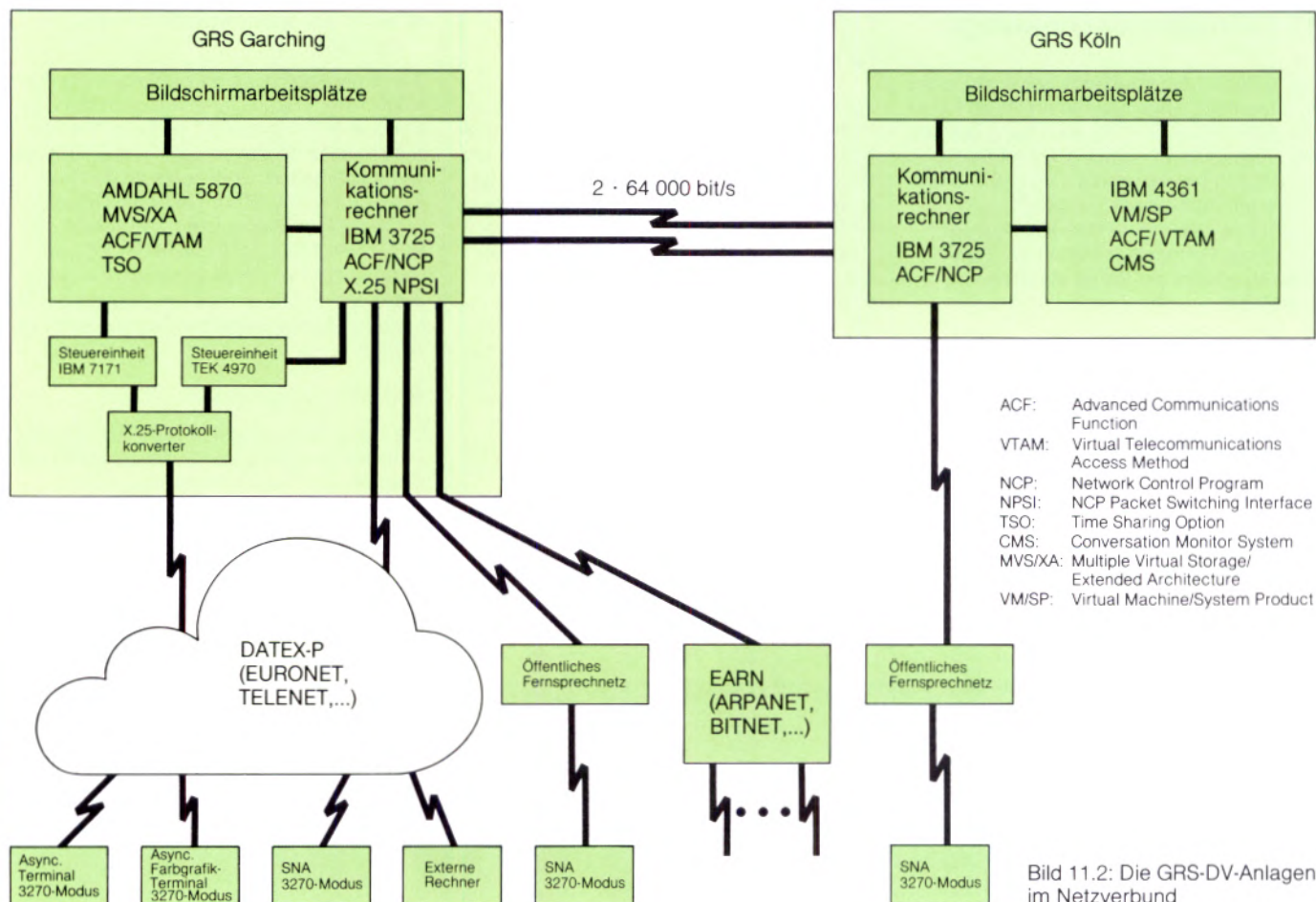


Bild 11.2: Die GRS-DV-Anlagen im Netzverbund

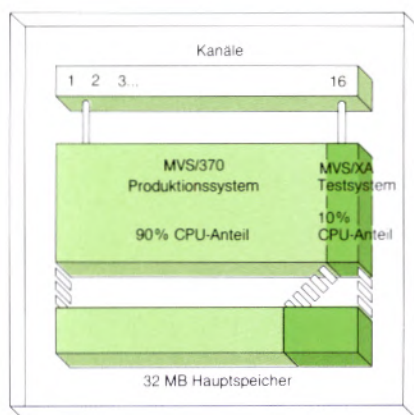


Bild 11.3: Multiple Domain Feature (MDF) Konfigurationsbeispiel

Rechnern ein Dialog geführt werden. Auch kann aus DATEX-P in ausländische Netze (z.B. EURONET, TYMNET, TELENET) übergangen werden, um mit internationalen Projektpartnern in Verbindung zu treten.

Umgekehrt können externe Benutzer über den kostengünstigeren DATEX-P-Weg auf unsere DV-Anlage zugreifen (Bild 11.2).

Das „Multiple Domain Feature“ (MDF)

Mit der MDF-Funktion, die sich auf spezielle Hardware-Eigenschaften der AMDAHL-Anlage abstützt, können verschiedene Betriebs-

systeme gleichzeitig auf einem 580-Rechner ablaufen. Damit war es möglich, ohne größere Einschränkungen für den Produktionsbetrieb ein zusätzliches Testsystem einzurichten und so den Übergang auf das zukünftige Betriebssystem MVS/XA (Extended Architecture) vorzubereiten (Bild 11.3).

Es ist vorgesehen, das MDF auch beim Einsatz des in der Entwicklung befindlichen Analysesimulators zu nutzen, um diese zeitkritische Anwendung vom normalen Betrieb abzutrennen.

H. Hoermann, J. Kriks
Bereich Datenverarbeitung

11.2 DV-gestützte Informationsvermittlung

Die GRS erkannte bereits sehr früh, daß die konventionelle Dokumentation zur Bewältigung der wachsenden Flut von wissenschaftlich-technischen Veröffentlichungen und Informationen überfordert ist. Seit nunmehr fünf Jahren wird daher im Rahmen der Information und Dokumentation (IuD) DV-gestützte Fachinformationsvermittlung eingesetzt und ständig dem Stand der Technik angepaßt. Fakten-, Literatur- und Volltextdatenbanken halten die Sachverständigen über den Stand von Wissenschaft und Technik in ihren Arbeitsgebieten auf dem laufenden.

Die IuD verfügt über intelligente Mikrocomputer, die es ermöglichen, sehr kostengünstig zu arbeiten. Bild 11.4 zeigt die Vernetzung der GRS-IuD mit externen Rechnern und die Verbindung mit der eigenen DV-Anlage (IBM-4361) in Köln. Von dort können die Arbeitsergebnisse über Datenleitungen sekundenschnell auch nach Garching übermittelt werden.

Die Praxis zeigt, daß effektive Fachinformationsvermittlung neben dem Angebot externer auch interne Datenbanken erfordert. Neben diesen Datenbankanwendungen tritt die Informationsberatung der Fachabteilungen über den Stand der Technik in Information und Kommunikation immer mehr in den Vordergrund.

Externe Datenbanken

In der GRS-IuD bestehen zur Zeit Verträge mit 15 nationalen und internationalen Datenbank Anbietern (sogenannten Hosts), die zusammen mehrere hundert Datenbanken bereitstellen. Die Verbindung mit den Datenbanken wird über das Datex-P-Netz der Deutschen Bundespost hergestellt. Abfragen erfolgen im Dialog mit den Datenbanken on line am Bildschirm. Bei der Nutzung externer Datenbanken bietet die IuD verschiedene Dienstleistungen an. Die wichtigsten sind:

- Recherchen und
- Periodische Profildienste.

Die On-line-Recherche arbeitet definierte Themen retrospektiv ab, beispielsweise, welche Informationen es zur Kinderleukämie in der Umgebung von Sellafield gibt.

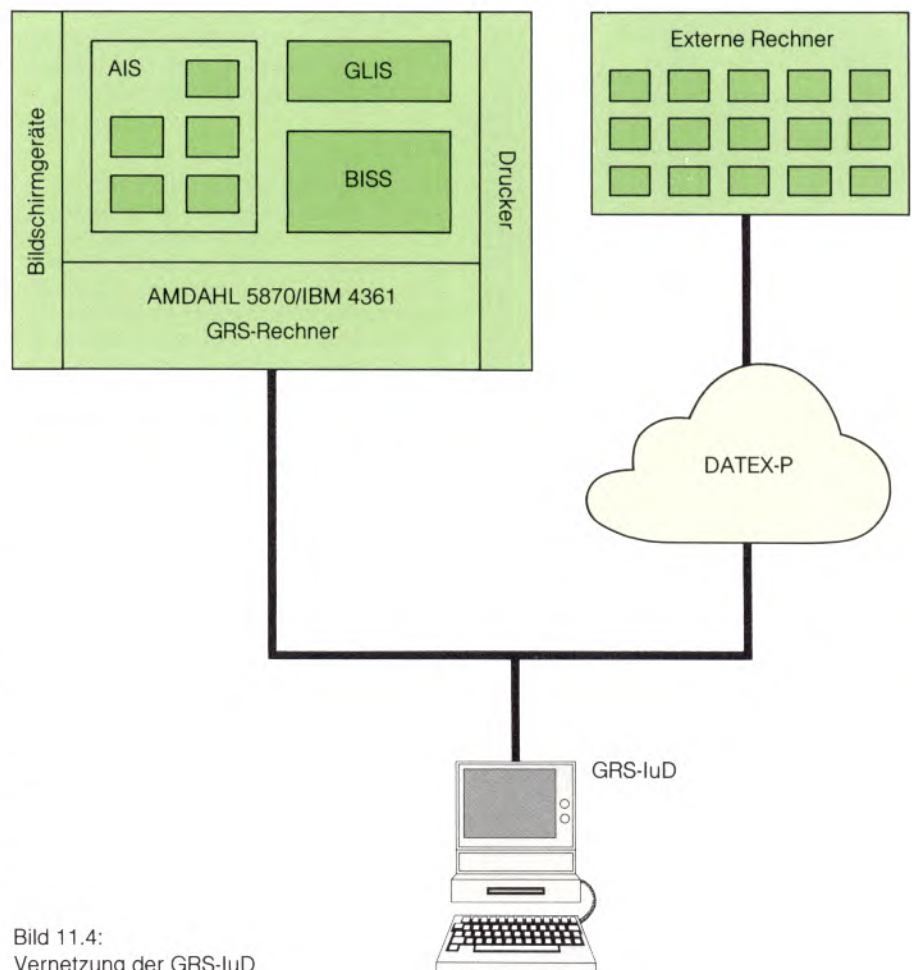


Bild 11.4:
Vernetzung der GRS-IuD

Der periodische Profildienst läßt sich als Informations-Abonnement interpretieren. Im Rhythmus der Aktualisierungszyklen der Datenbanken werden die Neuzugänge des definierten Interessenprofils abgearbeitet. Damit erhält der Sachverständige laufend einen Überblick zum Stand von Wissenschaft und Technik auf seinem Arbeitsgebiet.

Der wichtigste Partner der GRS für die DV-gestützte Fachinformation ist seit Jahren das Fachinformationszentrum Energie, Physik, Mathematik GmbH in Karlsruhe (FIZ-Karlsruhe). Seit kurzem bietet das FIZ-Karlsruhe seine Datenbanken im Rechnernetz des Scientific Technical Information Network International (STN) an. Weitere Partner

in STN sind die American Chemical Society, Columbus/Ohio (ACS) und das Japan Information Center of Science and Technology, Tokio (JICST). STN hat der Fachinformationsvermittlung eine neue Dimension eröffnet. Erstmals bieten diese Hosts ihre Datenbanken gemeinsam im Rechnernetz über Satellit an (Bild 11.5). Der Benutzer kann über seinen nationalen Knoten die Datenbanken der anderen mit derselben Abfragesprache nutzen.

Das Datenbankangebot umfaßte bisher bibliographische und Faktendatenbanken. Seit einiger Zeit kommen Volltextdatenbanken auf den On-line-Markt. So kann bei STN in den Fachzeitschriften der ACS im Volltext re-

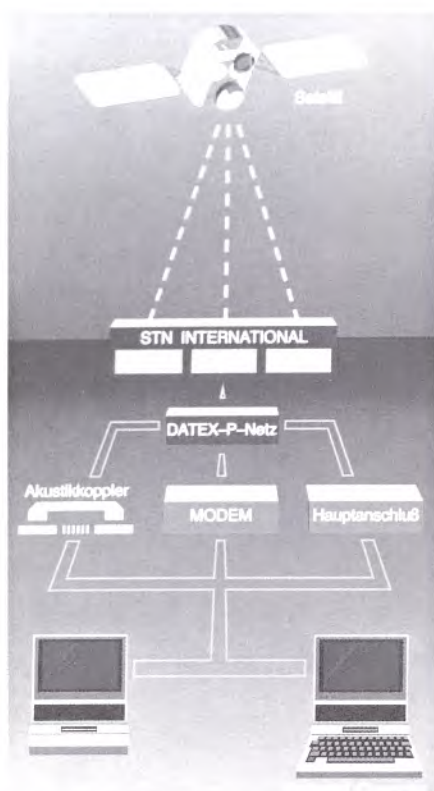


Bild 11.5: STN INTERNATIONAL
(Grafik: Fachinformationszentrum Karlsruhe)

cherchiert werden. Der Marktführer DIALOG bietet eine ähnliche Datenbank u. a. mit den Zeitschriften Nucleonics Week und Inside NRC an. Die Entwicklung von Volltextdatenbanken für On-line-Recherchen wird in absehbarer Zeit stark ansteigen, da moderne Satztechniken dies nahelegen.

Interne GRS-Datenbanken

In der GRS wurden bereits frühzeitig Konzepte erarbeitet, um eigene Literatur in Datenbanken inhouse zu speichern. Als Datenbank-Management-System kommt das Produkt „Storage and Information Retrieval System“ (STAIRS) von IBM zum Einsatz. Parallel zur Entwicklung der Datenbanken wurde intern der GRS-Thesaurus Reaktorsicherheit und Strahlenschutz entwickelt, der inzwischen in der 2. Auflage 1986 vorliegt. Dieses Verzeichnis enthält ca. 2000 Fachtermini

(Deskriptoren bzw. Keywords) zu den Arbeitsgebieten der GRS. Damit kann die Literatur in den Datenbanken über die Titel hinaus auch inhaltlich beschrieben werden.

• BISS

Das „Bibliotheksinformations-System mit STAIRS“ (BISS) ist eine gemeinsame Entwicklung der IuD und der Bibliothek. Neu eingehende Literatur wird von der IuD auf der Basis des GRS-Thesaurus indiziert bzw. deskribiert. Die Datenbank ist ein Verbund beider Bibliotheksteile in Garching und Köln. Sie hat einen Datenbestand von über 16 000 Dokumenten. Mit BISS gelang es erstmals, die Bestände beider Bibliotheksteile in einem gemeinsamen Speicher zu erfassen und für beide Betriebsteile transparent darzustellen.

• GLIS

Die Datenbank „Graue Literatur Informations-System mit STAIRS“ (GLIS) wurde von der IuD und der Gruppe Information gemeinsam aufgebaut. In dieser Datenbank werden Informationsmaterialien gesammelt, die für Ad-hoc-Anfragen der Fachabteilungen oder zur Vorbereitung von Vorträgen dienen. GLIS hat inzwischen einen Datenbestand von ca. 7000 Dokumenten gespeichert, wie Broschüren, Pressemitteilungen (zum Teil im Volltext), Vorträge, Faltblätter, etc. Die GRS verfügt über umfangreiche Diabestände, die intern für Vorträge hergestellt werden. Die Kölner Sammlung mit etwa 2000 Dias ist bereits als Prototyp in GLIS erfaßt, die Garching wird 1987 folgen. Sobald die Grafikfunktion für STAIRS vorliegt, können auch die Abbildungen auf den Dias in GLIS aufgenommen werden. Als weitere Ausbaustufe ist geplant, Fachveröffentlichungen der GRS-Mitarbeiter retrospektiv in GLIS einzugeben, ihre Vorträge liegen bereits in der Datenbank vor. Damit soll das in der GRS vorhandene bzw. publizierte Firmenwissen als sogenannte Corporate Intelligence Datenbank in einem On-line-System zusammengefaßt werden.

• AIS

Das „Abteilungsinformations-System mit STAIRS“ (AIS) ist ein neuer Service der IuD für die Fachabteilungen im Sinne der oben erwähnten Informationsberatung. AIS bezeichnet spezielle Einzeldatenbanken, die für Fachabteilungen als deren autonome Informationsquellen aufgebaut werden. Bei

Bedarf konzipiert die IuD gemeinsam mit dem Fachbereich Datenverarbeitung derartige Datenbanken. Hierbei stehen die Informationsbedürfnisse der Fachabteilungen im Vordergrund. Ziel ist es, dort vorhandene Dokumentationen bzw. Karteien mit dem Komfort modernen Informationsretrievals transparent zu machen. Ende 1985 wurde das erste derartige System implementiert. Derzeit existieren fünf AIS-Datenbanken, drei in Köln und zwei in Garching. Weitere Installationen für 1987 sind bereits in der Planungsphase.

Die DV-gestützte Informationsvermittlung erlebte in den vergangenen Jahren überdurchschnittliche Entwicklungsschübe dank der rasanten technologischen Innovation auf diesem Gebiet. Während 1981 einige hundert Datenbanken on line abrufbar waren, sind es heute bereits über 3000. Im Sinne einer effektiven Informationsvermittlung wird daher die Selektion fachlich relevanter Datenbanken künftig einen wachsenden Stellenwert in der IuD einnehmen.

K.-A. Höpfner
Abt. Kommunikation



12.1 Kontakte auf internationaler Ebene

Die GRS hält Kontakte mit den verschiedensten Ländern zum Erfahrungsaustausch sowie zur direkten Beratung und Mitarbeit in Gremien und Arbeitsgruppen. Hervorzuheben sind im Berichtsjahr bilaterale Kontakte – durch spezielle Arbeits- und Informationsgespräche bzw. Teilnahme an Seminaren – zu den Ländern

Ägypten	Japan	USA
Argentinien	Jugoslawien	VR-China
Australien	Kanada	
Brasilien	Korea	
Finnland	Mexiko	
Frankreich	Portugal	
Großbritannien	Schweden	
Indien	Schweiz	
Indonesien	Spanien	
Italien	Türkei	

12.2 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“,
- zur AEE (Atomic Energy Establishment) in Ägypten mit dem Aufgabenschwerpunkt „Sicherheitsanalyse von Druckwasserreaktoren“,
- zum JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute) in Japan für das 2D/3D-Projekt,
- nach den USA zur Mitarbeit beim LOFT-Projekt (Loss of Fluid Test) und beim LANL (Los Alamos National Laboratory) sowie für das GRS-Verbindungsbüro in Washington.

12.3 Tätigkeiten für ausländische Stellen

Das seit Jahren stetig wachsende Arbeitsvolumen für ausländische Stellen wurde im Berichtsjahr nochmals deutlich gesteigert. Als besonderer Erfolg kann gewertet werden, daß der GRS eine Beteiligung an den EG-Vorhaben ESPRIT und BRITE gemeinsam mit britischen, französischen und spanischen Partnern gelungen ist. Dies bedeutet für die GRS gleichzeitig einen Einstieg in den nicht-nuklearen Markt. Die wesentlichen Einzelvorhaben sind nachfolgend aufgeführt.

- ESPRIT-PAQO: Mitarbeit bei der Entwicklung einer automatisierten Überwachung zur Fehlervorhersage an flexiblen Fertigungszellen
- ESPRIT-REQUEST: Entwicklung und Prüfung von Methoden zum Nachweis der Zuverlässigkeit komplexer Softwareprogramme
- BRITE: Erstellung selbstlernender Software für die Überwachung von Prozeßanlagen
- Entwicklung von Methoden und Erheben von Zuverlässigkeitskenngrößen für eine Chemieanlage in Spanien
- Durchführung von Transientenanalysen für die neue DWR-Baulinie in England
- Durchführung von Transienten- und Notkühlanalysen für ein 500-MWe-Kernkraftwerk russischer Bauart in Finnland
- Beratung der schwedischen Genehmigungsbehörde SKI im Zusammenhang mit der Bewertung der von den Betreibern vorgeschlagenen schadensmindernden Maßnahmen bei hypothetischen Kernschmelzunfällen
- Abschluß der sicherheitstechnischen Bewertung des schwedischen ASEA-Heizreaktorkonzeptes SECURE
- Unterstützung bei der Bewertung der ergonomischen Aspekte der Warte des Kernkraftwerkes Leibstadt in der Schweiz
- Fortführung der probabilistischen Sicherheitsanalyse für das chinesische Kernkraftwerk QINSHAN gemeinsam mit chinesischen Experten
- Durchführung spezieller Sicherheits- und radiologischer Analysen für die EG

- Abschluß von Vereinbarungen mit ANS (England), TRILLO und TECNATOM (Spanien), Institut „Jozef Stefan“ und Universität Zagreb (Jugoslawien) über die Nutzung von GRS-Analysecodes
- Beratung bei der Inbetriebnahme des Kernkraftwerkes Krsko in Jugoslawien
- Beteiligung an einer europäischen Vergleichsrechnung (Benchmark) zur Zuverlässigkeitsbewertung von Sicherheitssystemen in Kernkraftwerken.

12.4 Veranstaltungen

Im Berichtsjahr hat die GRS folgende wichtige internationale und nationale Veranstaltungen ausgerichtet bzw. sich substantiell daran beteiligt:

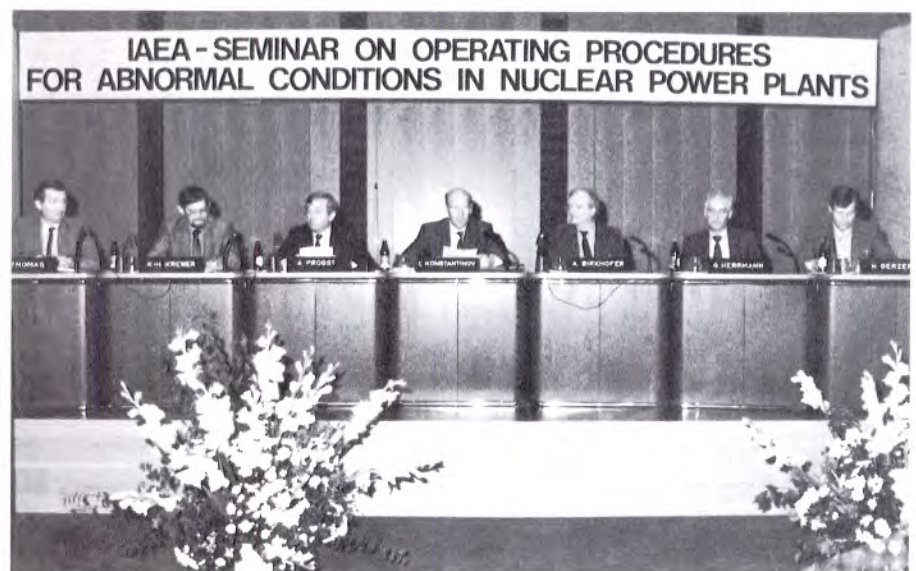
- „Seminar on Operating Procedures for Abnormal Conditions in Npps“ der IAEA

Auf Einladung der IAEA trafen sich mehr als 200 Fachleute vom 23. bis 27. Juni 1986 in München, um sicherheitsgerichtete Einflußmöglichkeiten des Betriebspersonals bei Störfällen und Unfällen zu diskutieren. Staatssekretär Dr. A. Probst (BMFT) als Vertreter der gastgebenden Bundesrepublik

Deutschland wies in seiner Begrüßung auf die Bedeutung eines internationalen Erfahrungsaustausches für die Erhöhung der Sicherheit hin. Obwohl lange vorher geplant, bekam das Seminar durch den Unfall in Tschernobyl eine besondere Aktualität, die sich auch in einem regen Interesse der Medien niederschlug. Die Veranstaltung wurde von der GRS im Auftrag des BMFT ausgerichtet.

- Schweizerisch-deutsche Klausurtagung über Entsorgung radioaktiver Abfälle

In der Schweiz fand am 26./27. Juni eine von der GRS initiierte Klausurtagung über die Entsorgung radioaktiver Abfälle statt. Die Schweiz war durch die Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (NAGRA) und das Eidgenössische Institut für Reaktorforschung (EIR) vertreten. Aus der Bundesrepublik Deutschland nahmen außer der GRS noch Vertreter der GSF, PTB, KFA und des BMU teil. Wesentliche Gesprächsthemen waren die Langzeitsicherheit von Endlagern, der Zeitrahmen, in dem Sicherheitsanalysen sinnvoll durchgeführt werden sollten, aber auch Fragen über Anforderungen an Abfallgebinde für die Betriebs- und Nachbetriebsphase von Endlagern sowie die Produktkontrolle.



IAEA-Seminar in München im Juni 1986

- „Post-Accident Review Meeting on the Chernobyl Accident“ der IAEA

Vom 25. bis 29. August 1986 veranstaltete die IAEA in Wien ein internationales Expertentreffen, auf dem sowjetische Fachleute über die bis dahin bekannten Ursachen, Abläufe und Folgen des Unfalls umfassend und offen berichteten. Das Interesse der internationalen Fachwelt war derartig groß, daß die IAEA die Teilnehmerzahl begrenzen mußte. Die GRS unterstützte den BMU bei der Vorbereitung und Aufarbeitung dieser Veranstaltung und war auch mit mehreren Fachleuten in der deutschen Expertengruppe vertreten, die an der Veranstaltung teilnahm.

- Deutsch-indonesisches Seminar über Akzeptanz, Entsorgung und nukleare Sicherheit

Das von der Bundesrepublik Deutschland (BMFT) und Indonesien (BATAN) gemeinsam veranstaltete und vom BMFT finanzierte Seminar fand vom 7. bis 9. Oktober 1986 in Jakarta statt. Die von etwa 300 indonesischen Teilnehmern besuchte Veranstaltung stand im Zusammenhang mit der baldigen Inbetriebnahme des MPR 30-Forschungsreaktors von Interatom in Serpong und einer möglichen Entscheidung Indonesiens für die Nutzung der Kernenergie. Die 20 Fachvorträge — drei davon von Angehörigen der GRS — und intensiven Diskussionen wurden eingerahmt von Besuchen der Forschungsstätten Serpong und Jokjakarta.

- Endlagerseminar in Schweden

Der im Juni 1986 in der Schweiz begonnene internationale Erfahrungsaustausch über Aspekte der Endlagerung radioaktiver Abfälle wurde vom 20. bis 24. Oktober 1986 in Stockholm fortgesetzt. Die Teilnehmer der bundesdeutschen Delegation kamen vom BMU, von der PTB und von der GRS, die den Erfahrungsaustausch organisiert hatte. Die schwedischen Gesprächspartner waren der zukünftige Betreiber der Endlager, Svensk Kärnbränsle Hantering AB (SKB), und die zuständige Genehmigungsbehörde, Statens Kärnkraftinspektion (SKI). In Ergänzung zu den Gesprächen konnten die Einrichtungen des Zwischenlagers für abgebrannte Brennelemente CLAB in Oskarshamn, das Seetransportsystem MS Sigyn und die Baustelle des Endlagers für schwach- und mittelaktive Abfälle SFR, das vor der Ostküste Schwedens bei Forsmark im Granit errichtet wird, besichtigt werden.

- XII. Reaktortagung der Spanischen Kerntechnischen Gesellschaft

Vom 3. bis 5. November 1986 fand in Salamanca die jährliche Reaktortagung der Spanischen Kerntechnischen Gesellschaft statt, auf der alle mit dem spanischen Kernenergieprogramm befaßten Gruppen vertreten waren: Behörden, Betreiber, Hersteller, Architect-Engineers und Angehörige von Forschungseinrichtungen. Im Rahmen der 200 Vorträge wurde seitens der GRS über die Phase B der Deutschen Risikostudie und einige wichtige Forschungsprojekte zur Erhöhung der Sicherheit und Optimierung des Betriebs berichtet.

Mitarbeit in nationalen und internationalen Gremien

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 des Innern (BMI) bzw. Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU)

Der Bundesminister des Innern bzw. 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 2 SSK-Ausschüssen ist die GRS mit je einem Mitarbeiter vertreten.

- Kerntechnischer Ausschuß (KTA)

Für den Kerntechnischen Ausschuß als regelgebendes Gremium stellt die GRS 1 Mitglied und 2 Ersatzmitglieder. Ferner waren 11 GRS-Sachverständige an den Arbeiten in 12 KTA-Unterausschüssen beteiligt. An den 54 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 4 GRS-Mitarbeiter waren in den folgenden ständigen IAEA-Gremien tätig:

- International Safety Advisory Group (INSAG)
- Senior Advisory Group (SAG)
- 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 (BVKA5)
- 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)“. 7 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.

In 10 Subgroups/Taskgroups waren weitere 5 GRS-Mitarbeiter tätig.

- Sonstige internationale Tätigkeiten

Ein GRS-Angehöriger ist Mitglied der österreichischen Reaktorsicherheitskommission.

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

Nach Gruppen gegliedert, wurden 1985 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 des Innern bzw. des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit wurden Schriften erarbeitet, gedruckt und versandt.

Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften

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

Vorträge

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



GRS-Berichtsreihen

● Jahresbericht

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

● GRS-Berichte

GRS-Berichte erscheinen seit dem 1.1.1977. Sie enthalten Darstellungen allgemein interessierender Themen der Reaktorsicherheit, RSK-Empfehlungen oder Niederschriften von Tagungen, die die GRS veranstaltet bzw. organisatorisch betreut. Darüber hinaus sind in dieser Reihe auch Berichte zu ausgewählten wissenschaftlich-technischen Themen enthalten, die vor allem den Fachmann ansprechen, der sich eingehender über bestimmte Spezialgebiete informieren will. Alle GRS-Berichte haben ein Report-Siegel mit laufender Nummer und Datum. Im Berichtszeitraum sind folgende GRS-Berichte erschienen:

Entwicklungen zur Leittechnik in Kernkraftwerken, Tagungsbericht, 9. GRS-Fachgespräch, München, 7. – 8.11.1985, GRS-61 (Februar 1986)

*Optimierung von Brandschutzmaßnahmen und Qualitätskontrollen in Kernkraftwerken
Eine Studie der GRS und der Arbeitsgemeinschaft Brandschutz in Kernkraftwerken (ABK)
GRS-62 (September 1985)*

*Hesse, U., W. Denk und H. Deitenbeck:
OREST — Eine direkte Kopplung von HAMMER und ORIGIN zur Abbrandsimulation von LWR-Brennstoffen — Version 1984 —
GRS-63 (November 1986)*

● Stellungnahmen zu Kernenergiefragen

In den Stellungnahmen zu Kernenergiefragen wird der Notwendigkeit Rechnung getragen, die in der Öffentlichkeit kontrovers dis-

kutierten Vor- und Nachteile der Kernenergie zu versachlichen. Sie tragen das Report-Siegel GRS-S mit Nummer und Datum. Im Berichtszeitraum erschienen:

*Der Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl
GRS-S-39 (Juni 1986)*

*Neuere Erkenntnisse zum Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl
GRS-S-40 (November 1986)*



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 erschien eine Ausgabe dieser Translations. Außerdem wurden fünf KTA-Regeln übersetzt und versandt.

● 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 des Innern (BMI) übernahm die GRS im Berichtszeit-

raum Zusammenstellung, Druck und Versand für;

Handbuch Reaktorsicherheit und Strahlenschutz
Hrsg.: Der Bundesminister des Innern, 10. Ergänzung,
Juni 1986

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

*Übersicht über besondere Vorkommnisse in Kernkraft-
werken der Bundesrepublik Deutschland für das Jahr
1985*

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

Im Berichtsjahr sind die folgenden Bände
der „Veröffentlichungen der Strahlenschutz-
kommission“ erschienen:

*Band 3: Berechnungsgrundlage für die Ermittlung von
Körperdosen bei äußerer Strahlenexposition durch
Photonenstrahlen und Berechnungsgrundlage für die
Ermittlung von Körperdosen bei äußerer Strahlenexpo-
sition durch Elektronen, insbesondere durch β -Strah-
lung*

*Band 4: Medizinische Maßnahmen bei Kernkraftwerks-
unfällen*

*Band 5: Auswirkungen des Reaktorunfalls in Tscherno-
byl in der Bundesrepublik Deutschland*

Hrsg.: Der Bundesminister des Innern (Band 3 und 4)
und der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und
Reaktorsicherheit (Band 5)

Gustav Fischer Verlag, Stuttgart, New York, 1986



Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften

Von GRS-Sachverständigen, zum Teil auch
in Zusammenarbeit mit Autoren anderer
Institutionen sind nachfolgende Veröffent-
lichungen in Büchern und Fachzeitschriften
erschienen, die dem jeweiligen Presseorgan
zu entnehmen sind:

Azodi, D., und J. Sievers:
*Bruchmechanische Analysen an geschädigten Rohr-
leitungen — Mitwirkung der GRS (SR 271/2) am „De-
graded Piping Program“ der USNRC*
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlen-
schutz“, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Natur-
schutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-123

Beraha, D.:
Rechnergestützte Kernüberwachung
„Technische Mitteilungen“ 1(1986)

Birkhofer, A.:
Was leisten Risikostudien?
atw 8/9 (1986)

Birkhofer, A.:
*Trends in Information-Processing and -Presentation for
Reliable Nuclear Power Plant Operation*
*Proceedings Enlarged Halden Program Group Meeting
on Fuel Performance Experiments and Analysis and
Computerized Man-Machine-Communication*
HPR-307/2

Birkhofer, A., und H. Weidlich:
*Normen und Sicherheitsvorschriften im internationa-
len Vergleich*
Tagungsbericht: „Kerntechnik — Der internationale
Markt“, DAIf, Bonn, Oktober 1985

Bracht, K., G. Herbold, E. Kersting (GRS) und
W. Korbach (TÜV Rheinland):
*Untersuchung von Wärmeabfuhrmöglichkeiten aus ei-
nem Kernkraftwerk mit DWR nach zeitlich begrenztem
Ausfall der Wechselstromversorgung*
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlen-
schutz“, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Natur-
schutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-118

Bracht, K., A. Kraut, F. Schleifer und W. Werner:
*Vorstudie zur Durchführung einer Level 1 Risikoanaly-
se für Siedewasserreaktoren*
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlen-
schutz“, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Natur-
schutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-119

Clemente, M., und S. Langenbuch:
*Analysis of the Intermediate Increase of Power after
Scram in the LOFT-Experiment LP-FP-1*
„Thermal Hydraulic EASR of LP-FP-1“, Proceedings of
LP-FP1 LOFT Review Group Meeting, Tokai-Mura,
April 1986

Felkel, L.:
*STAR GENERIS — Ein Softwarepaket zur Informa-
tionsaufbereitung — Konzept und Anwendung —*
Technische Mitteilungen 1 (1986)

Felkel, L.:
*STAR GENERIS — A Generic Software Package En-
hancing Reliability and Availability of Nuclear Power
Plants*
*Proceedings 13th Inter-RAM, Niagara Mohawk Corp.,
Syracuse, 2. — 5.6.1986*

Frisch, W., J.E. Miró und T. Voggenberger:
*Sicherheitsaspekte bei der Verbesserung des Anlagen-
verhaltens für Transienten*
Atomkernenergie/Kerntechnik Vol. 49, Nr. 1/2 (1986)

Frisch, W., und J.E. Miró:
*Transient Analysis: Objectives, Methods and Applica-
tion*
Nuclear España, 42, April 1986

Frisch, W., A. Schäfer, V. Teschendorf und K. Wolfert:
*Development, Validation and Application of Advanced
Thermohydraulic Codes*
Atomkernenergie-Kerntechnik Vol. 49, Nr. 1/2, (1986)

Goßner, S., und D. Wach:
*Beurteilung und Qualifizierung neuer Leittechnik im
Sicherheitsverantwortung*
Technische Mitteilungen 1 (1986)

Goßner, S.:
*Erfassung, Zusammenstellung und kritische Analyse
technischer Anforderungen an Bauteile und Qualifizie-
rungsverfahren bei Neuqualifizierung und wiederkeh-
renden Prüfungen von sicherheitstechnisch relevan-
ten elektrischen Einrichtungen in Kernkraftwerken*
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlen-
schutz“, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Natur-
schutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-122

Gruner, P., J. Jonczyk und H. Schulz:
*Prüfung strukturdynamischer Analysemethoden auf
ihre Anwendbarkeit im Genehmigungsverfahren.
Neuere Erfahrungen, Erkenntnisse und Tendenzen
zum Erdbenenlastfall*
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit, BMU-1986-132

Haunhorst, H., und P. Hömke:
*Untersuchung von besonderen Vorkommnissen an
leittechnischen Einrichtungen im Hinblick auf Anfor-
derungen an Qualitätssicherungsmaßnahmen*
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit, BMU-1986-129

Hauptmanns, U., und H. Seel:
*Estudios de fiabilidad y su aplicacion en plantas nu-
cleares y de proceso (Zuverlässigkeitsuntersuchun-
gen und ihre Anwendung auf Kernreaktoren und Pro-
zeßanlagen)*
Nuclear España, 42, April 1986

Hauptmanns, U.:
Analisis de Arboles de Fallos (Fehlerbaumanalyse)
Ediciones bellaterra, Barcelona, 1986

Hesse, U.:
*Verifikation des Abbrandprogrammsystems OREST
(HAMMER-ORIGEN) an Nachbestrahlungsanalysen
von Mischoxidbrennstoff des Reaktors Obrigheim*
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlen-
schutz“, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Natur-
schutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-116

Hesse, U.:
*Verifikation des Abbrandprogrammsystems OREST
(HAMMER-ORIGEN) an den Nachbestrahlungsanaly-
sen der Brennelemente BE-168, 170, 171 und 176 des
Reaktors Obrigheim*
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlen-
schutz“, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Natur-
schutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-117

- Heuser, F.W., A. Höfler und H. Schulz:
Analysis of Severe Accidents and Estimates of Ultimate Loading Capacity of the Steel Containment
Proceedings of the 3rd Workshop on Containment Integrity, NUREG/CP-0076, SAND 86-0618, August 1986
- Hicken, E.F.:
Reaktorsicherheit
Kapitel 5.3 in: Handbuch der Kernenergie, Kompendium der Energiewirtschaft und Energiepolitik, Band 2, Econ Verlag, Düsseldorf, Wien, 1986
- Hicken, E.F., A. Jahns, und K. Wolfert:
Thermal Hydraulics Experiments and Considerations on More Realism in Safety Guidelines Related to Transients and LOCAs in the FRG
Proceedings of 2nd International Topical Meeting on Nuclear Power Plant Thermal Hydraulics and Operation, Tokio, 21. – 25.4.1986
- Hoeld, A., D. Beraha und O. Lupas:
PWR and DWR Real-time Simulation for Core Surveillance and Digital Control
ANS Order No. 700114, ISBN 89448-125-8
- Hoeld, A.:
The Nonlinear U-tube Steam Generator Code UTSG-2 for Transient and ATWS Studies
Proceedings of the BNES 3rd International Conference on „Boiler Dynamics and Control in Nuclear Power Station“, Harrogate, 21. – 25.10.1985, Paper 14, 1986
- Holtschmidt, H.:
Zur Emission radioaktiver Stoffe aus Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren im Normalbetrieb
RWTH Aachen, Lehrgebiet für Strahlenschutz in der Kerntechnik, Dissertation 1986
- Jahns, A., und T.P. Speis (USNRC):
Risk Assessments for Nuclear Safety
Proceedings of the NEA Seminar on Interface Questions in Nuclear Health and Safety, OECD, Paris, 1985
- Jonczyk, J., und W. Abeln:
Prüfung struktureller Analysemethoden auf ihre Anwendbarkeit im Genehmigungsverfahren. Teil II: Rechnerische Analysen von linearen Systemen
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-126
- Kersken, M., und H. Schüller:
Zuverlässigkeit der Hard- und Software von Rechnern
Technische Mitteilungen 1 (1986)
- Langenbuch, S., K.-D. Schmidt und J.P. Weber:
Review of Advanced Methods for Light Water Reactor Thermohydraulic Core Analysis
Atomkernenergie/Kerntechnik, Vol. 49, Nr. 1/2 (1986)
- Liemersdorf, H., und R. Wittmann (KWU):
Brandschutz in Kernkraftwerken. Gemeinsamkeiten und Abweichungen, dargestellt im Vergleich zwischen den USA und der Bundesrepublik Deutschland
VGB Kraftwerkstechnik 7 (1986)
- Meier, S.E., und D. Müller-Ecker:
Auswirkungen der mechanischen Belastungen einer unkontrollierten Leistungsexkursion auf den Reaktortank und die Einbauten des SNR-300; Abschlußbericht zu Rechnungen für den SNR-300 mit dem Programm SEURBNUK/EURDYN (V6)
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-127
- Meier, S.E., D. Müller-Ecker und W.Ch. Müller:
Best Estimate Analysis with Thermal Hydraulic Codes Including Fluid-Structure Interactions
Atomkernenergie/Kerntechnik, Vol. 49, Nr. 1/2 (1986)
- Mielke, H.G.:
Endlagerung radioaktiver Abfälle – Übersicht über technische Konzepte im internationalen Bereich
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-125
- Nickel, H., F. Schubert, H.H. Over (KFA) und K. Bieniussa (GRS):
Metallische Komponenten für Hochtemperatur-Reaktoranlagen, Auslegungsphilosophie und Integritätskonzept
atw 3 (1986)
- Olma, B.:
Computerized Burst Pattern Processing in Acoustic Monitoring of Nuclear Power Plants
Proceedings of the 4th IMEKO International Symposium on Technical Diagnostics, 13. – 15.10.1986, Kupari-Dubrovnik
- Saglietti, F., und W. Ehrenberger:
Consideration on Software Diversity on the Basis of Experimental and Theoretical Work
Proceedings of the 3rd ESPRIT Conference 1986
- Saglietti, F., und W. Ehrenberger:
Software Diversity – Some Considerations about its Benefits and its Limitations
Proceedings of the 5th IFAC Workshop SAFECOMP'86
- Schweigert, J.:
Mögliche Ursachen systematischer Ausfälle der Stromversorgung redundanter Komponenten des Sicherheitssystems und Maßnahmen zu ihrer Verhinderung. Teil1: Ursachen und Auswirkungen von Übergängen zwischen verschiedenen Betriebszuständen
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-124
- Sievers, J.:
Anwendung zähbruchmechanischer Ansätze bei Thermoschockbelastung
Intern. FEM-Congress, edited by IKOSS GmbH, 1986
- Sievers, J., und A. Höfler:
Application of the J-Integral Concept to Thermal Shock Loadings
Nuclear Engineering and Design, 96 (1986)
- Sunder, R., und D. Wach:
Überwachungs- und Diagnosesysteme zur Schadenfrüherkennung
Technische Mitteilungen 1 (1986)
- Sunder, R., und D. Wach:
DWR-Schwingungsüberwachung. Internationaler Status
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-120
- Sunder, R., und D. Wach:
Operational Experiences with Vibration Monitoring and Loose Parts Detection in German LWRs
Proceedings of a CSNI Specialists' Meeting, NEA/OECD, Paris 1986
- Thomas, W., U. Hesse und E. Kramer:
Sicherheitstechnische Analyse zur thermischen Rezyklisierung in der Bundesrepublik Deutschland
Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“, Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, BMU-1986-115
- Trambauer, K.:
Analysis of Steam Generator U-Tube Rupture Transients
Atomkernenergie/Kerntechnik, Vol. 49, Nr. 1/2 (1986)
- Wahba, A.B., und W. Pointner:
Thermal Hydraulics of LOFT Large Break Experiments and its Simulation with DRUFAN-02
Proceedings CNS/ANS 2nd International Conference on Simulation Methods in Nuclear Engineering, Vol. 1, 1986
- Wahba, A.B.:
Post-Test Calculation of the OECD LOFT Experiment LP-LB-1 Using DRUFAN-02
OECD-LOFT-T-3506 (1986)
- Wahba, A.B., und E.F. Hicken:
Ten Years of Experimenting in the Loss-of-Fluid-Test (LOFT) Facility
Atomkernenergie/Kerntechnik, Vol. 49, Nr. 1/2 (1986)
- Weingarten, J., und B. Olma:
Akustische Überwachung des Ent- und Beladens von Brennelementen
VGB-Kraftwerkstechnik 6 (1986)
- Wolfert, K., und J. Brittain (UKEA):
CSNI Validation Matrix for PWR and BWR Codes
NUREG/CP-0081 (1986)
- Wurtinger, W., D. Gründer, H.G. Mielke und L. Sütterlin:
Accidental Release from Radioactive Waste Packages
Transportation Research Board, National Research Council, Washington D.C., State of the Art, Report 3



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.

Azodi, D.:

- Elastic-Plastic Fracture Round-Robin Predictions of J-R Curves from an Edge-Notched Tension Specimen – Finite Element Results and Comparisons
- Elastic-Plastic Fracture Round-Robin Predictions of J at Crack Initiation from an Internal Circumferential Surface Cracked Pipe – Estimation Scheme Results
- Elastic-Plastic Fracture Round-Robin Predictions of J at Crack Initiation from an Internal Circumferential Surface Cracked Pipe – Finite Element Results and Comparisons

Pressure Vessels and Piping Conference and Exhibition, Chicago, 22. – 24. 7. 1986

Bauernfeind, V. (GRS), und W. Pache (BBR):

Untersuchung der Schwingungsanregung für Reaktor-druckbehältereinbauten durch Korrelationsanalyse dynamischer Drucksignale aus dem Warmprobetrieb eines Druckwasserreaktors

Jahrestagung Kerntechnik '86, Aachen, 8. – 10.4.1986

Bauernfeind, V. (GRS), und R.J.K. Moorthy (BARC, India):

Sensitivity Studies Using an Analytical Vibration Model of a Four-Loop PWR

19th Informal Meeting on Reactor Noise, Rom, 4. – 6.6.1986

Beliczey, S., und H. Schulz:

Nutzung bruchmechanischer Methoden und von Betriebserfahrung bei der Formulierung von Eintrittshäufigkeiten für Lecks in Rohrleitungen von Druckwasserreaktoren

12. MPA-Seminar, Stuttgart, 9. – 10.10.1986

Berg, H.P. (PTB), F. Lange, W. Müller (GRS), B. Tomauske (PTB), und W. Wurtinger (GRS):
Safety Analysis as a Basis for the Design and Construction of the Konrad Repository
IAEA International Symposium on the Siting, Design and Construction of Underground Repositories for Radioactive Wastes
Hannover, 3. – 7.3.1986

Biesold, H.:

Radioökologische Abschätzungen zur Kontamination von Lebensmitteln nach dem Reaktorunfall in Tschernobyl

Rundtischgespräch „Reaktorunfall in Tschernobyl – welche Konsequenzen ergeben sich für die Hersteller von Säuglings- und Kleinkindernahrung?“ Bundesverband der Diätetischen Lebensmittelindustrie e.V., Frankfurt, 25.7.1986

Bieniussa, K. (GRS), und F. Schubert (KFA):

Methoden zur Lebensdauervorhersage von Hochtemperaturkomponenten mit Regelwerken und mit inelastischen Analysen

DGM-Fachkonferenz „Lebensdauervorhersage bei Hochtemperaturwerkstoffen“, Königstein, 19. – 21.3.1986

– Bieniussa, K., und H.-J. Olligschläger:

Results of Design by Elastic and Inelastic Analysis, Conclusions for a FBR-Component

– Bieniussa, K., und H. Reck:

German Codes and Standards on Nuclear Power Plant Components and Recent Code Activities for Advanced Reactor Types

– Bieniussa, K., et al.:

Life-time and Creep Ratcheting Calculation of Two Typical HTR-Components

– Bieniussa, K., et al.:

Methods for Life-time Predictions for High-Temperature Components Using Structural Design Codes and Inelastic Analysis

Vorträge 2nd International Seminar on Standards and Structural Analysis in Elevated Temperature Applications for Reactor Technology, Venedig, 15. – 17.10.1986

Birkhofer, A., und K. Köberlein:

Data Situation and the Quality of Risk Assessment
5th EUREDATA Conference, Heidelberg, 9. – 11.4.1986

Birkhofer, A.:

Was leisten Risikostudien?

Jahrestagung Kerntechnik '86, Aachen, 8. – 10.4.1986

Birkhofer, A.:

Konsequenzen aus Tschernobyl

Tagung der Fachgruppe „Nuklearchemie“ der Gesellschaft Deutscher Chemiker, Regensburg, 29.9.1986

Brenig, H.W., und B. Schwinges:

The Calculation of Fire Effects in the Containment of Nuclear Power Plants

ANS/ENS Topical Meeting on Operability of Nuclear Power Systems in Normal and Adverse Environments, Albuquerque, New Mexico, 29.9. – 3.10.1986

Broich, H.J.:

Entsorgung im Kernbrennstoffkreislauf

Vortragsreihe der KAB, Ortsverband Jüchen, Jüchen, 9.9. und 11.11.1986

Butz, H.P., und H. May:

Leben mit Strahlung

Podiumsdiskussion mit Vertretern der Ärztekammer anlässlich der Kölner Gesundheitstage 1986, 27.7.1986

Felkel, L.:

STAR-GENERIS – A Generic Software Package Enhancing Reliability and Availability of Nuclear Power Plants

13th Inter-RAM (Reliability, Availability, Maintainability), Syracuse, New York, 2. – 5.6.1986

Friederichs, H.-G., F. W. Heuser und J. Rohde:

Unfallarten und Freisetzungskategorien

Jahrestagung Kerntechnik '86, Aachen, 8. – 10.4.1986

Friederichs, H.-G.:

Freisetzung von radioaktiven Stoffen

„Der Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl“ Bericht über die IAEA-Konferenz, GRS, Köln, 16.9.1986

Friederichs, H.-G.:

Fission Product Source Term in Severe Accident Situation

CEC-Seminar „Studies of Severe Accidents in LWRs“, Brüssel, 10. – 12.11.1986

Friederichs, H.-G., und E. Schrödl:

Neuere Ergebnisse zur Spaltproduktfreisetzung aus dem Kern und Reaktorgebäude bei Unfällen
GRS-Fachgespräch, Köln, 12. – 13.11.1986

Frisch, W.:

Pressurized Water Reactor Transients

Seminar on „Thermohydraulic Problems Related to PWR-Safety“, Ispra, 24.2.1986

Frisch, W.:

Analyse des Ereignisablaufs bis zur Kernzerlegung
„Der Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl“, Bericht über die IAEA-Konferenz, GRS, Köln, 16.9.1986

Frisch, W.:

Preliminary Evaluation of the Initiating Phase of the Chernobyl Accident

XII. Reunion Anual de la SNE, Salamanca, 3. – 5.11.1986

Frisch, W., und J. Miró:

Investigación y desarrollo como medio para aumentar la seguridad y optimizar la operación en C.N.

XII. Reunion Anual de la SNE, Salamanca, 3. – 5.11.1986

Frosch, H.G., und H. Löffler:

Analysis of Accelerated Flows through Perforated Plates with SIMMER-II

International Conference on the Science and Technology of Fast Reactor Safety, Guernsey, 12. – 16.5.1986

Glaeser, H.:

LP-FP-1 Early Upper Plenum Injection Study with TRAC-PF-1 / Mod. 1 (12.3)

Experts' Meeting on LP-FP-1 Analysis, Würenlingen, 28.2.1986

- Glaeser, H.:
Comparison of Experimental Data with Pretest Calculation for UPTF Subcooled Tie Plate CCF Test (TRAC-PF-1, 12.5.)
2D/3D Coordination Meeting, Tokai-Mura, 21. – 23.4.1986
- Glaeser, H.:
LP-FP-1 Posttest Calculation with TRAC-PF-1/Mod. 1 (12.5)
OECD-LOFT Program Review Group Meeting, Madrid, 20. – 21.11.1986
- Glaeser, H.:
– Karlstein Subcooled Injection Posttest Calculations with TRAC-PF-1 (12.5)
– UPTF TRAC-PF-1 Input Deck Check-Broken Hot Leg Pressure Drop
2D/3D Analysis Meeting, Erlangen, 5., 6. und 13.6.1986
- Glaeser, H.:
– Calculation for UPTF No. 12 (Run 014)-Subcooled Tie Plate CCF-Test-with TRAC-PF-1 (12.5)
– Karlstein Upper Tie Plate CCF Test Calculations with TRAC-PF-1 (Version 11.1 and 12.5)
Specialists' Meeting of Code Users, Erlangen, 9. – 11.6.1986
- Glaeser, H.:
– Posttest Calculations of UPTF Test No. 12 (Run 014)-Subcooled Tie Plate Test-with TRAC-PF-1 (12.5 and 12.8)
– TRAC Code Problems and Evaluations
2D/3D Coordination Meeting, Washington D.C., 21. – 24.10.1986
- Goßner, S.:
Qualification of C + I Systems Using New Technology Components
10th Meeting of the IAEA International Working Group on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation, Wien, 3. – 5.3.1986
- Goßner, S.:
Beurteilung und Qualifizierung neuer Leittechnik mit Sicherheitsverantwortung
IKE-Kolloquium, Stuttgart, 4.7.1986
- Gründler, D.:
Bestimmung von Leitnuklidaktivitäten
Schweizerisch-Deutsche Klausurtagung „Langzeitsicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle“, Grimsel, 26. – 27.6.1986
- Gründler, D., H.W. Brenig, und W. Wurtinger:
Release of Radioactivity out of Waste Packages under Thermal Stress
19th DOE/NRC Nuclear Air Cleaning Conference, Seattle, Washington, 17. – 21.8.1986
- Gründler, D., und H.G. Mielke:
Safety Analysis Performed for the Operational Phase of the Konrad Repository
SBK/SKI-GRS/BMU/PTB-Meeting on „Safety Aspects of Repositories“, Stockholm, 20. – 24.10.1986
- Gumprecht, D., et al.:
Possibilities and Limits of the Application of the Collective Dose-A Recommendation of the Radiation Protection Commission of the FRG
International Symposium on the Optimization of Radiation Protection, Wien, 10. – 14.3.1986
- Hauptmanns, U.:
Chemical Plant Safety Analysis Using Fault Trees
5th International Symposium „Loss Prevention and Safety Promotion in the Process Industries“, Cannes, 15. – 19.9.1986
- Hauptmanns, U.:
Probabilistic Risk Analysis for Nuclear Power Plants
German-Indonesian Seminar on Public Acceptance, Waste Management, and Nuclear Safety, Jakarta, 7. – 9.10.1986
- Hauptmanns, U.:
Resultados escogidos de la fase B del estudio alemán de riesgo
XII. Reunion Anual de la SNE, Salamanca, 3. – 5.11.1986
- Heuser, F.W.:
Main Results of the German Risk Study, Phase B
CEC-Seminar „Studies of Severe Accidents in LWRs“, Brüssel, 10. – 12.11.1986
- Heuser, F.W.:
Risikountersuchungen zu Unfällen in Kernkraftwerken
GRS-Fachgespräch, Köln, 12. – 13.11.1986
- Hicken, E.F., und A. Birkhofer:
Important Safety Issues in the FRG
2nd International Topical Meeting on Nuclear Power Plants Thermal Hydraulics and Operations, Tokio, 21. – 25.4.1986
- Hicken, E.F., A. Jahns und K. Wolfert:
Thermal Hydraulic Experiments and Considerations on more Realism in Safety Guidelines Related to Transients and LOCAs in the FRG
2nd International Topical Meeting on Nuclear Power Plants Thermal Hydraulics and Operations, Tokio, 21. – 25.4.1986
- Hicken, E.F.:
Ereignisablauf ab Kernzerlegung, durchgeführte und geplante Maßnahmen zur Schadensbegrenzung
„Der Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl“ Bericht über die IAEA-Konferenz, Köln, GRS, 16.9.1986
- Höfler, A., F.W. Heuser und H. Schulz:
Analysis of Severe Accidents and Estimates of Ultimate Loading Capacity of the Steel Containment
3rd Workshop on Containment Integrity, Washington D.C., 21. – 23.5.1986
- Hoeld, A.:
Introduction to Transient Analysis (Application of the Code ALMOD-4/UTSG-2)
Shanghai Nuclear Energy Research and Dev.Int. (SNERDI), Shanghai, 12. – 16.5.1986
- Hoeld, A.:
Westinghouse-Type Natural Circulation U-Tube Steam Generator with Preheater
Jozef-Stefan-Institut, Ljubljana, 6. – 16.7.1986
- Hoeld, A., D. Beraha und O. Lupas:
PWR and DWR Real-Time Simulation for Core Surveillance and Digital Control
ANS Topical Meeting on Computer Applications for Nuclear Power Plant Operation and Control, Pasco, 8. – 12.9.1986
- Hoeld, A.:
The Non-linear U-Tube Steam Generator Code UTSG-2 for Transient and ATWS Studies
BNES 3rd International Conference on „Boiler Dynamics and Control in Nuclear Power Stations“, Harrogate, 21. – 25.10.1986
- Hömke, P., E. Lindauer, und C. Verstegen:
Influences on the Failure Behavior of Components and their Importance for the Credibility of PSA-Results
CSNI-Workshop on „Probabilistic Safety Assessment as an Aid to Nuclear Power Plant Management“, Brighton, 20. – 23.5.1986
- Hörtner, H., E. Kersting und B. Pütter:
Systemtechnische und Ereignisablaufanalysen
Jahrestagung Kerntechnik '86, Aachen, 8. – 10.4.1986
- Hörtner, H.:
Zuverlässigkeitsuntersuchungen für Sicherheitssysteme und ihr Vergleich mit Auswertungen von Betriebserfahrungen
GRS-Fachgespräch, Köln, 12. – 13.12.1986
- Hohlefeld, W.:
Wiederaufarbeitungsanlage – Innere Sicherheit und Auswirkungen auf die Grundrechte
Evangelische Akademie Tutzing „WAA – Mehr als ein regionales Problem“, Tutzing, 12. – 14.5.1986
- Hohlefeld, W.:
Internationale Standards der Reaktorsicherheit und des Haftungsrechts
Öffentliche Anhörung der CDU/CSU-Bundestagsfraktion, Bonn, 2.7.1986
- Hora, A., und V. Teschendorff:
Mehrdimensionale Strömungsvorgänge beim Kühlmittelverluststörfall, Nachrechnung des SCTF-Experiments S1-08 mit dem Rechenprogramm FLUT
Jahrestagung Kerntechnik '86, Aachen, 8. – 10.4.1986
- Kirmse, R.:
The Small Leak LOCA
Ispra Course on „Thermohydraulic Problems Related to PWR Safety“, Ispra, 25.2.1986
- Kirmse, R., und V. Teschendorff:
Code System for the Description of Loss-of-Coolant Accidents: DRUFAN/FLUT
Ispra-Course on „Thermohydraulic Problems Related to PWR-Safety“, Ispra, 5.3.1986
- Kirmse, R.:
Kühlmittelverluststörfälle beim DWR – kleines Leck
10. Kurs „Sicherheit von Kernkraftwerken mit LWRs“, Karlsruhe, 5.6.1986
- Knackfuß, P., und G. Gänßmantel:
A Real-Time System Utilizing Expert Knowledge in Manufacturing Application
3rd ESPRIT-Conference, Brüssel, 29.9. – 1.10.1986

- Knackfuß, P., G. Gänßmantel, und P. Ephraim (Stewart-Hughes Ltd.):
A Concept of Fault Tolerant Operation of FMS
Working Conference on Production Systems, Bremen,
27. – 29.5.1986
- Köberlein, K.:
Ursachen und Ablauf des Unfalls in Tschernobyl
RWTH Aachen, 3.7.1986
- Kollath, K.:
Nuclear Safety Research in the FRG – Contribution to
the Licensing Process and to Plant Performance
German-Indonesian Seminar on Public Acceptance,
Waste Management and Nuclear Safety, Jakarta,
7. – 9.10.1986
- Kotthoff, K.:
Charakteristische Eigenschaften und Sicherheitskon-
zept des Tschernobyl 4-Reaktors; Eckpunkte des Er-
eignisablaufs
„Der Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl“, Bericht
über die IAEA-Konferenz, Köln, GRS, 16.9.1986
- Kotthoff, K., und U. Erven:
Stand der Analysen des Tschernobyl-Unfalls
GRS-Fachgespräch, Köln, 12. – 13.11.1986
- Kotthoff, K.:
Der Unfall in Tschernobyl
TÜV Norddeutschland, Hamburg, 14.11.1986
- Lange, F.:
Risk Assessment with INTERTRAN for a Subset of
Transport of Radioactive Materials in the FRG
IAEA International Symposium on the Packaging and
Transportation of Radioactive Materials (PATRAM 86),
Davos, 16. – 20.6.1986
- Liemersdorf, H.:
Beurteilung der Brandgefahr in kerntechnischen An-
lagen
GRS-Fachgespräch, Köln, 12. – 13.11.1986
- Liesch, K., B. Riegel, und H. Plank (KWU):
Multidimensional Representation of GPWR Primary
System in 200 % Break LOCA Calculation
14th WRSW, Gaithersburg, 27. – 31.10.1986
- Lindauer, E.:
Analysis of Scrams in German NPPs
NEA-Symposium on Reducing Reactor Scram Fre-
quency, Tokio, 14. – 18.4.1986
- Maßmeyer, K., R. Martens, und W. Pfeffer:
Fortschrittliche Ausbreitungsmodelle für Störfall-/Un-
fallanalysen
GRS-Fachgespräch, Köln, 12. – 13.11.1986
- May, H.:
Wie sicher sind die Kernreaktoren in der Bundesrepu-
blik – kalkulierbare Restrisiken?
Seminar der Wolfgang-Döring-Stiftung „Tschernobyl
– Ende der Kernenergie?“, Lünen, 21. – 22.6.1986
und Hürtgenwald-Simonskall, 28. – 29.6.1986
- Meier, S.E., und W.Ch. Müller:
Blow-Down Calculations Including Fluid-Structure Inter-
action and Valve Dynamics
4th Miami International Symposium on Multiphase
Transport and Particulate Phenomena, Miami Beach,
Florida, 15. – 17.12.1986
- Müller, W.Ch.:
Pre- and Posttest Calculations of the Fluiddynamic and
Structural Dynamic Behaviour of a Pipeline under
Blow-Down Conditions Including Valve Dynamics
5th International Conference on Pressure Surges,
Hannover, 22. – 24.9.1986
- van Niekerk, F., R. Sunder und D. Wach:
Sensitivity of Statistical Discriminants for Vibration
Monitoring
19th Informal Meeting on Reactor Noise, Rom,
4. – 6.6.1986
- Philip, G., und W. Schwarzer:
Role of Standards and Codes in Enhancing Nuclear
Safety
German-Indonesian Seminar on Public Acceptance,
Waste Management, and Nuclear Safety, Jakarta,
6. – 10.10.1986
- Preischi, W.:
Actuation System in German Nuclear Power Plants –
Design, Availability and Safety Aspects
IAEA/NPPCI Specialists' Meeting, Florenz,
1. – 3.12.1986
- Reichart, G.:
Development of Intelligent Operator Support Systems
by GRS
ANS/ENS Topical Meeting on „Advances in Human
Factors in Nuclear Power Systems“, Knoxville, Ten-
nessee, 21. – 24.4.1986
- Riegel, B.:
Studies for the Specification of Initial and Boundary
Conditions for UPTF-Test No.9 (Cold and Hot Leg Flow
Pattern) with TRAC-PF-1 (12.5)
2D/3D Coordination Meeting, Tokai-Mura,
21. – 23.4.1986
- Riegel, B.:
Pretest Calculations for UPTF Hot and Cold Leg Flow
Pattern Test (Test No. 9) with TRAC-PF-1/Mod 1, (12.5)
2D/3D Analysis Meeting, Erlangen, 5., 6., und
13.6.1986
- Riegel, B.:
Pretest Calculations for UPTF Hot and Cold Leg Flow
Pattern Test (Test No. 9) with TRAC-PF-1/Mod 1, (Ver-
sion 12.5)
1st Specialists' Meeting of Code Users, International
Code Assessment and Application Program, Erlangen,
9. – 11.6.1986
- Riegel, B.:
GPWR 200 % CLB, 5/8 ECC
2D/3D Analysis Meeting, Erlangen, 9. – 13.6.1986
- Riegel, B., und K. Liesch:
Post Test Calculation of UPTF Run 052 with TRAC-PF-1
(12.5) Preliminary Results
2D/3D Analysis Meeting, Washington D.C.,
21. – 24.10.1986
- Rohde, J., und E.F. Hicken:
Thermal Hydraulics in Severe Accidents. Where are
we and what remains to be done?
2nd International Topical Meeting on Nuclear Power
Plant Thermal Hydraulics and Operations, Tokio,
21. – 25.4.1986
- Sädtler, E. (GRS), und A. Lattka (Siemens AG):
Analysemethoden für die wissenschaftlich gestützte Diagnose
an rotierenden Aggregaten
Kolloquium „Multisensorielles System zur Deutung in-
dustrieller Szenen“, BMFT-Verbundprojekt, Karlsruhe,
15.10.1986
- Saglietti, F., und W. Ehrenberger:
Considerations on Software Diversity on the Basis of
Experimental and Theoretical Work
3rd ESPRIT-Conference 1986, Brüssel, 30.9.1986
- Saglietti, F., und W. Ehrenberger:
Software Diversity – Some Considerations about its
Benefits and its Limitations
IFAC – 5th International Workshop on Trends in Safe
Real Time Computer Systems, SAFECOMP '86, Sarlat,
15.10.1986
- Schüller, H., und M. Kersken:
Zuverlässigkeit der Hard- und Software von Rechnern
IKE-Kolloquium, Stuttgart, 11.7.1986
- Schüller, H., und L. Felkel:
A Software Concept for Advanced Information
Presentation of Future Operator Aids
TC on „Utilization of NPP Operator Aids for Enhancing
Safety in Developing Countries“, IAEA, Wien,
27. – 31.10.1986
- Sievers, J., und S. Beliczey:
Local Approach Aspects in a J-Integral Governed Ana-
lysis of Large Crack Growth
Intern. Seminar on Local Approach of Fracture, Fon-
tainebleau, 3. – 5.6.1986
- Sievers, J.:
Anwendung zählbruchmechanischer Ansätze bei Ther-
moschockbelastung
Int. Finite Element Kongreß, Baden-Baden,
17. – 18.11.1986
- Sonnenburg, H.-G.:
Simulation lokaler Geometrieeffekte beim Fluten
Seminar Kerntechnik an der TU München, 6.2.1986
- Sonnenburg, H.-G.:
CCFL Prediction with FLUT for the Fuel Element End
Box
European Two-Phase Flow Group Meeting, München,
10. – 13.6.1986
- Sütterlin, L.:
Low Level Nuclear Waste Management and Disposal
in the FRG
The 1986 Washington Conference on Low Level Nucle-
ar Waste Disposal and Cleanup, Alexandria, Virginia,
22. – 23.5.1986
- Sütterlin, L.:
Concepts and Design Criteria for the Protection of Nu-
clear Facilities Against External Impacts in the FRG
OECD Specialists' Meeting on „Systematic Compari-
son of Regulations and Licensing Procedure for Nucle-
ar Fuel Cycle Facilities Particularly with Regard to Ex-
ternal Hazards, Salamanca, 9. – 11.12.1986

- Sunder, R., und A. Schütte (RWE):
Vibration Monitoring of Reactor Internals in German PWRs to Enable Structural Degradation Prewarning and Inspection Focussing
International Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, San Diego, 2. – 6.2.1986
- Sunder, R., und J. Weingarten (GKN):
10 Years Experience in Noise Analysis GKN Pressurized Water Reactor
19th Informal Meeting on Reactor Noise, Rom, 4. – 6.6.1986
- Teschendorf, V.:
Thermohydraulic Phenomena During the Reflood Phase of a PWR
Ispra Course on Thermohydraulic Problems Related to PWR Safety, Ispra, 24.2 – 7.3.1986
- Teschendorf, V.:
Kühlmittelverluststörfälle im DWR – großes Leck
10. Kurs Sicherheit von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Schule für Kerntechnik, Karlsruhe 2.6 – 6.6.1986
- Verstegen, C.:
Assessment of PLG Common Mode Failure Distribution and the MGL Method in the Light of German Nuclear Operating Experience
CCF-Reliability Benchmark Exercise Data, Ispra, 16. – 17.4.1986
- Verstegen, C.:
Aging from the View of Operating Experience at German Nuclear Power Plants
Technical Committee Meeting Workshop on Safety Aspect of NPP Aging, Wien, 1. – 5.9.1986
- Viefers, W.:
Konzepte und Probleme der Endlagerung von Kernbrennstoffen
Vortragsreihe 86/87 „Energietechnologie heute und morgen“, VDI, München, 18.11.1986
- Vojtek, I.:
TRAC Analysis of SCTF Run 617
2D/3D Coordination Meeting, Tokai-Mura, 21. – 23.4.1986 und
2D/3D/ Analysis Meeting, Erlangen, 13.6.1986
- Vojtek, I.:
Heat Transfer Processes During Intermediate and Large Break Loss-of-Coolant Accidents (LOCA)
NUREG/IA-0002
USNRC, Washington D.C., September 1986
- Wach, D.:
Course on Reactor Instrumentation, Reactor Protection and Early Fault Diagnostics
Seminar im Rahmen des bilateralen Regierungskommens zwischen V.R. China und BR Deutschland über Zusammenarbeit auf dem Gebiet der friedlichen Nutzung der Kernenergie, Peking, 20. – 22.5.1986
- Wahba, A.B.:
Aspects of Thermal Hydraulics of EASR LP-FP-1
OECD-LOFT Expert Meeting, Würenlingen, 28.2.1986
- Wahba, A.B.:
Thermal Hydraulic EASR of LP-FP-1
LOFT Review Group Meeting, Tokai-Mura, April 1986
- Wahba, A.B.:
LP-LB-1 Post-Test Analysis Using DRUFAN-02 and FLUT
LOFT Review Group Meeting, Tokai-Mura, April 1986
- Wahba, A.B.:
Status of the EASR for the Fission Product Experiment LP-FP-1
12. PRG Meeting, OECD-LOFT, Madrid, November 1986
- Weber, J.P.:
Störfallgruppen und Abläufe, Transienten
10. Kurs Sicherheit von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Schule für Kerntechnik, Karlsruhe, 5.6.1986
- Weber, J.P.:
Störfälle
Lehrgang für Schichtpersonal, Schule für Kerntechnik, Karlsruhe, 28.11.1986
- Wolfert, K., E.F. Hicken, und A. Jahns:
Thermal Hydraulic Experiments and Considerations on More Realism in Safety Guidelines Related to Transients and LOCAs in the FRG
2nd International Topical Meeting on Nuclear Power Plant Thermal Hydraulics and Operations, Tokio, 21. – 25.4.1986
- Wolfert, K. (GRS), und I. Brittain (UKEA):
CSNI Validation Matrix for PWR and BWR Codes
14th Water Reactor Safety Information Meeting, Gaithersburg, Maryland, 27. – 31.10.1986
- Wolfert, K., und E.F. Hicken:
The Role of Thermalhydraulics in the FRG for Transients and LOCAs in LWR, Status, Needs and Plans
3rd International Light Water Reactor Research Workshop on Thermalhydraulics, Grenoble, 24. – 25.11.1986
- Wurtinger, W.:
Spezifizierung sicherheitstechnischer Anforderungen an radioaktive Abfälle
Schweizerisch-Deutsche Klausurtagung „Langzeitsicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle“, Grimsel, 26. – 27.6.1986
- Wurtinger, W., und F. Lange:
Standortspezifische Sicherheitsanalyse für die Betriebsphase der Schachanlage Konrad
Seminar „Schacht Konrad“ der Stadt Salzgitter, Lüchow-Lübeln, 11. – 12.12.1986

In memoriam

Nach langer und schwerer Krankheit verstarb am 24. Dezember 1986 im Alter von 39 Jahren

Dr.-Ing. Karlfriedrich Bracht.

Dr. Bracht war seit 1978 als wissenschaftlicher Mitarbeiter bei der GRS tätig. Durch sein beständiges Engagement und fundiertes Wissen erwarb er sich große Anerkennung. Die Verbindung von fachlichen wie menschlichen Fähigkeiten machte Dr. Bracht zu einer geschätzten Persönlichkeit.

Die GRS wird dem Verstorbenen ein ehrendes Gedenken bewahren.



