



Gesellschaft für Anlagen-  
und Reaktorsicherheit  
(GRS) mbH

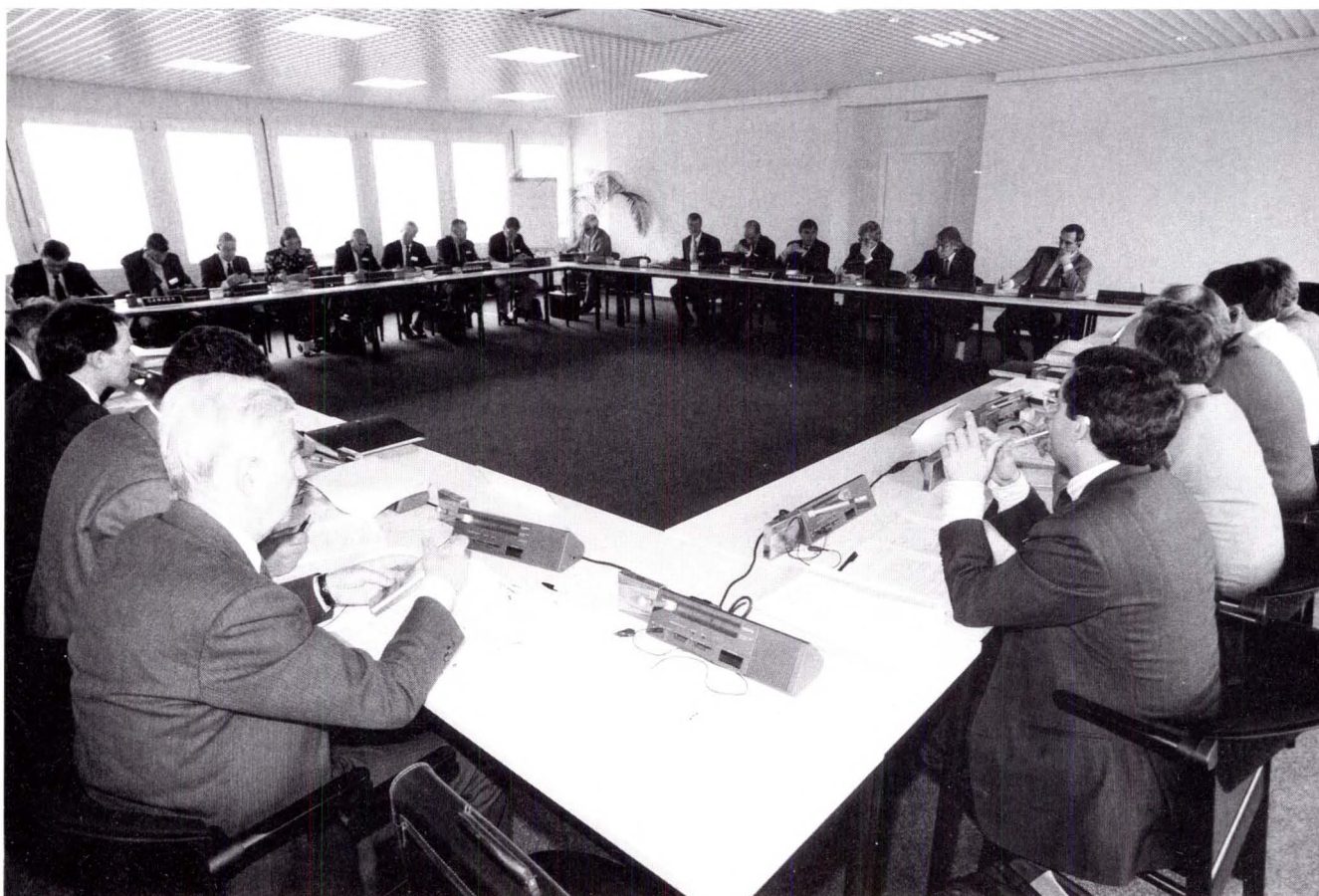
Jahresbericht  
1991/92





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

**Jahresbericht  
1991/92**



Die Sicherheit mittel- und osteuropäischer Reaktoren war ein wichtiges Thema auf dem Münchener Weltwirtschaftsgipfel im Juli 1992. Durch Mitwirkung bei den Vorbereitungen - das Foto entstand anlässlich einer Sitzung bei der GRS in Köln - hat die GRS hierzu ihren Beitrag geleistet.



Auf großes Interesse stieß wiederum das traditionelle GRS-Fachgespräch, das 1991 in München und Garching veranstaltet wurde. Das Foto zeigt die Zuhörer während der Vorträge im Bayerischen Hof.

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

<b>1</b>	Bericht der Geschäftsführung	9
<b>2</b>	GRS-Vorhaben	12
<b>3</b>	Forschungsergebnisse aus den Fachbereichen	24
3.1	ATHLET-Verifikation anhand der Vorausrechnung des Experiments BETHSY 9.1b (ISP-27)	24
3.2	Methodenentwicklung zur frequenzselektiven Schwingungsüberwachung an Dampfturbosätzen	28
3.3	Tolerierung von Software-Fehlern durch Einsatz von Diversität	33
3.4	Einsatz neuronaler Netze zur Fehlerdiagnose	35
3.5	Arbeiten zu Fusionsreaktoren	38
3.6	Experimente und Analysen zum Lecköffnungsverhalten von Rohrleitungen	39
3.7	Gasentwicklung und -transport in einem Endlager für radioaktive Abfälle	43
3.8	Das Brennstoffkreislaufmodell ZYKLUS-II	46
3.9	Technische Dokumentation (TECDO)	50
<b>4</b>	Veröffentlichungen, Vorträge	54
<b>5</b>	Forschungsbetreuung	62
<b>6</b>	Geschäftsstellen	64
6.1	SFK- Geschäftsstelle	64
6.2	TAA- Geschäftsstelle	64
<b>7</b>	Die GRS 1991/1992	65
7.1	Organisation und wirtschaftliche Grundlage	65
7.2	Das Institut für Sicherheitstechnologie GmbH (IST)	68
7.3	Internationale Zusammenarbeit	68
7.4	Informationsarbeit	69
	In memoriam	73

# Bericht der Geschäftsführung

1

Der Berichtszeitraum 1991/92 war für die GRS wiederum geprägt von großer Herausforderung und Weiterentwicklung unserer Organisation. Im Mittelpunkt standen dabei die Aktivitäten in Osteuropa mit zunehmender internationaler Verflechtung unserer Arbeit. Die Bedeutung des Themas Reaktorsicherheit in Osteuropa wurde nicht zuletzt auf dem Münchner Weltwirtschaftsgipfel Anfang Juli 1992 hervorgehoben. Die GRS hat durch technische Analysen und administrative Unterstützung der monatelangen Vorbereitungen auf deutscher Seite ihren Beitrag dazu erbracht. Sie sieht sich durch die Beschlüsse der Regierungschefs in ihrer Auffassung bestätigt, daß die Lösung des Problems nur in einer international koordinierten, auf technische Detailanalysen gestützten Aktion zu erreichen ist, die die gemeinsame Finanzkraft aller westlichen Länder erfordert.

Besonders vordringlich waren aus Sicht der GRS die Maßnahmen zur Unterstützung der bulgarischen Genehmigungsbehörde, die im Auftrag der EG gemeinsam mit anderen europäischen Partnern erarbeitet wurden. Die GRS war technischer Konsortialführer dieses Vorhabens, bei dem erstmalig durch eine internationale Gruppierung eine gemeinsame Sicherheitsanalyse für das Kernkraftwerk sowjetischer Bauart in Kozloduj vorgelegt wurde. Die Koordinierung der verschiedenen Partner, die Zusammenarbeit mit der EG-Kommission und mit der bulgarischen Genehmigungsbehörde hat den damit befassten Mitarbeitern der GRS über die normale

technische Arbeit hinaus erhebliche Kräfte abverlangt. Ohne die immer enger werdende Zusammenarbeit mit unserer französischen Partnerorganisation Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) wäre diese Aufgabe nicht zu bewältigen gewesen.

Intensiviert hat sich auch die Zusammenarbeit mit den anderen Fachorganisationen in Osteuropa, insbesondere mit dem Kurchatov-Institut in Rußland. Eine wichtige Grundlage bildet dabei das durch die langjährige Zusammenarbeit im Rahmen des WTZ-Abkommens des BMFT gewachsene gegenseitige Vertrauen. Materielle Unterstützung wurde durch den Transfer des bisher bei der GRS aufgestellten Amdahl-Großrechners in das Kurchatov-Institut gegeben. Im Rahmen der vom BMU entwickelten Hilfsprogramme wird sich die GRS besonders um eine Verbesserung der Kommunikation zwischen den einzelnen Organisationen und Deutschland bemühen. In Moskau und in Kiew werden Büros mit ständigen GRS-Repräsentanten aufgebaut, die gemeinsam mit dem IPSN betrieben werden. Die GRS möchte auf diese Weise daran mitwirken, für das Gebiet der Reaktorsicherheit in Osteuropa Strukturen zu erhalten bzw. neu aufzubauen.

Die weitere Zusammenarbeit mit dem IPSN soll in institutionalisierter Form erfolgen. Aufsichtsrat und Gesellschafter der GRS haben im Juni 1992 der Gründung einer GRS / IPSN-Tochtergesellschaft unter dem Namen "RISKAUDIT" zugestimmt. Die

Gesellschaft wird in der Rechtsform einer "Europäischen wirtschaftlichen Interessenvereinigung" auftreten und sich als Instrument vorrangig der EG-Kommission zur Verfügung stellen. Im Mittelpunkt der Arbeiten wird zunächst die Sicherheitsbewertung der Reaktoren in Mittel- und Osteuropa stehen. Angestrebt wird die gemeinsame Gesellschaft zu einem weltweit anerkannten Sicherheitszentrum auszubauen.

Einen Schritt in diese Richtung bildet die gemeinsam mit den französischen Partnern vorangetriebene Entwicklung von Sicherheitsanforderungen für zukünftige Reaktorkonzepte. Ziel dieser Untersuchungen ist es, in Europa zu harmonisierten Standards zu gelangen. Diese sollen der Untersuchung neuer Anlagenkonzepte zugrundegelegt werden, wie sie beispielsweise das Gemeinschaftsunternehmen der Firmen Siemens und Framatome entwickelt. Dabei wird nochmals ein Zugewinn an Sicherheit angestrebt, um über die bisherigen Auslegungskonzepte hinaus auch schwere Unfälle in Zukunft ausschließen bzw. in ihren Folgen auf die jeweilige Anlage begrenzen zu können. Die GRS kann sich bei diesen Untersuchungen auf ihre reichhaltigen Erfahrungen aus der Sicherheitsbewertung bestehender Kernkraftwerke, der Störfallauswertung und der Sicherheitsforschung stützen. Besonders zu erwähnen sind in diesem Zusammenhang die Ergebnisse der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke und die Untersuchungen zum anlageninternen Notfallschutz.

Im Mittelpunkt der Forschungs- und Entwicklungstätigkeiten der GRS steht weiterhin der von ihr entwickelte Systemcode ATHLET. Neben der Verfeinerung und Verifizierung wird derzeit an der Implementierung von Modellen für osteuropäische Reaktoren gearbeitet. Unsere Partnerorganisationen in Osteuropa werden zur Zeit im Rahmen des WTZ-Programms des BMFT in die Benutzung des Codes eingewiesen. Auf dem GRS-Amdahl-Großrechner im Kurchatov-Institut ist ATHLET inzwischen implementiert.

ATHLET bildet gleichzeitig die Simulationssoftware für das GRS-Projekt "Testwarte". Mitte 1981 wurde die erste Phase dieses Vorhabens erfolgreich abgeschlossen. In der zweiten Phase soll die Testwarte zu einem Störfallberatungssystem für die Analytiker weiterentwickelt und die Handhabung für die Anwender noch weiter verbessert werden.

Zur Beschleunigung der Störfallsimulationen und als Basis für die weitere Code-Entwicklung wurde von der GRS nach einer langen Phase der Planung und Evaluierung kurz vor dem Jahreswechsel ein Vertrag mit der Firma Convex zur Lieferung eines neuen Hochleistungsrechners geschlossen. Die Systemleistung dieser Anlage wird mehr als das Fünffache des bisherigen IBM-Zentralrechners betragen. Zusammen mit dem zwischenzeitlich installierten dezentralen Rechnernetzwerk steht der GRS damit ein eigenes, zukunftssicheres Rechenzentrum



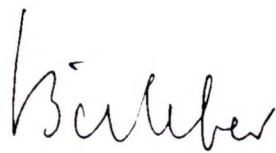
zur Verfügung. Insbesondere die Möglichkeit, in Zukunft Störfälle in vergleichsweise kurzer Zeit nachrechnen bzw. simulieren zu können, wird die Möglichkeiten der GRS zur Beratung des Bundes weiter verbessern.

Für anwendungsorientierte Entwicklungen, wie beispielsweise Fehlerfrüherkennungsmethoden oder auch Systeme zur Verfolgung und Kontrolle von Abfällen, hat die GRS zum 1. Januar 1992 ein Tochterunternehmen, das Institut für Sicherheitstechnologie GmbH (IST) gegründet. Von der Verselbständigung dieses Aufgabengebietes verspricht sich die GRS zusätzliche Flexibilität und Praxisorientierung. Das Know-how des neuen Instituts soll gleichzeitig die technisch-wissenschaftliche Basis der GRS verbessern. Etwa 25 von der GRS abgestellte Mitarbeiter haben am 1. Mai 1992 ihre Tätigkeit in der neuen Gesellschaft begonnen.

Über das Hauptarbeitsgebiet Reaktorsicherheit hinaus haben sich die Aufgaben der GRS bei der Beratung des Bundes erweitert. Hervorzuheben ist hierbei insbesondere das "Altlastenkataster Südregion", das die GRS als Generalauftragnehmer im Auftrag des Bundesamtes für Strahlenschutz erstellt. Bei diesem Projekt werden die radiologisch relevanten Daten über Altlasten, die aus dem Uranerzbergbau und anderen bergbaulichen Tätigkeiten in den Ländern Sachsen, Thüringen und Sachsen-Anhalt resultieren, flächendeckend erfaßt, aufbereitet, in einer Datenbank gespeichert und hinsichtlich ihrer

radiologischen Signifikanz bewertet. In Zukunft wird es darum gehen, standort- und objektbezogene Meßprogramme durchzuführen, um zusammen mit den bereits in der Datenbank verfügbaren Informationen eine vertiefte Bewertung der radiologischen Situation zu ermöglichen. Besonders erfreulich bei diesem Vorhaben ist die enge Zusammenarbeit mit einer Vielzahl von jungen Firmen aus den neuen Bundesländern, an die 90 % der Projektmittel weitergegeben wurden.

Im Februar 1992 hat die Geschäftsstelle der beiden neuen Beratungsgremien des BMU, der Technische Ausschuß für Anlagensicherheit (TAA) und die Störfall-Kommission (SFK), ihre Arbeit bei der GRS aufgenommen. Diese beiden Gremien unterstützen die Bundesregierung in sicherheitstechnischen Fragen, die die Verhinderung von Störfällen und die Begrenzung ihrer Auswirkungen betreffen. Darüber hinaus erarbeiten sie Regeln und Gutachten. Neben ihrer klassischen administrativen Tätigkeit hat die Geschäftsstelle mit dem Aufbau eines Informationssystems über Anlagensicherheit und einer Datenbank zur Störfallauswertung begonnen. Im Hinblick auf diese zusätzlichen neuen Aufgaben haben die Gesellschafter der GRS beschlossen, den Firmennamen zu erweitern. Der neue Name "Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH", unter dem die GRS seit Mai 1992 firmiert, war zugleich Anlaß, ein neues Firmenzeichen zu entwickeln und unserem Unternehmen ein neues, modernes Erscheinungsbild zu geben.



A. Birkhofer  
Geschäftsführer



G. Hennenhöfer  
Geschäftsführer

## Übersicht 1991/92

Die im Jahre 1990 verstärkt aufgenommenen Aufgaben zur Beurteilung der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen in den neuen Bundesländern wurden planmäßig fortgeführt. Die Vorhaben im Auftrag des BMU für die Anlagen in Greifswald (WWER-440/W-230 und W-213) sind in der Zwischenzeit abgeschlossen. Die Beurteilung der Anlage Stendal (WWER-1000/W320) steht vor dem Abschluß. Die Arbeiten wurden verzögert, da die Fachgespräche mit den Experten aus Moskau und Kiew erst sehr spät geführt werden konnten. Auf diesem Arbeitsgebiet besteht eine enge Kooperation mit dem französischen Partner IPSN, betreut über unser Büro in Paris. Die gemeinsam gewonnenen Erkenntnisse unterstützen den BMU bei seinen Aufgaben in internationalen Gremien. Die GRS und das IPSN bringen dieses Wissen als Konsortialpartner in eine im Auftrag der EG tätige Arbeitsgruppe im Rahmen der Programme PHARE und TACIS ein.

Die laufenden bisherigen Vorhaben (Tabelle 2.1) zu den Themen Testwarte, ATHLET-Entwicklung und -Verifikation sowie Bewertung besonderer Vorkommnisse wurden planmäßig weitergeführt.

Die sicherheitstechnischen Analysen zum Siedewasserreaktor der Baulinie 72 wurden im Berichtszeitraum abgeschlossen.

Ebenso konnte das Vorhaben "Accident-Management-(AM-)Analysen zur Verhinderung von Kernschmelzen" beendet werden. Die Ergebnisse dienen zum einen dem BMU als Entscheidungshilfe bezüglich der Empfehlung zusätzlicher Maßnahmen im Bereich auslegungsüberschreitender Störfälle und zum anderen als Grundlage für die technischen Beratungen in der RSK. Ein Auftrag über weiterführende Analysen ist inzwischen erteilt.

Das Vorhaben "Altlastenkataster Südregion (Altlasten-Erhebung)" wurde Ende April 1992 abgeschlossen. Zur Zeit wird über ein Nachfolgevorhaben (Neumessungen) verhandelt.

Die Geschäftsstellen für den Technischen Ausschuß für Anlagensicherheit (TAA) und die Störfall-Kommission (SFK) nahmen im Berichtszeitraum die Arbeit auf. Im folgenden wird auf die technischen Fakten zu folgenden Aufgabenfeldern näher eingegangen

- Forschungs- und Entwicklungsvorhaben,
- Sicherheitsuntersuchungen für Kernkraftwerke,
- Sicherheitsuntersuchungen zu Brennstoffkreislauf und Entsorgung,
- Sicherheitsbewertung kerntechnischer Anlagen im Ausland,
- Untersuchungen auf nichtnuklearen Gebieten.

### Forschungs- und Entwicklungsvorhaben

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

- Thermohydraulik/Reaktorphysik,
- Sicherheitsbehälter/  
Schwere Störfälle,
- Probabilistische Sicherheitsanalysen,
- Komponentenverhalten/  
Strukturzuverlässigkeit,
- Mensch-Maschine-Zusammenspiel/  
Leittechnik und
- zukünftige Reaktorkonzepte/  
Fusionsanlagen.

#### • Thermohydraulik/ Reaktorphysik

Auf dem Gebiet "Thermohydraulik/Reaktorphysik" ist insbesondere die Entwicklung und Verifikation des Rechenprogrammes ATHLET zu erwähnen.

##### *ATHLET-Entwicklung*

Das Rechenprogramm ATHLET dient zur Simulation von thermohydraulischen Vorgängen in Druck- oder Siedewasserreaktoren bei Störfällen im auslegungs-gemäßen und auslegungsüberschreitenden

Bereich. Der Schwerpunkt der derzeitigen Arbeiten im Rahmen des Vorhabens RS 828 liegt im Ausbau des Programms zu einem Zwei-Fluid-Modell mit sechs Grundgleichungen. Die 5-Gleichungsversion mit Drift-Flux bleibt dabei als Anwenderoption bestehen. Die physikalischen Einzelmodelle und numerischen Verfahren werden für beide Versionen gemeinsam weiterentwickelt.

Zur Optimierung des Programms hinsichtlich Rechengeschwindigkeit und Robustheit wird das numerische Lösungsverfahren gezielt fortentwickelt.

Für den Bereich der schweren Störfälle mit Kernzerstörung wird der Programmzweig ATHLET-CD (Core Degradation) entwickelt. Dazu wurde der Modul TRAPG, der den Transport von Spaltprodukten und Aerosolen im Primärsystem beschreibt, implementiert und durch Testrechnungen überprüft.

##### *ATHLET-Verifikation*

Im Vorhaben RS 829 erfolgt die systematische Verifikation von ATHLET sowohl anhand von Einzeleffekt- und Integralversuchen als auch an Inbetriebnahmeversuchen und aufgetretenen Störfällen in Kernkraftwerken. Im Berichtszeitraum wurde neben der Mitarbeit bei der phänomenologischen Auswertung verschiedener Versuche auch ein Beitrag zur Spezifikation von Experimenten und Versuchsanalysen, einschließlich Nachrechnungen, geleistet. Die Verifikation von ATHLET-CD, insbesondere hinsichtlich Schmelzeverlagerung und Wiederauffüllen, erfolgte anhand von CORA- und PHEBUS-Experimenten in engem Kontakt mit dem KfK und dem CEA. Ein wichtiger Beitrag zur Verifikation des Rechenprogramms ATHLET wird im Rahmen des Vorhabens RS 874 geleistet, in dem Unsicherheits- und Sensitivitätsuntersuchungen von Code-Analysen durchgeführt werden. Dies geschieht exemplarisch für ein Experiment in der französischen OMEGA-Versuchsanlage, das mit ATHLET nachgerechnet wird.

Auftraggeber	Leistungsvolumen [h]			
	1989	1990	1991	1992 (Planung)
BMU	176 000	217 000	238 000	235 000
BMFT	177 000	168 000	174 000	165 000
Sonstige	89 000	81 000	82 000	100 000
davon				
— Landesbehörden	36 000	31 000	38 000	31 000
— TÜV	17 000	12 000	12 000	11 000
— Ausland	12 000	13 000	16 000	30 000
— Ingenieur-Aufgaben	24 000	25 000	16 000	28 000
Gesamt	442 000	466 000	494 000	500 000
davon nichtnuklear	14 000	11 000	14 000	18 000

Tabelle 2.1: Arbeitsprogramm der GRS in 1992 mit Vergleich zu den Vorjahren

Am 31.12.1991 endete das Vorhaben RS 314 C, das zum einen die phänomenologische und analytische Auswertung der im Rahmen des trilateralen 2D/3D-Projektes durchgeführten UPTF-Versuche enthält. Zum anderen umfaßt es die Implementierung und Überprüfung der seitens der USNRC für das 2D/3D-Projekt bereitgestellten Version des Rechenprogrammes TRAC-PF1. Die Ergebnisse von Nachrechnungen mehrerer UPTF-Versuche mit dem Rechenprogramm ATHLET verdeutlichen, daß die Nachbildung von mehrdimensionalen Strömungsvorgängen mit Hilfe der Parallelkanalsimulation an Grenzen stößt.

Die Arbeiten zum Vorhaben RS 878 enthalten die analytische Begleitung des UPTF-TRAM-Versuchsprogramms und stehen in engem Zusammenhang zur Verifikation von ATHLET. Die Analyse beinhaltet sowohl die Versuchsspezifikation als auch deren phänomenologische Auswertung und dient damit der Bereitstellung einer Datenbasis zur effektiven Verifikation des Rechenprogramms. Eine umfassende Verifikation von ATHLET für Reaktoren sowjetischer Bauart erfolgt in verschiedenen Vorhaben im Rahmen der Wissenschaftlich-Technischen Zusammenarbeit (WTZ) mit Rußland als Nachfolgepartner der WTZ mit der ehemaligen Sowjetunion. Hierzu wurde im Rahmen des Vorhabens RS 820 der ATHLET-Code insbesondere hinsichtlich der Simulation WWER-typischer Phänomene und Komponenten erweitert und Analysen zur Effektivität des passiven Nachwärmeabfuhrsystems eines WWER-

1000/88-Reaktors durchgeführt. Dabei zeigte sich, daß eine passive Wärmeabfuhr mit dem derzeitigen Design nicht garantiert ist. Analysen im Vorhaben RS 821 ermitteln eine erste realitätsnahe Einschätzung der Sicherheitsreserven für eine Reaktoranlage vom Typ WWER-440/W-230, die mit Hilfe von sekundärseitigen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes erreicht werden können.

Im Rahmen des Vorhabens RS 822, das Ende 1991 ausgelaufen ist, wurde durch die Analyse mit ATHLET von Experimenten am HDR und an der Druckhalterversuchsanlage Zittau der Verifikationsstand des ATHLET-Rechenprogramms für WWER-Anlagen erheblich verbessert.

#### • Sicherheitsbehälter/ Schwere Störfälle

Im Bereich Sicherheitsbehälter/Schwere Störfälle lief am 31.12.1991 das Vorhaben RS 789 aus, welches die Weiterentwicklung und Verifikation von Rechenprogrammen zur Beschreibung des Verhaltens radioaktiver Stoffe bei schweren Unfällen in Leichtwasserreaktoren beinhaltete. Der Schwerpunkt der Arbeiten lag hierbei auf der Bereitstellung eines Modells zum Spaltprodukttransport im Primärkreis für das Rechenprogramm ATHLET-CD, der Implementierung und Weiterentwicklung des IMPAIR-2-Programms zur Simulation des Jodverhaltens und des NAUA-Programms zur Simulation der Freisetzung radioaktiver Stoffe bei der Schmelze-Beton-Wechselwirkung.

Das Rechenprogramm RALOC wird im Rahmen des Vorhabens RS 792 weiterentwickelt und verifiziert. Damit werden Rechenmethoden bereitgestellt zur Simulation der Verteilung und Verbrennung von Wasserstoff im Sicherheitsbehälter nach schweren Störfällen. Im Berichtszeitraum wurden verschiedene Rechnungen zu Wasserstoff-Versuchen im Battelle-Modell-Containment und im HDR durchgeführt. Die Ergebnisse verdeutlichen den hohen Entwicklungsstand des Programms, zeigen aber auch die Notwendigkeit weiterer Codeverbesserungen.

Das Aerosolverhalten im Sicherheitsbehälter wird im Rahmen des Vorhabens RS 847 mit dem Rechenprogramm FIPLOC-M simuliert. Eine wesentliche Erweiterung war der Einbau des Kondensationsmodells MGA, welches das Partikelwachstum durch Dampfkondensation an nicht löslichen und hygroskopischen Partikeln beschreibt.

#### • Probabilistische Sicherheitsanalysen

Auf diesem Gebiet lag ein Schwerpunkt der Arbeiten in der probabilistischen Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren (SWR) im Rahmen des Vorhabens RS 794.

Die SWR-Sicherheitsanalyse für die Referenzanlage Gundremmingen konzentriert sich in der ersten Phase auf die Klärung der Relevanz anlageninterner und -externer Ereignisse und auf die Untersuchung der zur Beherrschung derartiger Ereignisse notwendigen Systemtechnik. Die Untersuchungen haben dabei insbesondere zum Ziel, die Ausgewogenheit der Sicherheitstechnik zu überprüfen, relative Schwachstellen zu ermitteln und Verbesserungsmöglichkeiten zu identifizieren und zu bewerten.

Die Analysen haben zahlreiche Hinweise auf Schwachstellen in der Systemtechnik und Betriebsweise gegeben. Entsprechende Änderungsmaßnahmen und systemtechnische Verbesserungen, die vom Betreiber der Anlage bereits implementiert worden sind oder für die nächsten Jahre

noch vorgesehen sind, wurden bei den Untersuchungen bereits berücksichtigt. Geplante Änderungen, wie z. B. das zusätzliche Nachkühl- und Einspeisesystem, wurden unter dem Vorbehalt der Realisierung bewertet. Die Analysen zeigen, daß die systemtechnischen Verbesserungen zu einer deutlichen Verminderung des Unfallrisikos führen.

Ergebnisse von Sicherheitsanalysen zeigen auch Kenntnislücken auf, die weitere Forschungs- und Entwicklungsarbeiten erforderlich machen. So gibt es Hinweise darauf, daß differenzierte Auswertemethoden anlagenspezifischer Betriebserfahrungen entwickelt werden müssen, um Common-Cause-Ausfälle abgesicherter einschätzen zu können. Weiterhin besteht Forschungsbedarf, Simulationsmodelle zu entwickeln, mit deren Hilfe menschliche Handlungen, insbesondere im Zusammenhang mit anlageninternen Notfallmaßnahmen, realistisch bewertet werden können.

Einen weiteren Schwerpunkt auf diesem Gebiet bilden die Untersuchungen im Rahmen der Wissenschaftlich-Technischen Zusammenarbeit mit Rußland zu einer vergleichenden probabilistischen Sicherheitsanalyse der Anlagen Saporshje und Biblis.

#### • **Komponentenverhalten/ Strukturzuverlässigkeit**

Die Entwicklung methodischer Ansätze für die Beanspruchung eines SWR-Druckbehälterbodens durch hohe Temperaturen und steile Gradienten wurde 1992 im Rahmen des Vorhabens RS 911 begonnen. Die zu entwickelnden Ansätze dienen insbesondere der Erfassung

- steiler Temperaturgradienten,
- des Kurzzeitkriechens bei hohen Temperaturen und Spannungen,
- des Festigkeitsverlustes oberhalb 500 ° C ,
- veränderlicher Geometrien infolge von Abschmelzvorgängen.

Im Rahmen des WTZ-Vorhabens RS 836 werden bruchmechanische Analysen durchgeführt, um damit wesentliche Einflußparameter der Rißinitiierung aufzuzeigen.

#### • **Mensch- Maschine- Zusammenspiel/Leittechnik**

Im Juli 1991 wurde im Rahmen des Vorhabens RS 758A mit der 2. Phase der Entwicklung einer Testwarte begonnen. Sie hat im wesentlichen folgende generelle Zielsetzungen:

- Verbesserte Anwendung der Systemcodes ATHLET und RALOC zur Beschreibung thermohydraulischer Prozesse bzw. des Containmentverhaltens für realitätsnahe Sicherheitsanalysen, insbesondere durch den Rückfluß von Informationen und Erfahrungen aus dem Einsatz und der Weiterentwicklung der beiden Codes.
- Schaffung der methodischen Grundlagen für ein Störfallberatungssystem (SBS), das dem Benutzer das Wissen anbietet, das er für seine Analysetätigkeit benötigt und das über die reine Simulation hinausgeht.
- Entwicklung eines Prototyps des SBS, Integration in die Testwarte und exemplarische Erprobung anhand von ausgewählten Störfallabläufen.

Das Störfallberatungssystem ist zunächst im Detail spezifiziert worden. Demnach wird sich das SBS auf zwei wesentliche Module stützen: auf einen Risikomonitor, der dem Besitzer das Wissen aus probabilistischen Analysen zur Verfügung stellt, und auf ein Prozedurenmodul, das die Prozeduren aus Betriebs- und Notfallhandbuch enthält. Beide Module beziehen sich auf die jeweilige Anlagensituation. Der Benutzer wird auf die Informationen im Dialog zugreifen. Zusätzlich werden situationsunabhängiges Hintergrundwissen sowie Erklärungen und Hilfestellungen angeboten. Für die technische Realisierung ist ein Rechnernetz mit Arbeitsplatzrechnern unter Einsatz fortschrittlicher Softwarewerkzeuge vorgesehen.

#### • **Zukünftige Reaktorkonzepte/ Fusionsanlagen**

Auf dem Gebiet "Zukünftige Reaktorkonzepte/Fusionsanlagen" werden im Rahmen des Vorhabens RS 879 Werkzeuge und Methoden zur Sicherheitsanalyse von Leichtwasserreaktoren hinsichtlich ihrer Anwendbarkeit auf Fusionsreaktoren bewertet und - gegebenenfalls nach erforderlichen Anpassungen - angewendet. Weiterhin ist es das Ziel des Vorhabens, Kenntnisse über Unfallabläufe von Fusionsreaktoren zu vertiefen. Die Arbeiten werden in drei Schritten abgewickelt:

- Identifizierung von Unfallabläufen mit hohem Schadenspotential,
- Auswahl von Rechenprogrammen, die für die Analyse geeignet sind, und
- Anwendung eines Rechenprogramms zur Analyse wichtiger Unfallphänomene.

#### **Sicherheitsuntersuchungen für Kernkraftwerke**

Die GRS bearbeitet Sicherheitsuntersuchungen für Kernkraftwerke, die auch übergreifende Auswertung der Betriebserfahrung und die Schaffung operativer Hilfsmittel für Störfallanalysen umfassen. Die wesentlichen Vorhaben hierzu sind:

#### • **Accident-Management- (AM-) Analysen**

Die Untersuchungen der vorhandenen Sicherheitsreserven von Kernkraftwerken und zum optimalen Einsatz von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes wurden weitergeführt, wobei die Kernkraftwerke Biblis und GKN-2 als Druckwasserreaktor- und das Kernkraftwerk Krümmel als Siedewasserreaktor-Referenzanlagen dienen. Hervorzuheben sind die folgenden Arbeiten, die sich auf Maßnahmen zur Verhinderung einer Kernschmelze beziehen:

Es wurden Anforderungen an eine alternative Bespeisung bei der Notfallmaßnahme "Druckentlastung und Bespeisung der Sekundär- und Primärseite eines

Druckwasserreaktors" erarbeitet. Außerdem wurden weitere Basisfälle für diese Maßnahme mit dem ATHLET-Code am Beispiel der Konvoi-Anlagen analysiert.

Zusammen mit der Gesellschaft für Simulatorschulung (GfS) und dem Betreiber der Konvoi-Anlage GKN-2 wurde die Möglichkeit, anlageninterne Notfallmaßnahmen am Simulator zu trainieren, in einer ersten Übung erfolgreich erprobt. Als Referenzfall wurde der totale Ausfall der Dampferzeugerbespeisung mit der Maßnahme "Bespeisung des Dampferzeugers mit einer mobilen Pumpe" gewählt. Der Schwerpunkt der ersten Übung war das Verhalten der Schichtmannschaft. In eine zweite Übung wird der technische Krisenstab einbezogen.

Für die Untersuchungen von Anlagenzuständen bei abgeschaltetem Reaktor wurden die Fälle "Unbeabsichtigte Entborierung bei stehenden Hauptkühlmittelpumpen" sowie "Ausfall der Nachkühlung bei abgesenktem Füllstand" in einem DWR ausgewählt. Die Ergebnisse wurden mit entsprechenden französischen Untersuchungen verglichen. Für die ausgewählten Ereignisabläufe wurden erste probabilistische Betrachtungen durchgeführt.

Mit dem ATHLET-Code wurde die Wirksamkeit der geplanten Notdruckbegrenzung in der SWR-Referenzanlage untersucht, mit der selbst bei unterstelltem Versagen der Druckbegrenzungsfunktion der Sicherheits- und Entlastungsventile solche Brüche verhindert werden, die die Reaktordruckbehälter-Integrität gefährden. Die Arbeitsschwerpunkte für Maßnahmen im schadenseindämmenden Bereich waren die folgenden:

Aus den USA wurde das Programmsystem MELCOR übernommen, ein Integral-Programmsystem zur Beschreibung des Ablaufs schwerer Unfälle in der druckführenden Umschließung und im Sicherheitsbehälter, das das Source Term Code Package (STCP) ersetzen soll. Bei der Implementierung war ein erheblicher Aufwand erforderlich. Für Detailuntersuchungen soll künftig zunehmend das Programm ATHLET-CD verwendet werden.

Zur Absicherung vorgeschlagener Konzepte zur Wasserstoff-Verbrennung bzw. -Beseitigung nach schweren Unfällen in Druckwasserreaktoren wurden im Auftrag des BMFT, der VGB/Siemens, von NIS und BMU Versuche am HDR, im Battelle-Containment und in der KFA Jülich durchgeführt, die auf die Nutzbarkeit für Gegenmaßnahmen systematisch ausgewertet wurden. Zur Untermauerung der Diskussion über eine mögliche Nachinertisierung von Volldrucksicherheitsbehältern bei schweren Störfällen wurden Grundlagen erarbeitet und bewertet.

Ergebnisse aus den Vorhaben dienen mehrfach der RSK als Grundlage für ihre Beratungen und dem BMU als Entscheidungshilfe. Zusammen mit CEA/IPSN wurde das Vorgehen beim Accident-Management in Deutschland und Frankreich dargestellt, wobei Gemeinsamkeiten und Unterschiede herausgearbeitet wurden. Die Ergebnisse werden in einem gemeinsamen Bericht publiziert.

#### • Sicherheitsanforderungen für neue Reaktorkonzepte

Die Untersuchungen, wie sich die Sicherheit von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren auf der Basis von Erfahrungen aus dem Bau und Betrieb existierender Anlagen, Ergebnissen der Deutschen Risikostudie und der Untersuchungen zum Accident-Management noch verbessern läßt, wurden im Berichtszeitraum fortgeführt.

Alle bisher gewonnenen Erkenntnisse sind in einem geschlossenen Satz von Sicherheitsanforderungen zusammengefaßt, die nach Meinung der GRS bei der Bewertung neuer Druckwasserreaktoren zugrunde gelegt werden sollten. Diese Anforderungen sollen mit dem IPSN diskutiert werden mit dem Ziel, zu einem gemeinsamen Anforderungskatalog zu kommen.

Im Hinblick auf eine Harmonisierung von Sicherheitsanforderungen in der Bundesrepublik Deutschland und in Frankreich wurden folgende Themen identifiziert:

- Sicherheitsziele und -prinzipien

- Bruchannahmen für die Hauptkühlmittelleitungen
- Auslegung von Sicherheitssystemen
- Allgemeine Auslegung unter Berücksichtigung interner und externer Einwirkungen
- Berücksichtigung schwerer Unfälle bei der Auslegung
- Annahmen für die Ermittlung radiologischer Auswirkungen von Auslegungsstörfällen und schweren Unfällen
- Vergleich der Methoden für DRS-B und EPS-900, Annahmen für weitere PSA
- Vergleich von Störfallabläufen (z. B. LOCA, SGTR, ATWS)

Die Kontakte zwischen den beteiligten Stellen beim IPSN und der GRS wurden über das GRS-Büro in Paris ständig gepflegt, wobei zu nahezu allen Themen erste Gespräche oder ein Austausch bzw. eine Kommentierung von Positionspapieren stattgefunden haben.

#### • Technische Dokumentation

Dieses nach einer Aufbau- und Pilotphase im Rahmen des Vorläufervorhabens SR 118/3 seit Anfang 1991 eigenständige Vorhaben dient zur Bereitstellung spezifischen Expertenwissens über die konstruktive Ausführung, die Betriebsabläufe und den jeweiligen technischen Zustand in- und ausländischer Kernkraftwerke.

Neben der fortlaufenden Beschaffung von Unterlagen aller Art für deutsche Kernkraftwerke bzw. typischer Grunddokumentationen für ausländische Reaktorbaulinien lag der Schwerpunkt der Arbeiten in der Erfassung und Aufbereitung der Textdokumente für die Volltextverarbeitung und der Zeichnungen für die graphische Datenbank. Daneben wurde eine Konzeption mit einer benutzerfreundlichen Suchstrategie entwickelt und an Demonstrationsbeispielen erprobt. Die technische Dokumentation umfaßt derzeit u.a. die

- Sicherheitsberichte, Betriebsgutachten und wichtigsten Systembeschreibungen für die meisten deutschen Kernkraftwerke und die

- Grunddokumentation in Form der Sicherheitsberichte und Anlagen-Schulungsunterlagen des Westinghouse-Druckwasserreaktors und des General-Electric-Siedwasserreaktors.

Parallel dazu wurde ein rechnergestütztes Archiv über derzeit ca. 20 000 großformatige Zeichnungen angelegt.

#### • Aufbau und Nutzung einer generischen Wissensbasis

Das Vorhaben SR 2027 hat die Erarbeitung einer Wissensbasis zur Vorsorge gegen Schäden beim Betrieb von Kernkraftwerken zum Ziel. Weiterhin werden Informationen aus Sicherheitsanalysen und aus der Auswertung von Betriebserfahrungen in einem DV-gestützten Wissensbasis-System aufgearbeitet und bereitgestellt. Dieses ermöglicht anlagenübergreifende Störfallauswertungen, Schwachstellen-Analysen, Zuverlässigkeitsanalysen und Störfallsimulationen.

Im Berichtszeitraum wurde damit begonnen, im Kernkraftwerk KKP-1 die Daten zu leittechnischen Einrichtungen des Reaktorschutzes zu erfassen.

Zur Beurteilung der Lebensdauer von Komponenten und Einbauteilen wurden die Betriebszustände, Orte und Systeme mit thermischer Schichtung ermittelt und benannt. Für die Erfassung besonderer Belastungseinflüsse wurde weltweite Betriebserfahrung ausgewertet.

Im Rahmen der Bewertung von Früherkennungsverfahren wurden Meßdaten von wiederkehrenden Prüfungen motorgetriebener Ventile übertragen und ein Versuchsaufbau zur Strommessung an Ventilmotoren entwickelt.

Für die Reaktoranlagen Krümmel (KKK), Mülheim-Kärlich (KMK) und Isar-2 (KKI) wurden Datensatzerweiterungen und umfangreiche Qualifikationsrechnungen zur Erweiterung der operativen Hilfsmittel für die Störfallanalyse durchgeführt.

*Zur systematischen Know-how-Sicherung wurde Anfang Juni 1991 damit begonnen, erhaltenswerte, archivierte Akten auf Mikrofilm zu übernehmen. Der Mikrofilmbestand wird DV-mäßig verwaltet, so daß die Akten über entsprechende Suchkriterien schnell wiedergefunden werden können.*



#### • Besondere Vorkommnisse

Die Arbeiten zur ingenieurtechnischen Auswertung von besonderen Vorkommnissen und Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken des In- und Auslandes umfassen neben der routinemäßigen Sichtung und Auswertung der meldepflichtigen Ereignisse insbesondere

- die Unterstützung beratender Gremien, hier vor allem zu den Themen "Meldekriterien" und "Internationale Bewertungsskala"
- die Erstellung diverser Weiterleitungsnachrichten und Einzelstellungnahmen
- vertiefte Untersuchungen zu ausgewählten sicherheitstechnischen Fragestellungen, u.a.
  - Auswertung von Betriebserfahrungen über die Zuverlässigkeit von Notstromdieselaggregaten in deutschen Kernkraftwerken
  - Versagen eines Dampferzeuger-Heizrohrverschlußstopfens in der Anlage North Anna 1 (USA); Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen.

#### • Sicherheit von kerntechnischen Anlagen sowjetischer Bauart und bilaterale und internationale Zusammenarbeit

##### *Übergeordnete Aufgaben*

Die GRS führt seit Anfang 1990 die umfassende fachliche und organisatorisch-administrative Unterstützung des BMU bei Fragen der Sicherheit von kerntechnischen Anlagen in Mittel- und Osteuropa durch. Bei der Bearbeitung einzelner Aufgabenstellungen werden von der GRS auch andere Institutionen herangezogen.

Der Leistungsumfang des Vorhabens SR 490/1 enthält neben dem Projektmanagement auch übergeordnete fachliche Aufgaben wie z. B.

- DV-gestützte Bestandsaufnahme wesentlicher Anlagendaten,
- übergreifende Betriebsauswertung,
- sicherheitstechnische Regeln und Richtlinien,

- DV-gestützte Sicherheitsanalyse- und Informationssysteme,
- Transfer von Methoden für Sicherheitsanalysen und
- Unterstützung des BMU bei der Umsetzung der Arbeitsergebnisse in die bilaterale und internationale Zusammenarbeit.

Die bisher gewonnenen Ergebnisse sind u. a. in die Sicherheitsbewertungen der Kernkraftwerke Greifswald (WWER-440/W-230 und W-213) und Stendal (WWER-1000/W-320) sowie in die internationalen Aktivitäten (u. a. der IAEA und EG) im Zusammenhang mit der Bewertung von Kernkraftwerken sowjetischer Bauart eingeflossen.

#### • **WWER-440/W-213 (Greifswald, Block 5)**

Die Sicherheitsbewertung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 5, wurde Ende 1991 abgeschlossen. Im Rahmen der deutsch-sowjetischen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit und des Strahlenschutzes wurde diese Sicherheitsbewertung unter Beteiligung sowjetischer Experten vom Ministerium für Atomenergieindustrie, dem Staatskomitee für die Aufsicht, vom Kurchatov-Institut, Atomenergoprojekt, OKB Gidopress (Hauptkonstrukteur) und vom Allunionsinstitut für Kernkraftwerke durchgeführt. Der gemeinsame Bericht liegt in deutscher und russischer Sprache (GRS-88) sowie in englischer Sprache (GRS-92) vor.

Des weiteren bestand für die Untersuchungen eine enge Zusammenarbeit mit dem IPSN. Ein gemeinsamer GRS/IPSN-Ergebnisbericht in englischer Sprache wird in Kürze veröffentlicht. Die grundsätzlichen Ansätze der beteiligten Fachleute zur Ertüchtigung und die Auswahl der wichtigsten kompensierenden Ertüchtigungsmaßnahmen stimmen überein. Die Erkenntnisse aus der Sicherheitsbewertung sollen in die international angestrebten Ertüchtigungsmaßnahmen in Kernkraftwerken mit Reaktoren gleicher Baulinie eingebracht werden (z. B. Rovno, Mochovce oder Kola).

#### • **WWER-1000/W-320 (Stendal)**

Die sicherheitstechnischen Untersuchungen für Reaktoren vom Typ WWER-1000/W-320 am Beispiel des Kernkraftwerks Stendal sind nahezu abgeschlossen. Die Analysen wurden ebenfalls in enger Zusammenarbeit mit dem IPSN durchgeführt. Die ursprünglich vorgesehene, sehr frühe Einbeziehung von sowjetischen Experten mußte wegen des Umbruchs in der ehemaligen Sowjetunion mehrmals verschoben werden. Eine Diskussion mit russischen Experten (Kurchatov-Institut, Atomenergoprojekt, OKB Gidopress und AUSRIIM) konnte erst im März 1992 in Berlin stattfinden. Erörtert wurden die Themenfelder Systemtechnik, Elektro- und Leittechnik, Kernausslegung, Störfallanalysen, Komponenten- und Werkstoffverhalten, Betriebserfahrungen und Strahlenschutz. Die Diskussionen über Empfehlungen zu Ertüchtigungsmaßnahmen ergaben weitgehende Übereinstimmungen, aber auch Differenzen bzw. Klarstellungen. Für abgesicherte gemeinsame Aussagen sind noch vertiefende fachliche Kontakte notwendig. Zum derzeitigen Stand der Untersuchungen wird ein gemeinsamer GRS/IPSN-Bericht in englischer Sprache erstellt.

### **Sicherheitsuntersuchungen zu Brennstoffkreislauf und Entsorgung**

#### • **Brennelementversorgungsanlagen und Brennelementeinsatz**

Die Sicherheitsanforderungen für Anlagen zur Herstellung von niedrig angereichertem Uran, Mischoxid (MOX), zur staatlichen Verwahrung von Kernbrennstoffen sowie für Urananreicherungsanlagen werden entsprechend neuer Erkenntnisse kontinuierlich entwickelt.

Die besonderen Vorkommnisse in Brennelementfabriken, Anreicherungsanlagen und Wiederaufarbeitungsanlagen im In- und Ausland werden regelmäßig erfaßt und ausgewertet. Hierzu wurde die Datenbank VIBS eingerichtet.

In einer Studie wurden Möglichkeiten untersucht und bewertet, neuere Entwicklungen bei der Automatisierung und Fernbedienung zu berücksichtigen, die bei der Brennelementfertigung die Sicherheit erhöhen und die Strahlenexposition vermindern.

Die Tätigkeiten des Arbeitskreises der Staatssekretäre von Bund und Ländern, der die Neuformulierung der Entsorgungsgrundsätze zum Ziel hat, werden durch Untersuchungen zum Entsorgungsbedarf - Mengenaufkommen an abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen - und zur Entsorgungssicherheit unterstützt. Hierbei kommt das von der GRS entwickelte PC-gestützte Rechenmodell ZYKLUS zur Anwendung.

Ein computergestütztes Modell (BETRA) zum Anfall und zur Entsorgung abgebrannter Brennelemente - unter anderem auch im Hinblick auf die Erfüllung des Entsorgungsvorsorgenachweises - ist im Einsatz. Die errechneten Daten werden anhand einer jährlichen Länderumfrage regelmäßig aktualisiert.

#### • **Direkte Endlagerung**

Im Rahmen der F+E-Arbeiten zur Direkten Endlagerung ausgedienter Brennelemente ist es Aufgabe der GRS, diese Arbeiten sicherheitstechnisch im Hinblick auf genehmigungsrelevante Aspekte zu bewerten sowie das sicherheitsanalytische Instrumentarium zu prüfen und Rechencodes zu qualifizieren.

Dies umfaßt im einzelnen die Planungsarbeiten zur Systemanalyse Endlagerkonzepte (SEK), zur Simulation des Schachttransportes und zu Handhabungsversuchen zur Streckenlagerung, zum Aktiven Handhabungsexperiment sowie zur HAW-, MAW- und HTR-Verbrauchseinlagerung.

- **Deutsch-Französische und Deutsch-Britische Expertenkommissionen**

Im Jahre 1989 wurden zwischen dem BMU und den jeweiligen für die Sicherheit der Kernenergienutzung zuständigen Ministerien Frankreichs und Großbritanniens bilaterale Vereinbarungen zur verstärkten Zusammenarbeit getroffen, die jeweils auch die Bildung einer gemeinsamen Expertengruppe zur Untersuchung sicherheitsrelevanter Fragestellungen beinhaltete. Von den beiden Expertengruppen wurden 1991 Abschlußberichte vorgelegt.

- **AVK**

Die GRS hat an der Entwicklung eines Abfallfluß-, Verfolgungs- und Produktkontrollsystems (AVK) mitgearbeitet. Nach Abschluß der programmtechnischen Umsetzung und Übergabe eines lauffähigen Software-Paketes an die GNS wurde das Programm in Kernkraftwerken implementiert und die damit zusammenhängenden Arbeiten durchgeführt, wie

- Unterstützung beim sachgerechten Einsatz und Systembetrieb,
- Programmoptimierung unter Verwendung gewonnener Betriebserfahrungen,
- Programm-Aktualisierung aufgrund geänderter Regelungen oder neuer Erkenntnisse.

## **Sicherheitsbewertung kerntechnischer Anlagen im Ausland**

- **EG-Projekte**

Bei den von der Kommission der Europäischen Gemeinschaften (KEG) geförderten Projekten sind zu unterscheiden:

- Projekte zum F&E-Rahmenprogramm und sonstigen Programmen (z.B. Pilot- und Demonstrationsprojekte, Kooperation mit osteuropäischen Institutionen) der KEG.

Diese Projekte resultieren aus Ausschreibungen im Amtsblatt der EG, in Sonderfällen aus Direktvergaben. Die KEG trägt bis zu 50 % der Gesamt-Projektkosten, der Rest muß durch Eigenbeteiligung des Antragstellers oder durch einen Ko-finanzierungspartner des letzteren gedeckt werden.

- Projekte im Rahmen der Aktionen

- PHARE: Unterstützung des wirtschaftlichen Wiederaufbaus der mittel- und osteuropäischen Länder (MOEL, außer GUS)
- TACIS: Technische Unterstützung der Gemeinschaft Unabhängiger Staaten (GUS).

Zu fördernde Projekte müssen von Antragstellern der Empfängerländer (MOEL, GUS) spezifiziert und von zuständigen Regierungsstellen bei der KEG eingereicht werden. Die Projektdurchführung erfolgt durch Organisationen des Antragsteller-Landes zusammen mit solchen aus westlichen Ländern. Finanziert werden allein die Projektarbeiten der Projektpartner aus EG-Ländern, und zwar bis zu 100 %.

### *F&E-Projekte der EG*

Das GRS-Interesse an F&E-Projekten der KEG richtet sich auf Projekte zu den folgenden fünf der insgesamt 15 spezifischen Programme des derzeit laufenden 3. Rahmenprogramms 1990 - 1994:

- Sicherheit bei der Kernspaltung,
- Informationstechnologien (ESPRIT),
- Industrielle und Werkstoff-Technologien (BRITE/EuRam II),
- Umwelt und
- Nichtnukleare Energien.

Bisher hat die GRS nur zu den Programmen "Informationstechnologie" (ESPRIT III) und "Sicherheit bei der Kernspaltung" Angebote erstellt bzw. eingereicht.

Von drei zum Programm ESPRIT III im Oktober 1991 eingereichten Angeboten wurde nur das Angebot zum RECYCLE-Projekt (ca. 0,4 MECU) von der KEG angenommen. Zur Zeit laufen hierzu Vertragsverhandlungen.

Zum 2. Rahmenprogramm 1987 - 1991 laufen derzeit noch die folgenden Projekte mit GRS-Beteiligung zum Bereich

- Endlagerung

EVEREST (Evaluation des Eléments Responsables des Equivalents de dose associés aux Stockages des Déchets Radioactifs)

Es werden Sensitivitäten von Elementen bezüglich ihrer effektiven Strahlenexpositionen bewertet, die bei Endlagersystemen radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen (Granit, Salz, Ton) relevant sind.

PEGASE (Program for Evaluation of Gas Effects in Nuclear Waste Repositories)

Modelle werden entwickelt zur Bestimmung des Einflusses der Gasproduktion und der Gastransportmechanismen auf den Grundwasserfluß, die Standfestigkeit künstlicher Barrieren und die Nuklidmigration bei HAW und MAW in Endlagerformationen aus Granit oder Salz.

- Leitnuklide-Konzept

Die GRS hat im Auftrag von VDEW/GNS ein Verfahren entwickelt, das eine Bestimmung der Aktivität relevanter Leitnuklide in Kernkraftwerks-Abfällen erlaubt. Die Ergebnisse haben gezeigt, daß für einige Leitnuklide die Datenbasis zur Ableitung von Nuklidrelationen nicht ausreicht und noch durch Messungen gewonnen werden muß. Dazu wird eine Meßwertdatenbank aufgebaut, die in Kombination mit einem Auswertprogramm eine automatische Auswertung der gemessenen Korrelationen erlaubt. Im Rahmen einer europäischen Zusammenarbeit mit dem CEA in Frankreich und ONDRAF/NIRAS in Belgien werden auch die dort vorliegenden Messungen in einer vergleichenden Analyse mit in die Auswertung einbezogen.

Im Rahmen der Kooperation der KEG mit osteuropäischen Institutionen wird derzeit folgendes Projekt mit GRS-Beteiligung bearbeitet:

- Vorbereitung einer EG-GUS Analyse zur langfristigen Sicherheit bestehender Kernkraftwerke



Die KEG hat die GRS und die EdF mit der Koordination und Organisation der Arbeiten zur Erstellung eines Arbeitsplanes für eine EG-GUS-Analyse zur langfristigen Sicherheit bestehender Kernkraftwerke beauftragt. Im Hinblick auf die Vielzahl der Partner werden die Kosten für die Koordination von der KEG zu 100% übernommen, die Kosten für die fachlichen Arbeiten zu 50%. Das Gesamtvolumen beträgt 0,5 MECU, davon etwa 0,12 MECU für die GRS.

Des weiteren wird direkt für die KEG derzeit nachfolgender Auftrag bearbeitet:

- Strategieüberlegungen für die KEG

Im Rahmen dieses KEG-Auftrages (0,125 MECU) an GRS/IPSN wurde Ende 1991 ein Bericht erstellt zu Strategieüberlegungen für KEG-Unterstützungsprogramme der mittel- und osteuropäischen Länder sowie der GUS auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit. Dieser Bericht ist von der KEG im Januar 1992 in ein eigenes Positionspapier "Strategy for support to the States of Central and Eastern Europe and the USSR in nuclear safety" übernommen worden.

#### *Inspektion in Kozloduj*



Bei der weiteren Bearbeitung dieses Auftrags durch GRS/IPSN werden die oben angeführten Überlegungen mit osteuropäischen Partnern von Behörden, Sicherheitsinstituten und der Industrie diskutiert und die Ergebnisse in einem Abschlußbericht zusammengestellt.

#### *PHARE- und TACIS-Projekte der EG*

Aufbauend auf den Ergebnissen der sicherheitstechnischen Untersuchungen zu den WWER-Anlagen für den BMU, den entsprechenden F+E Vorhaben im Rahmen der Wissenschaftlich-Technischen Zusammenarbeit (WTZ) im Auftrag des BMFT und verschiedenster Kontakte zu den Sicherheitsorganisationen und Experten der mittel- und osteuropäischen Staaten wurden einzelne gemeinsame Projektvorschläge (Tabelle 2.2) weiter konkretisiert, um die Sicherheitsbehörden und Forschungsstellen bei der Lösung ihrer Sicherheitsfragen zu unterstützen. Die Finanzierung dieser Vorhaben erfolgt im Rahmen von Projekten durch die EG (z. B. PHARE, TACIS).

Als gemeinsames PHARE-Projekt wird derzeit bearbeitet:

- Unterstützung der bulgarischen Genehmigungsbehörde (EG-PHARE)

Dieses Vorhaben läuft seit September 1991. Zuden vom Konsortium - bestehend aus Experten von IPSN (Frankreich), AVN (Belgien), NII, AEA (England) und GRS - bis Ende Januar 1992 durchgeführten Arbeiten wurde im Februar 1992 ein Zwischenbericht erstellt und an die bulgarische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (BNSA) sowie an die EG übergeben. Der Bericht enthält eine Zusammenfassung der bis zu diesem Zeitpunkt aus den Experten-Missionen und der Sicherheitsanalyse erarbeiteten Zwischenergebnisse mit einer umfangreichen Liste von unbedingt für erforderlich gehaltenen Nachrüstmaßnahmen für die Blöcke 1 und 2 des Kernkraftwerks Kozloduj. In diesen Zwischenergebnissen ist teilweise eine erste und nicht abschließende Beurteilung zu den vom Betreiber selbst vorgeschlagenen Nachrüstmaßnahmen (Outage-Programm) enthalten. Der Zwischenbericht wurde auf der Sitzung des EG-Steering Committee Kozloduj am 28. Februar 1991 in Brüssel sowie auf der Sitzung des IAEA-Steering Committee WWER-440/W-230 am 26./27. März 1992 in Wien zusammenfassend vorgestellt. Der Abschlußbericht zum derzeitigen Halbjahresprogramm ist in Arbeit.

Titel	Laufzeit
<b>TACIS-Projekte</b> (Projektvorschläge)	
Telecommunication Information System EC-CIS	3 Jahre
Support of Transfer of Accident Codes to Russian Nuclear Safety Authority and its Technical Support Organisations (TSO's) and Application of those Codes (AMDAHL Transfer; THERMOCODE Users' Club; Codes ATHLET, CATHARE, ICARE, ESADRE; Büro Moskau)	4 Jahre
Chemical Analysis Facility	10 Monate
Mobile NDT Facility	10 Monate
Safety Evaluation of RBMK 1000 - First Step (total amount 8 MECU)	12 Monate
Safety Evaluation of WWER 440-213 (Rovno) - First Step (total amount 1,5 MECU; supported by Russia since of interest to Kola NPP)	15 Monate
Safety Evaluation of WWER 1000 (Rovno) - First Step (total amount 8,0 MECU)	4,5 Jahre
<b>PHARE-Projekte</b> (Verträge)	
Assistance for the Reinforcement of the Nuclear Safety Authority in the Nuclear Safety Programme - Bulgaria (Kozloduj)	6 Monate
<b>Sonstige Projekte</b> (Verträge)	
Vorbereitung einer EG-GUS-Analyse zur langfristigen Sicherheit bestehender Kernkraftwerke	6 Monate
Strategieüberlegungen für KEG-Unterstützungsprogramme der MOEL und GUS auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit	6 Monate

Tabelle 2.2: EG-Projekte mit GRS-Beteiligung zur Unterstützung der MOEL- und GUS-Sicherheitsbehörden und deren technischer Institute

Review und technische Stellungnahme zum Outage-Programm waren im ursprünglichen Arbeitsprogramm nicht enthalten. Die Durchsicht und detaillierte Stellungnahme, z.B. Vorschlag und Bewertung einzelner organisatorischer und technischer Maßnahmen, erfordern einen wesentlich höheren Aufwand als ursprünglich bei Vereinbarung des Arbeitsprogramms abzusehen war. Die zum jetzigen Vertrag für das Konsortium bewilligten Mittel von 1 MECU, davon 0,34 MECU für die GRS-Arbeiten, sind erschöpft.

Die bulgarische Behörde BNSA hat mehrfach die vom Konsortium bislang geleistete Arbeit als positiv und sehr qualifiziert gewürdigt. Sie hält daher auch weiterhin die Unterstützung und Arbeit des Konsortiums - in einem von der EG finanzierten Dreijahresprogramm (1992-1994) - für unbedingt notwendig. Das hierzu erforderliche Arbeitsprogramm ist in seinen Grundzügen zwischen BNSA, Vertretern der EG und dem Konsortium besprochen und abgestimmt worden. Es wird zur Zeit im Detail ausgearbeitet.

Für EG-Projekte zu den TACIS-Aktionen liegt seit November 1991 eine umfangreiche Liste von über 200 Themenvorschlägen von verschiedenen russischen und ukrainischen Stellen vor. Diese Vorschläge betreffen Anlagen vom Typ WWER, RBMK, schnelle Brüter, Reaktoren der nächsten Generation sowie die Themen Training und Simulatoren. Sie umfassen ein weites Aktivitätsspektrum von der Beratung über Sicherheitsanalysen und -bewertungen, Backfitting und Funktionsprüfung bis hin zum Training. Mehrere westliche (EG- und Nicht-EG-) Organisationen aus Industrie und Forschung sind darin involviert, darunter auch die GRS.

Aus diesen über 200 Vorschlägen wurden inzwischen von der KEG 30 prioritäre Vorschläge ausgewählt und mit den zuständigen Stellen der GUS diskutiert. Sie umfassen ein Finanzvolumen von 53 MECU aus dem Budget 1991. Daraus wurden Anfang April 1992 Vorschläge, die die Unterstützung der russischen und ukrainischen nuklearen Sicherheits-

behörden betreffen, mit den zuständigen Vertretern dieser Länder in Brüssel diskutiert. Einige dieser Vorschläge betreffen eine GRS/IPSN-Beteiligung und beinhalten u. a.

- den Transfer der GRS-AMDAHL-Rechenanlage zum Kurchatov-Institut in Moskau
- den Transfer von Rechenprogrammen für die Sicherheitsanalyse (z.B. ATHLET, CATHARE)
- die GRS/IPSN-Unterstützung bei der Benutzung dieser Rechenprogramme im Rahmen des "THERMOCODE Users' Club"
- die Einrichtung eines Telekommunikations-Systems
- die Einrichtung eines gemeinsamen Standortbüros für GRS/IPSN in Moskau und Kiew, von dem aus auch BMU- und KEG-Interessen vor Ort wahrgenommen werden sollen,
- die Sicherheitsbewertung WWER-440/W-213-Reaktoren (Kernkraftwerk Rovno 1,2)
- die Sicherheitsbewertung WWER-1000/W-320-Reaktoren (Kernkraftwerk Rovno 3).

#### • Bilaterale Vorhaben

##### *Nachrüstkonzept für das Kernkraftwerk Borssele (KCB)*

Im Auftrag der niederländischen Aufsichtsbehörde hat die GRS eine umfassende Bewertung wesentlicher Aspekte des von Siemens/KWU erarbeiteten Konzepts für die Nachrüstung des Kernkraftwerks Borssele, einem Druckwasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von ca. 480MW, vorgenommen.

##### *NAGRA*

Im Rahmen der Anlagen- und Betriebsplanung für das zukünftige Schweizer Endlager für schwach- und mittelradioaktive Abfälle (EL SMA) ist auch eine Sicherheitsanalyse für die Betriebsphase des Endlagers vorgesehen. Diese Sicherheitsanalyse soll, soweit möglich, begleitend zur Anlagen- und Betriebsplanung durchgeführt werden, um die sicherheitsrelevanten Aspekte bei der Planung der Anlage

möglichst frühzeitig berücksichtigen zu können. Mit der Durchführung der Sicherheitsanalyse wurde die GRS im März 1992 beauftragt.

## Untersuchungen auf nichtnuklearen Gebieten

### • Geschäftsstelle "Anlagensicherheit"

Nach § 31a Bundes-Immissionsschutzgesetz ist beim Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) ein Technischer Ausschuss für Anlagensicherheit (TAA) gebildet worden, der die Bundesregierung oder den zuständigen Bundesminister in sicherheitstechnischen Fragen berät, die die Verhinderung von Störfällen und die Begrenzung ihrer Auswirkungen betreffen. Ferner erarbeitet der TAA dem Stand der Sicherheitstechnik entsprechende Regeln.

Außerdem ist beim BMU die Störfall-Kommission (SFK) gebildet worden (nach § 51a Bundes-Immissionsschutzgesetz), die die Aufgaben des TAA durch die Erstellung von Gutachten in regelmäßigen Abständen oder aus besonderem Anlaß ergänzt.

Die Aufgaben einer gemeinsamen Geschäftsstelle des TAA und der SFK werden künftig von der GRS, Köln, wahrgenommen.

Vordringliche Aufgaben im Vorfeld der Tätigkeit des TAA und der SFK sind:

- Entwurf einer Geschäftsordnung für den TAA und die SFK,
- Erarbeiten eines Aufgabenkatalogs mit Prioritätenfestlegung als Diskussionsgrundlage für die Arbeit des TAA und der SFK, wobei eine eindeutige Aufgabentrennung beider Gremien zu berücksichtigen ist,
- Bestandsaufnahme der Arbeiten der bisherigen Störfall-Kommission,

- Planung einer Datenbank zur Erfassung der gesamten Tätigkeit beider Ausschüsse der Geschäftsstelle,
- Vorschlag zur Einrichtung einer zentralen Meldestelle für Störfälle.

### • An- und Abfahrvorgänge in Chemieanlagen

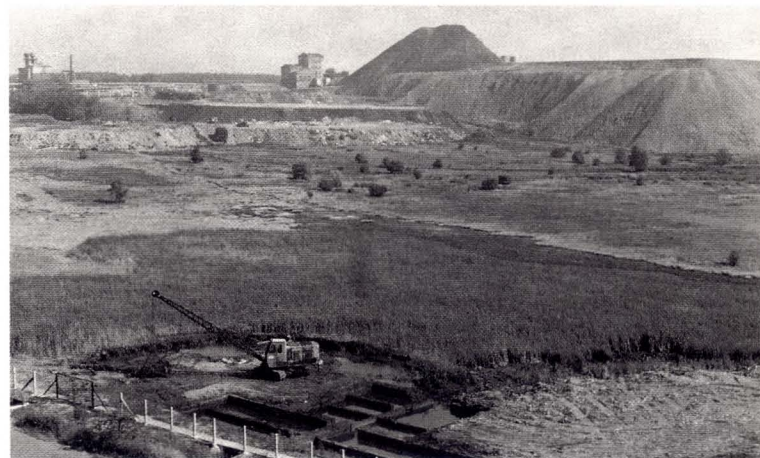
Das An- und Abfahren einer Chemieanlage ist gekennzeichnet durch die verstärkte Notwendigkeit von Handeingriffen. Gleichzeitig müssen Sicherheitssysteme

gedrückt werden. Daraus folgt, daß es sich um Betriebsvorgänge handelt, bei denen die Wahrscheinlichkeit für ein Systemversagen und damit die Gefährdung des Betriebspersonals höher als im Normalbetrieb liegt.

Das An- und Abfahrverhalten einer Chemieanlage im Vergleich zum stationären Betrieb ist daher Gegenstand einer Untersuchung, die von der Bundesanstalt für Arbeitsschutz bei der GRS in Auftrag gegeben wurde.

## Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten (Altlastenkataster)

*In der Südregion der ehemaligen DDR wurde seit dem frühen Mittelalter, verstärkt nach umfangreichen Silberfunden im 15. Jahrhundert, der bergmännische Abbau u.a. von Silber, Zinn, Kupfer und Steinkohle durchgeführt. Die gesuchten Mineralien traten häufig zusammen mit Uranmineralien auf, die somit gleichzeitig zutage gefördert wurden. Da sie zur damaligen Zeit ohne Wert waren, wurden sie zusammen mit dem Abraum in der Umgebung der Förderorte und Siedlungen gelagert. Der Abraum diente in der Folgezeit oft als Baumaterial und Baugrund. Die oberflächennahen Auffahrungen und Halden sind somit heute kaum als Halden zu erkennen und nicht vollständig katastermäßig erfaßt ( Altlasten aus dem Altbergbau).*



*Hinterlassenschaft  
des Bergbaus:  
im Vordergrund:  
Reinigung  
belasteten Wassers  
in der Mitte:  
anfallende Schlämme  
im Hintergrund:  
Halden*

Nach dem 2. Weltkrieg begann unter sowjetischer Leitung die Sowjetische Aktiengesellschaft (SAG) mit intensivem Uranerzabbau ausgehend von den vorhandenen bergbaulichen Anlagen. Durch Erschließung neuer Vorkommen im Vogtland, in Thüringen und in weiteren Gebieten entstanden zahlreiche Bergbaubetriebe, Schächte, Stollen, Tagebaue, Bearbeitungs-, Verlade- und Transporteinrichtungen sowie Aufbereitungsbetriebe

mit mechanischer und chemischer Anreicherung. Mitte der 50er Jahre wurde die SAG in die Sowjetisch-Deutsche Aktiengesellschaft (SDAG) Wismut überführt. Ein großer Teil der bis dahin aktiven Betriebe, Schächte und Anlagen wurde bis Anfang der 60er Jahre stillgelegt.

Die durch diese Altlasten des Uran- und sonstigen Erzbergbaus in den neuen Bundesländern Sachsen, Thüringen und

Sachsen-Anhalt bedingte außergewöhnliche Strahlensituation ist Ursache weit verbreiteter Befürchtungen und erheblicher Hemmnisse insbesondere der wirtschaftlichen Entwicklung der betreffenden Regionen. Ihre Untersuchung und Bewertung ist ein dringendes umweltrelevantes, politisches und wirtschaftliches Erfordernis und wurde daher in den deutschen Einigungsvertrag als besondere Aufgabe des Bundes mit Zuständigkeit beim Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) aufgenommen. Das für solche außergewöhnlichen Strahlensituationen zutreffende Strahlenschutzvorsorgegesetz (StrVG) wurde entsprechend ergänzt.

In Wahrnehmung seiner Zuständigkeit wurde vom BfS das Projekt "Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten (Altlastenkataster)" initiiert. Es hat folgende Zielsetzung:

- den Umfang und die radiologische Bedeutung der bergbaulichen Altlasten festzustellen,
- Begründungen zu schaffen für Gefahrenabwehrung und langfristigen Schutz der Bevölkerung,
- sachliche Aufklärung der beunruhigten Öffentlichkeit,
- Unterstützung der betroffenen Regionen bei ihrer territorialen Planung und wirtschaftlichen Entwicklung, unter anderem von Gewerbe und Fremdenverkehr.

Das Gesamtprojekt umfaßt sechs Teilprojekte (Bild 2.1). Ziel des vom 1. Mai 1991 bis 30. April 1992 bearbeiteten Teilprojektes TP 2 (Altlasten Bergbau / vorhandene Daten) war es, die bei verschiedenen Betrieben und Behörden der ehemaligen DDR vorhandenen Daten und Informationen zu sichern, zu erfassen, DV-gerecht aufzuarbeiten, in einer Gesamtdatei zu speichern und auszuwerten. Mit der vertraglichen Bindung und Koordination der Nachauftragnehmer, bei denen das notwendige regionale bergbauspezifische Fachwissen und die erforderlichen Daten vorhanden sind, sowie mit dem Aufbau der Daten-

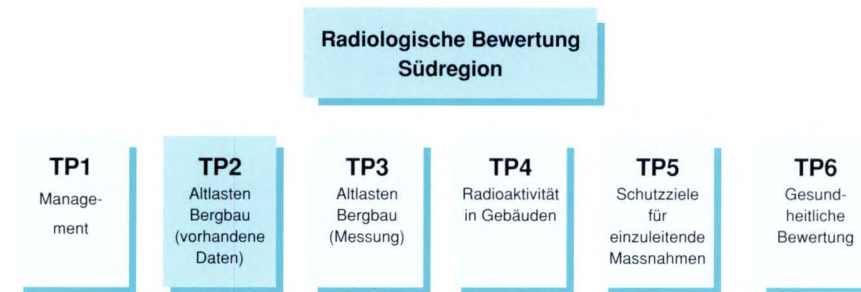


Bild 2.1: Der Projektstrukturplan mit Übersicht über die Teilprojekte (TP)

bank und mit Leistungen zur Ergebnisdarstellung wurde die GRS beauftragt.

Für alle weiterbetriebenen Anlagen und Einrichtungen ist die Wismut aufgefordert, eine vergleichbare Erhebung im Auftrag des Bundesministers für Wirtschaft (BMWi) durchzuführen (Umweltkataster). Da die Wismut als Unterauftragnehmer auch in die Erstellung des Altlastenkatasters einbezogen ist, wird sie die Kompatibilität des Umweltkatasters mit den hier durchgeführten Erhebungen (Altlastenkataster) sicherstellen.

Ausgangspunkt des Projektes "Altlastenkataster" waren sogenannte Verdachtsflächen, die aufgrund bereits vorliegender Informationen über bergbauliche Tätigkeiten, im wesentlichen des Uranerzbergbaus, sowie über erhöhte Gammadosisleistungen definiert worden waren. Die Gebiete erhöhter Gammadosisleistungen waren durch Überfliegen des Geländes gefunden worden (sogenannte Aerogamma-Messungen). Die festgelegten Verdachtsflächen haben eine Gesamtfläche von ca. 1500 km<sup>2</sup>, verteilt auf die drei genannten Bundesländer (Bild 2.2).

Für die Verdachtsflächen wurden die vorliegenden Informationen über bekannte Objekte, über Radioaktivität in Umweltmedien sowie geologische und hydrogeologische Datengesammelt. Dabei dienen die geologisch-hydrogeologischen Daten im wesentlichen dazu, künftig Aussagen über den Transport radioaktiver Stoffe im Boden und im Grundwasser zu ermöglichen. Als Ergebnis liegen folgende Informationen vor:

- Insgesamt 34 Verdachtsflächen sind durch ihre Koordinaten und die Beschreibungen der Flächen und geologischen Verhältnisse gekennzeichnet.
- Es sind knapp 7000 Objekte erfaßt und nach Art des Objektes gekennzeichnet. Es hat sich gezeigt, daß eine beträchtliche Anzahl von Objekten auch außerhalb der vorher definierten Verdachtsflächen liegt.
- Als Radioaktivitätsdaten sind die Ergebnisse der Aerogamma-Messungen für alle Verdachtsflächen und zum Teil flächendeckend für Sachsen und Thüringen erfaßt. Außerdem liegen Meßwerte zu Ortsdosisleistung und Radioaktivitätskonzentrationen in Luft, Boden und Wasser innerhalb und außerhalb einiger Verdachtsflächen vor.
- Als geowissenschaftliche Daten sind einige Tausend Datensätze zu geologischen Aufschlüssen, Wasseranalysen und Wasserstandsmessungen gespeichert.

Die Auswertung des vorliegenden Datenbestandes, der zu einem erheblichen Teil aus den fünfziger und sechziger Jahren stammt, ergab Lücken und Unzulänglichkeiten. So beziehen sich die vorliegenden Informationen über den Radionuklidgehalt des Bodens zu einem erheblichen Teil auf die Suche nach Uranerzlagerstätten und nicht auf den aktuellen Zustand der vorhandenen Objekte. Die Ergebnisse der Aerogamma-Messungen sind relativ grob und reichen für eine Bewertung einzelner Objekte im allgemeinen nicht aus. Auch bei der Festlegung der Lage und der Beschreibung der Objekte wurden Unstimmigkeiten gefunden.

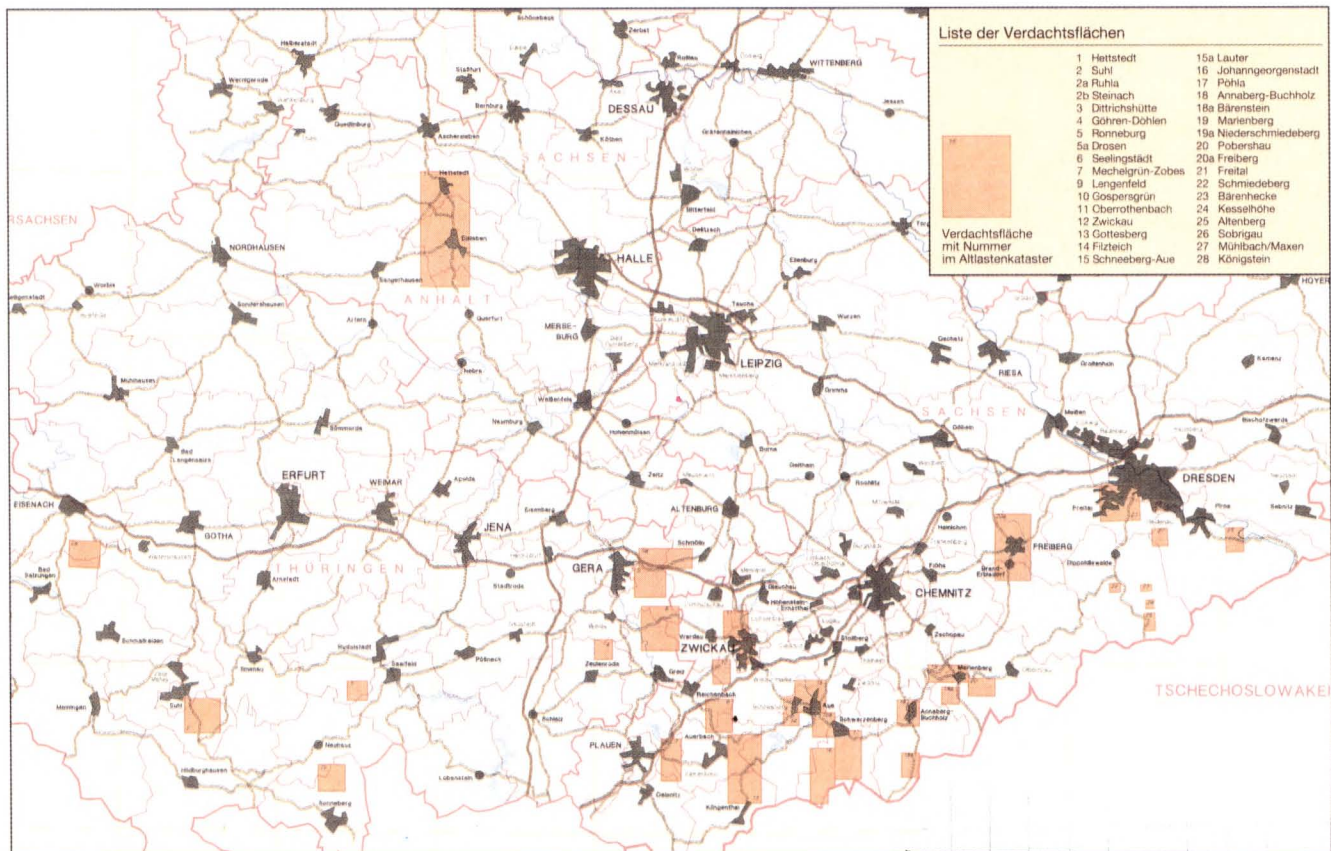


Bild 2.2: Die Verdachtsflächen in den Ländern Sachsen, Thüringen und Sachsen-Anhalt

Dennoch können aus den bisher vorliegenden Daten wichtige Erkenntnisse abgeleitet werden: So ist es aufgrund der Aerogamma-Messungen, zusammen mit den Informationen über die Objekte, möglich, innerhalb der Verdachtsflächen Teilgebiete anzugeben, die keine Objekte enthalten und nach der Datenlage unbelastet sind. Damit können neue kleinere Untersuchungsgebiete definiert werden, die künftig durch Messungen überprüft werden sollen. Dadurch werden die Anzahl der Messungen sowie der Arbeits- und Kostenaufwand erheblich reduziert. Insgesamt vermindert sich die Größe der ursprünglichen Verdachtsflächen von ca. 1500 km<sup>2</sup> auf etwa 240 km<sup>2</sup>, die näher zu untersuchen sind.

Zusätzlich wurden an drei Standorten sogenannte Pilotprojekte durchgeführt, die einen Modellcharakter für alle zu-

künftigen standortbezogenen Meßprogramme haben sollen. Ziel dieser Pilotprojekte war es daher zum einen, den notwendigen Umfang und Inhalt eines Meßprogramms (Radiologie, Geologie, Hydrogeologie) festzulegen, und zum anderen, zusätzliche Erfahrungen in der Untersuchungsmethodik und der Meßtechnik zu sammeln. Mit dieser Vorgehensweise soll ein einheitliches Vorgehen bei allen zukünftigen Meßprogrammen gewährleistet werden.

In allen drei Pilotprojekten konnten die Lage und flächenhafte Ausdehnung von kontaminierten Teilgebieten und Objekten durch die eingesetzten radiologischen und chemischen Untersuchungsmethoden qualitativ und quantitativ bestimmt und von den geogen beeinflussten Gebieten sicher abgegrenzt werden. Dadurch war es möglich, die radiologisch relevanten Teilflächen festzulegen und

andererseits Flächen zu definieren, die radiologisch ohne Bedeutung sind und daher ohne Einschränkungen weiter verwendet werden können.

Für die weitere Arbeit im Teilprojekt TP 3 (Altlasten Bergbau / Messungen) ist es in erster Linie notwendig, die Objekte vor Ort zu überprüfen, wobei die zuständigen Landratsämter mit einbezogen werden. Hierfür wird Kartenmaterial vorbereitet. Nach dieser Überprüfung kann die Klassifizierung der Objekte in die Gruppen *radiologisch nicht relevant*, *möglicherweise relevant* und *relevant* vorgenommen werden. Objekte mit besonders hoher radiologischer Bedeutung werden prioritär ausgewiesen. Damit besteht eine abgesicherte Basis für die gezielte Durchführung von Meßprogrammen und eine Entscheidungsgrundlage, ob Objekte und Flächen freigegeben werden können oder gesichert bzw. saniert werden müssen.

# 3

## Forschungsergebnisse aus den Fachbereichen

### 3.1 ATHLET-Verifikation anhand der Vorausrechnung des Experiments BETHSY 9.1 b (ISP-27)

Das Rechenprogramm ATHLET<sup>1)</sup> wurde von der GRS entwickelt, um das Betriebs- und Störfallverhalten von Leichtwasserreaktoren zu untersuchen. Zur Qualifizierung des Rechenprogramms werden Einzeleffekttests und Integralversuche aus der OECD-CSNI-Verifikationsmatrix voraus- und nachgerechnet. Die OECD schreibt internationale Standardprobleme (ISP) aus, um die Leistungsfähigkeit der Rechenprogramme und der Anwender zu überprüfen.

Am Standardproblem ISP-27, der Vorausrechnung des BETHSY-Versuchs 9.1.b, beteiligten sich 23 Organisationen aus 19 Ländern mit neun verschiedenen Rechenprogrammen. Die GRS nahm erfolgreich mit ATHLET daran teil. Das ISP-27 war ein "blindes Standardproblem", d.h. den Teilnehmern waren zwar Anfangs- und Randbedingungen bekannt, nicht aber die Meßergebnisse.

Der BETHSY-Versuch 9.1 b<sup>2),3)</sup> untersucht einen Störfall mit Mehrfachausfällen, der unter Anwendung von anlageninternen Notfallmaßnahmen in einen sicheren Zustand überführt wird.

#### Kurzbeschreibung der Versuchsanlage BETHSY

BETHSY<sup>4)</sup> ist eine Integralversuchsanlage beim Centre d'Etudes de l'Energie Nucléaire (CEN) in Grenoble, Frankreich, zur Untersuchung von Störfallabläufen in einem Druckwasserreaktor. Als Referenzanlage dient eine 900-MW-Reaktoranlage der Firma FRAMATOME mit drei Umwälzschleifen. Die Versuchsanlage ist gegenüber der Referenzanlage im Maßstab 1:100 verkleinert (Volumenskalierung). Die Höhen sind im Maßstab 1:1 nachgebildet. Die maximale Heizleistung des Kerns beträgt mit 3 MW jedoch nur etwa 10 % der skalierten Nominalleistung. Die Versuchsanlage ist primärseitig auf einen Druck von 17,2 MPa und sekundärseitig auf 8,0 MPa ausgelegt.

In der BETHSY-Versuchsanlage ist der Primärkreislauf mit drei Schleifen, drei Dampferzeugern und allen aus thermohydraulischer Sicht wesentlichen Systemen nachgebildet. Der Kern besteht aus 428 indirekt beheizten Stäben mit

einer axialen, cosinusförmigen Leistungsverteilung und einem maximalen axialen Leistungsfaktor von 1,6.

#### ATHLET/FLUT-Eingabedatensatz

Die Analyse für den BETHSY-Versuch 9.1b wurde mit dem Rechenprogrammpaket ATHLET/FLUT<sup>1),5)</sup> durchgeführt. Die für die Rechnung verwendete Objektstruktur zeigt Bild 3.1. Die Versuchsanlage wurde vollständig als 3-Loop-Anlage primärseitig und sekundärseitig einschließlich der Frischdampfleitung nachgebildet. Die sonstigen Systeme wie Akkumulatoren, Einspeisesysteme, Abblaseventile, Speisewasser- und Frischdampfregelung wurden insoweit berücksichtigt, wie diese im Versuch zum Einsatz kamen.

Die Gesamtanlage wurde mit 82 Thermofluidobjekten und 83 Wärmeleitobjekten simuliert. Dies ergab insgesamt 304 Zellen, 226 Strömungswege und 206 Wärmeleitelemente.

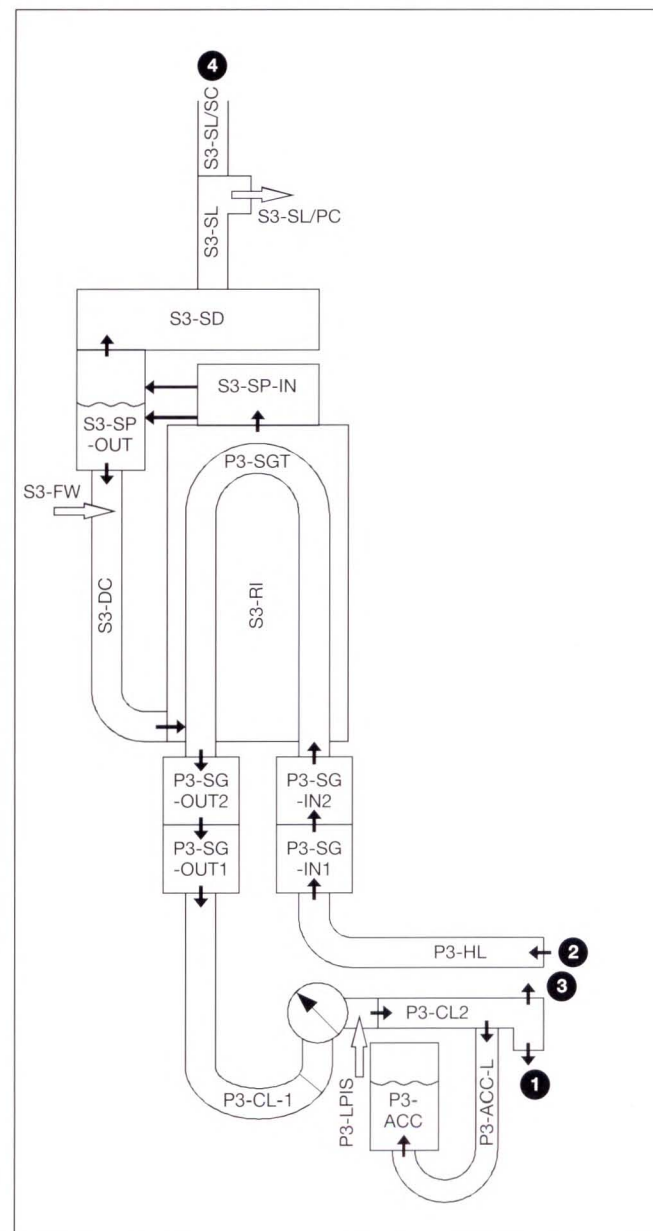
Der Reaktorkern wurde nur mit einem Kanal nachgebildet. Daher kann kein radiales Temperaturprofil berechnet werden.

Der Wärmeeintrag aus der Struktur in das Stickstoffpolster der Akkumulatoren wurde berücksichtigt, um die Druckabsenkung in den Akkumulatoren realistisch bestimmen zu können.

Die Daten für die kritische Ausströmung am Leck wurden an Meßdaten von "Moby Dick"-Versuchen kalibriert, die den Teilnehmern des ISP-27 zur Verfügung standen.

#### Versuchsablauf

Die Anfangsbedingungen des Versuchs 9.1 b konnten mit minimalen Abweichungen vorausgerechnet werden. Der Störfall wird durch einen 2-Inch-Bruch in einem



kalten Strang ausgelöst. Die Hochdruckeinspeisung versagt, nachdem die Anregekriterien erreicht sind. Durch die kontinuierlichen Massenverluste über das Leck wird der Kern teilweise freigelegt. Nachdem die maximale Kerntemperatur 723 K überschritten hat, wird durch das Öffnen von Abblaseventilen die sekundärseitige Druckentlastung als anlageninterne Notfallmaßnahme eingeleitet. Ziel dieser Maßnahme ist, das Wasser der Akkumulatoren zur Kernkühlung zu nutzen und lang-

fristig die Kernkühlung durch die Niederdruckeinspeisung sicherzustellen. Nach Erreichen von stabilen Nachkühlbedingungen wurde der Versuch beendet.

### Ergebnisse der Vorausrechnung mit ATHLET/FLUT

In der stationären Rechnung zur Ermittlung der Anfangsbedingungen konnten die im Versuch vorliegenden Werte bis auf geringe Abweichungen eingestellt werden.

Der mit ATHLET vorausgerechnete Ereignisablauf des BETHSY-Versuchs 9.1 b ist in Tabelle 3.1 wiedergegeben. Die Bilder 3.2 bis 3.5 zeigen den Vergleich zwischen Rechnung und Messung für den Druck im Druckhalter, den Bruchmassenstrom, den Wasserspiegel im Kern und die maximale Heizleitertemperatur.

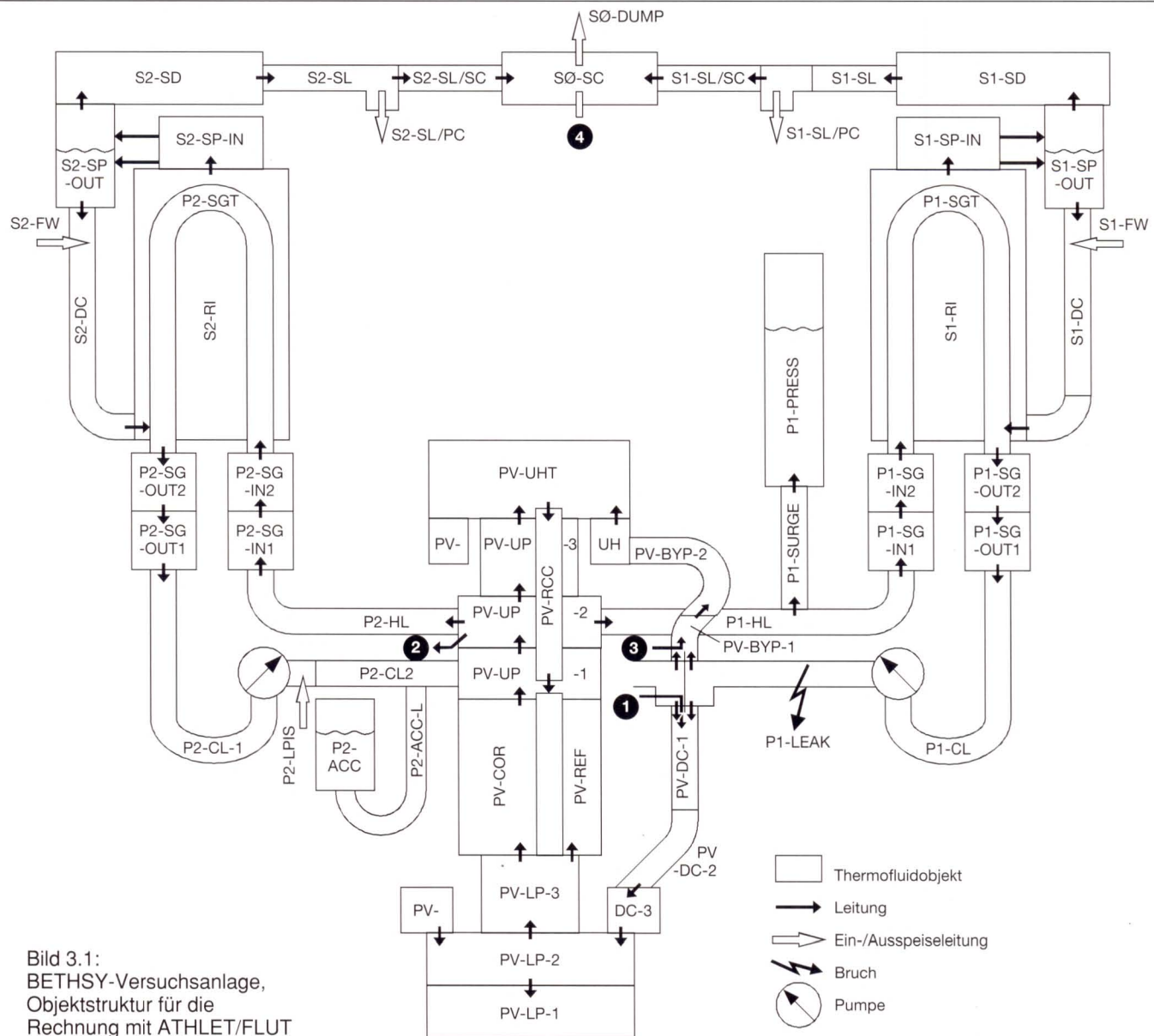


Bild 3.1:  
BETHSY-Versuchsanlage,  
Objektstruktur für die  
Rechnung mit ATHLET/FLUT

### Druckentlastungsphase bis zur Kernfreilegung

Der Störfall wird durch den Bruch im kalten Strang eingeleitet. Nach 36 s erfolgt das Signal für die Reaktorschnellabschaltung und nach 55 s das Signal für die Sicherheitseinspeisung. Die Hochdrucksicherheitseinspeisung wird jedoch als nicht verfügbar angenommen.

Mit dem Erreichen des Signals für die Sicherheitseinspeisung wird das Schließen des Turbinenumleitventils und das Abschalten der Speisewasserversorgung eingeleitet. Nach 85 s beginnen die Hilfsspeisepumpen, die Dampferzeuger wieder aufzufüllen. Zwischen 355 s und 972 s laufen die Hauptkühlmittelpumpen aus.

Bis 1500 s ist der Massenverlust über das Leck so groß geworden (Bild 3.3), daß der Bruch freigelegt wird und die Ausströmung von gesättigter Wasserströmung in gesättigte Dampfströmung übergeht.

Ereignis	Versuch	Vorausrechnung
	Zeit [s]	
Bruchöffnung	0	0
Schnellabschaltung	41	36
Sicherheitseinspeisesignal - Schließen der Turbinenventile - Abschalten der Speisewasserpumpen Zuschalten der Hilfsspeisewasserpumpen	82	84
Bruchfreilegung	1 350	1 500
1. Kernfreilegung	1 830	2 000
1. Pumpenbogenfreiblasen	1 944	2 073
2. Kernfreilegung	2 180	2 096
Beginn des sekundärseitigen Abblasens	2 562	2 440
Beginn der Akkumulatoreinspeisung	2 961	2 865
2. Pumpenbogenfreiblasen	3 067	2 917
Maximale Kerntemperatur	3 040	2 020
Völlige Wiederbenetzung des Kerns	3 450	3 510
Isolation des Akkumulators	3 831	3 741
Beginn der Niederdruckeinspeisung	5 177	7 150
Ende des Versuchs / der Rechnung	10 000	7 150

Tabelle 3.1: Ereignisablauf für den BETHSY-Versuch 9.1 b

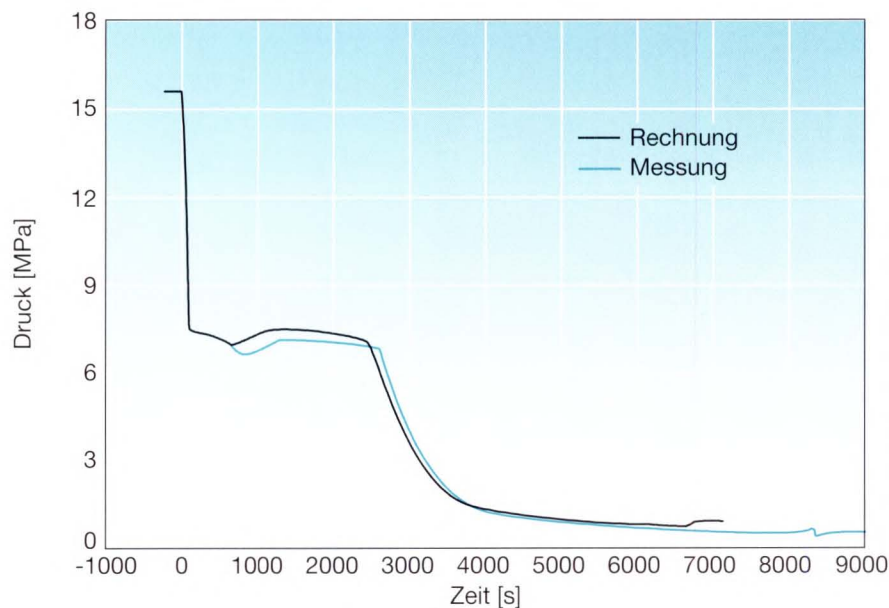


Bild 3.2: Druckverlauf im Druckhalter

### Sekundärseitige Druckentlastung als Accident-Management-(AM-) Maßnahme

Ab 1950 s beginnt die Kernfreilegung (Bild 3.4), und ab 2009 s fängt der Kern an, sich aufzuheizen (Bild 3.5). Bei 2080 s wird der Pumpenbogen freigeblasen. Nach 2440 s wird eine maximale Kerntemperatur von 723 K erreicht. Diese Temperatur löst die sekundärseitige Druckabsenkung aus mit dem Ziel, den Primärdruck unter den Akkumulatordruck abzusinken und später die Kernkühlung über die Niederdruckeinspeisung sicherzustellen. Das Öffnen der Abblaseventile der Dampferzeuger führt zu einer schnellen Druckabsenkung auf der Sekundär- und Primärseite (Bild 3.2).



Bei 2865 s nach Unterschreiten von 4,2 MPa beginnen die beiden Akkumulatoren einzuspeisen. Kurz danach steigt der Wasserstand im Kern (Bild 3.4) wieder an, und die maximale Kerntemperatur von 1061 K wird erreicht. Durch die kontinuierliche Einspeisung über die Akkumulatoren wird der Kern bis 3560 s vollständig wieder aufgefüllt. Nach 3741 s werden die Akkumulatoren bei einem Druck von 1,5 MPa wieder isoliert, um ein vollständiges Leerlaufen und damit eine Stickstoffausströmung zu verhindern.

### Niederdruckphase

Nach 5520 s wird der Druck im Primärkreis (Bild 3.2) von 0,91 MPa unterschritten. Somit reicht die Förderhöhe der Niederdruckeinspeisepumpe aus, um Notkühlwasser in den Primärkreis zu fördern. Der Wiederauffüllvorgang bei niedrigem Druck mußte ab 5650 s aufgrund zu kleiner Zeitschritte statt mit ATHLET (vier Gleichungen) mit FLUT (sechs Gleichungen) analysiert werden.

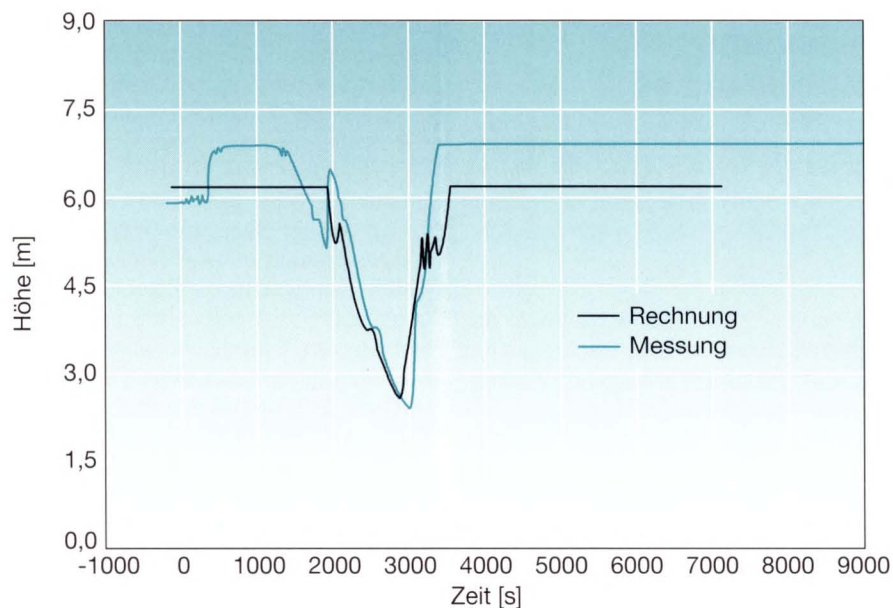


Bild 3.4: Wasserspiegel im Kern

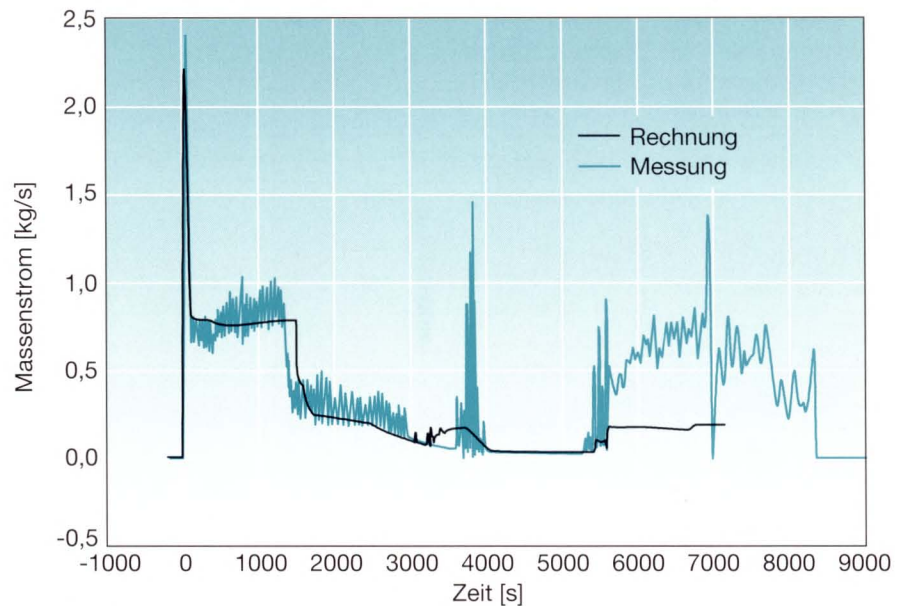


Bild 3.3: Bruchmassenstrom

Bei 6645 s werden in der Analyse stabile Nachkühlbedingungen erreicht, d. h. der Druck ist unter 2,5 MPa, die Fluidtemperatur unter 450 K und die Fluidunterkühlung am Kernaustritt größer als 20 K. Nach 6720 s ist der gesamte Primärkreislauf

außer dem Deckelraum und dem Druckhalter mit unterkühltem Wasser wieder aufgefüllt. Nach knapp zwei Stunden (Standardproblemzeit) wurde die Analyse beendet.

### Diskussion der Ergebnisse

Der Vergleich zwischen den Meß- und Rechenergebnissen zeigt eine sehr gute Übereinstimmung für eine blinde Vorausrechnung. Alle wesentlichen Phänomene wurden im richtigen Zeitrahmen vorausbestimmt. Auch im internationalen Vergleich gehört diese Analyse zu den besten.

Insgesamt zeigt die Vorausrechnung, daß mit ATHLET/FLUT ein komplizierter Störfallablauf mit Maßnahmen zum anlageninternen Notfallschutz im geforderten Umfang mit guter Übereinstimmung zum Versuch vorausberechnet werden kann. Als Nachteil muß beim gegenwärtigen Stand der Codeentwicklung der hohe Rechenzeitverbrauch und der Modellwechsel von ATHLET (4-Gleichungsmodell) auf FLUT (6-Gleichungsmodell) während der Transiente angesehen werden.

Die derzeitige Entwicklung einer 6-Gleichungsoption für ATHLET sollte in Zukunft den notwendigen Übergang von ATHLET auf FLUT vermeiden.

W. Pointner  
Abt. Störfallverhalten

- 1) M. J. Burwell, G. Lerchl, J. Miró, V. Teschendorff, K. Wolfert: The Thermalhydraulic Code ATHLET for Analysis of PWR and BWR Systems, 4th Int. Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics (NURETH-4), Karlsruhe, 10. - 13. Oktober 1989
- 2) T. Chataing, P. Clement: BETHSY: Preparatory Workshop for ISP-27, 2" Cold Leg Break without HPIS and with Delayed Ultimate Procedure, Note SETH/LES/90-104, June 1990
- 3) T. Chataing, P. Clement: BETHSY: Preliminary Data Comparison Report for ISP-27, 2" Cold Leg Break without HPIS and with Delayed Ultimate Procedure, STR/LES/91-48, November 1991
- 4) BETHSY: General Description, Note SETH/LES/90-97, April 1990
- 5) E. Hicken u.a.: FLUT-Programmentwicklung und UPTF-Versuchsbetreuung, Abschlußbericht, GRS, Februar 1991

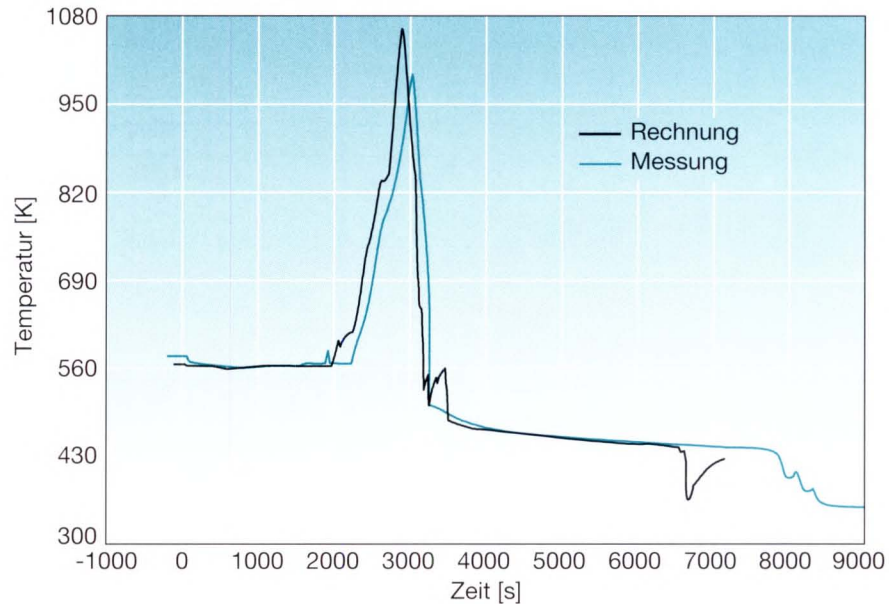


Bild 3.5: Maximale Heizleitertemperatur

## 3.2 Methodenentwicklung zur frequenzselektiven Schwingungsüberwachung an Dampfturbosätzen

Zur Überwachung und Schadenfrüherkennung an Komponenten von Druckwasserreaktoren hat die GRS das System COMOS entwickelt. COMOS (Condition Monitoring System)<sup>1)</sup> ist ein vollautomatisches Schwingungsüberwachungssystem, welches es erlaubt, aus der Aufzeichnung von Komponentenschwingungen Rückschlüsse auf den Strukturzustand zu geben.

In jedem Kraftwerk nimmt der Turbosatz aufgrund seiner Baugröße, seines Kapitaleinsatzes, der Komplexität seiner Einzelkomponenten und seiner Schlüsselfunktion für die Energieumsetzung und damit Anlagenverfügbarkeit eine Sonderstellung ein. Daher wird auch allen schadensverhütenden Maßnahmen eine hohe Bedeutung an dieser Komponente beigemessen. Im Bereich der Leittechnik sind hierunter neben der Turbinenregelung insbesondere der Turbinenschutz zu verstehen, der im wesentlichen eine Drehzahl-, Temperatur- und Schwingungspegelüber-

wachung beinhaltet. Eine hierzu vorgelegte Schwingungsüberwachung dient der frühzeitigen Erkennung von Anomalien, um Schadensentwicklungen zu erkennen und Schadens eskalationen zu vermeiden. Die Schwingungsüberwachung an Dampfturbosätzen stützt sich auf die einschlägigen Regelwerke ab (z.B. VDI 2059, Blatt 2) und beinhaltet im wesentlichen eine Überwachung von Wellen- und Lagerbockschwingungen im Bereich der Nennzahl bzw. der doppelten Drehfrequenz.

Die derzeit in den Anlagen realisierte Überwachungspraxis zur Erkennung von fehlerbedingten Schwingungsanomalien an Turbosätzen zeigt jedoch, daß die bisher etablierten Methoden in vielen Fällen nur unzureichende Frühwarnkriterien für den verantwortlichen Turbineningenieur liefern. Deshalb wurden vor zwei Jahren - initiiert von der Bayernwerk AG - am Siedewasserreaktor von Kernkraftwerk Isar 1 (KKI-1) entsprechende Untersuchungen gestartet. Dabei sollten Methoden zur verbesserten Schwingungsüberwachung an Turbosätzen auf der Basis heute verfügbarer Techniken praktisch erprobt werden, um daraus Anforderungen für optimierte Zielsysteme abzuleiten. Die hierzu zwischen der Bayernwerk AG, dem Allianz Zentrum für Technik (AZT) und der GRS geschlossenen vertraglichen Vereinbarungen sahen vor, zwei unterschiedlich ausgelegte Überwachungssysteme von AZT und GRS in enger und abgestimmter Weise in der Anlage KKI-1 als Technologieträger einzusetzen.

Spezifisches Merkmal des von AZT betriebenen Systems **VIBROTREND** ist eine On-line-Datenerfassung und Analyse im Zeitbereich, wobei die **vektorielle Überwachung** von drehfrequenten und doppelt-drehfrequenten Schwingungsanteilen im Vordergrund steht.

Die GRS stellte ein für den Turbineneinsatz modifiziertes **COMOS**-System zur Verfügung, welches - ähnlich wie bei der Pumpenüberwachung - für eine quasi-kontinuierliche **frequenzselektive Überwachung** konzipiert ist. Zusätzlich zu drehfrequenten und höheren harmonischen Signalanteilen können dabei noch Strukturresonanzen von rotierenden - aber auch feststehenden - Komponenten im Trendverhalten überwacht und analysiert werden. Parallel hierzu wurden von der GRS seit etwa einem Jahr Analysen zur **Laufschaufelüberwachung**, insbesondere der freistehenden Niederdruck-Laufschaufelreihen, in die COMOS-Signalverarbeitung integriert. Beide im COMOS integrierten Überwachungsziele werden im folgenden näher erläutert.

## Frequenzselektive Überwachung

An der dreigehäusigen Kondensationsturbinen im KKI-1 stehen für die Schwingungsanalysen zehn Wellenschwingungsaufnehmer und 18 Lagerbockschwingungsgeber zur Verfügung. Bild 3.6 oben zeigt die Aufnehmerpositionen/Meßeinrichtungen im Bereich von Hochdruck- und Niederdruckteilturbinen, Generator und Erregersatz. Die Generatorleistung im KKI-1 beträgt 970 MW bei einer Nenndrehzahl von 1500 Umdrehungen pro Minute (Upm).

Die am Turbosatz vorhandenen Wellen- und Lagerschwingungsaufnehmer liefern nicht nur die primär von der Restunwucht des Rotors herrührenden Schwingungsanteile bei einer Drehfrequenz von 25 Hz (ROTOR 1X) und höhere Harmonische Signalanteile (ROTOR 2X, 3X, ...). Darüber hinaus war zu erwarten, daß auch resonante Schwingungsphänomene erkennbar sein werden. Deshalb wurde das bei der Schwingungsüberwachung in Druckwas-

serreaktoren etablierte COMOS-Prinzip auf die Turbinenüberwachung transferiert: Hochaufgelöste Frequenzspektren, logarithmisch dargestellt, zeigen eine Vielzahl zusätzlicher Schwingungsspeaks (Bild 3.7, mitte). Die schwingungsmechanische Bedeutung der einzelnen Frequenzanteile konnte im Rahmen sogenannter Baselineanalysen unter Einsatz von Korrelationsverfahren hinreichend genau ermittelt werden. Da es sich hierbei sowohl um Rotorresonanzen als auch um Gehäuse- und Turbinentischschwingungen handelt, wurden für Zusatzuntersuchungen auch kurzzeitig Aufnehmer am Turbinentisch montiert. Die Autoleistungsdichtespektren (ALDS) in Bild 3.7, mitte, zeigen das Informationsangebot eines Lagerschwingungssignals an der ND2-Teilturbine (schwarzes Spektrum) im Vergleich zu einem Turbinentischaufnehmer nahe am ND2-Gehäuse (rotes Spektrum). Die eingetragenen Kurzbezeichnungen lassen erkennen, welche schwingungsmechanische Ursache den einzelnen Resonanzpeaks zugeordnet werden kann. Diese Resonanzen geben Aufschluß über eine Vielzahl von schadensbedingten Veränderungen, wie z. B. Lösen von Wellenkupplungen, Veränderungen an Turbinentischriegeln, Verschiebungen von Gehäuseresonanzen durch Verspannungen, Wellenverlagerungen nach transienten Betriebsvorgängen oder Rißwachstum am Rotor.

Die in COMOS realisierte Signalverarbeitung ermittelt derartige ALD-Spektren im 2-Stundentakt von allen 18 Lagerbocksignalen und den 10 Wellensignalen im KKI-1. Dabei muß jeweils eine ausreichende Mittelungszeit von mehreren Minuten berücksichtigt werden, um die zum Teil nur bei 1 µm Schwingungsamplitude liegenden Frequenzanteile mit ausreichender statistischer Genauigkeit zu bestimmen.

Die weitere Signalverarbeitung ist in den beiden Langzeittrends (Bild 3.7, unten) am Beispiel eines Lagerschwingungssignals erkennbar: In der linken Trenddarstellung sind die automatisiert überwachten Frequenzanteile der drehfrequenten, höheren harmonischen Anteile gekennzeichnet; in der rechten Darstellung sind

Frequenzbänder zur Überwachung von Resonanzen des Rotors (z. B. ND2 K), der ND-Gehäuse (z. B. ND1/2 V) bzw. des Turbinentisches (z. B. TISCH V2) beispielhaft integriert.

Die hieraus ableitbaren Trendverläufe von Peakmagnitude bzw. Peakfrequenz dieser definierten Spektralbereiche sind über einen ca. sechsmonatigen Zeitraum abgebildet. Die aktuellen Werte werden hierbei jeweils mit einem Referenzzustand verglichen. Abweichungen sind als prozentuale Veränderung der Peakmagnitude oder als diskrete Frequenzverschiebung darstellbar. In die Darstellung integriert sind ferner die als wesentlich erkannten Betriebsparameter Wirk- und Blindleistung der Anlage. Eine primäre Aufgabenstellung für eine effiziente Maschinenüberwachung besteht nun in der Ermittlung betriebsbedingter Einflüsse im Schwingungsverhalten.

Der entscheidende Vorteil der vorgestellten Methode ist darin zu sehen, daß die bisher nur während des Turbinenauslaufs zu analysierenden Resonanzeffekte (bei großen Grundlastmaschinen nur einmal jährlich am Zyklusende möglich) nunmehr während des Leistungsbetriebs mit einer nahezu beliebig wählbaren Meßfrequenz überwachbar sind.

## Analysen zur Laufschaufelüberwachung

Wie aus weltweiten Schadensstatistiken von Kraftwerksturboätzen ersichtlich ist, sind Schaufelschäden mit bis zu einem Drittel an den Reparatur- und Ausfallkosten beteiligt. Aktivitäten zu einer verbesserten Schaufelüberwachung sind deshalb vielerorts zu registrieren. Ein Einsatz der vorhandenen Schwingungssensoren (Wellen- und Lagerschwingungen) zur Laufschaufelüberwachung scheidet nach unserem Erkenntnisstand jedoch aus, und zwar aufgrund der bei kleiner 1:1000 liegenden Massenverhältnisse zwischen Schaufel und Rotor. Die Bandbreite der in der Literatur dokumentierten Methoden reicht daher auch von direkter Schaufelinstrumentierung mit Dehnmeßstreifen

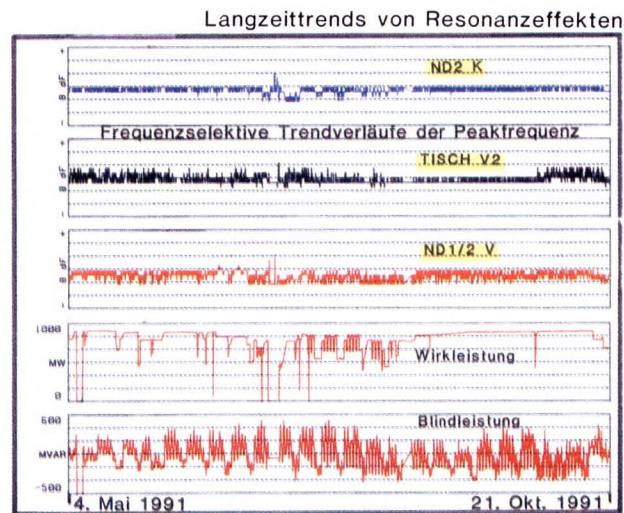
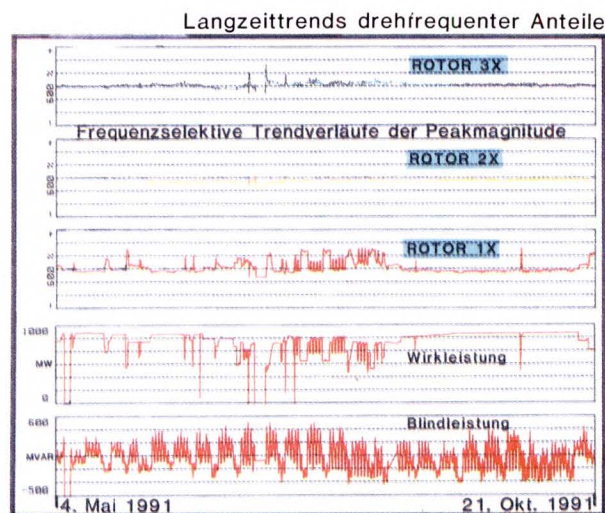
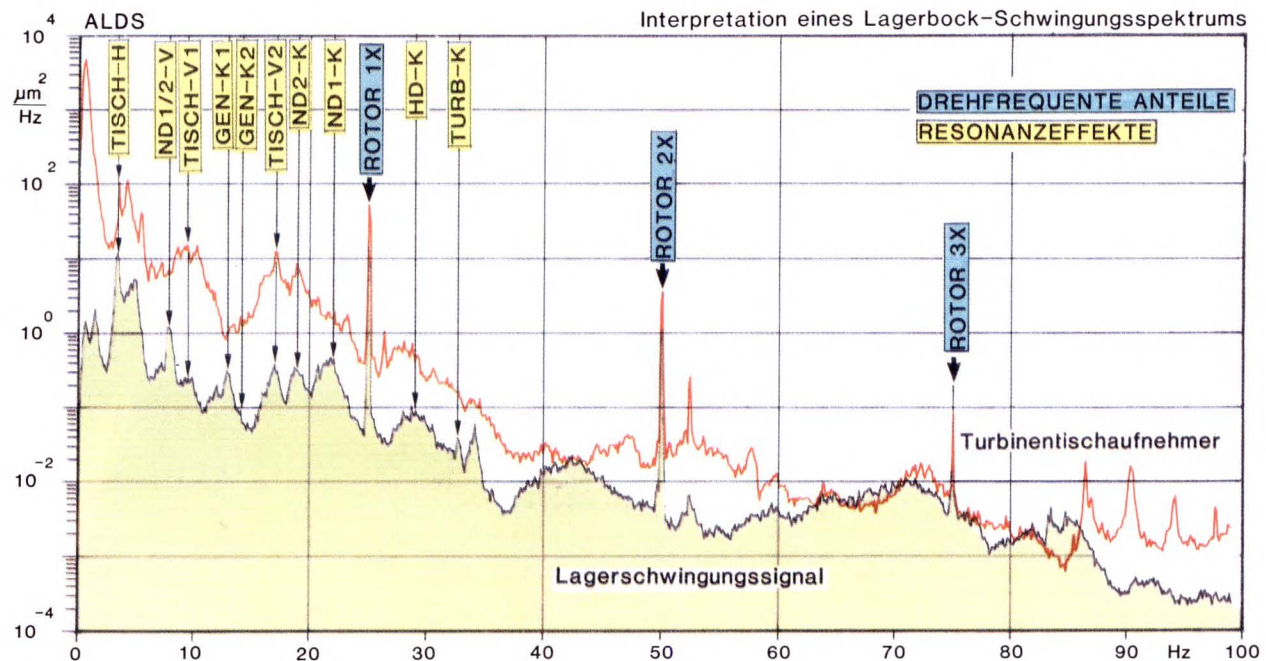
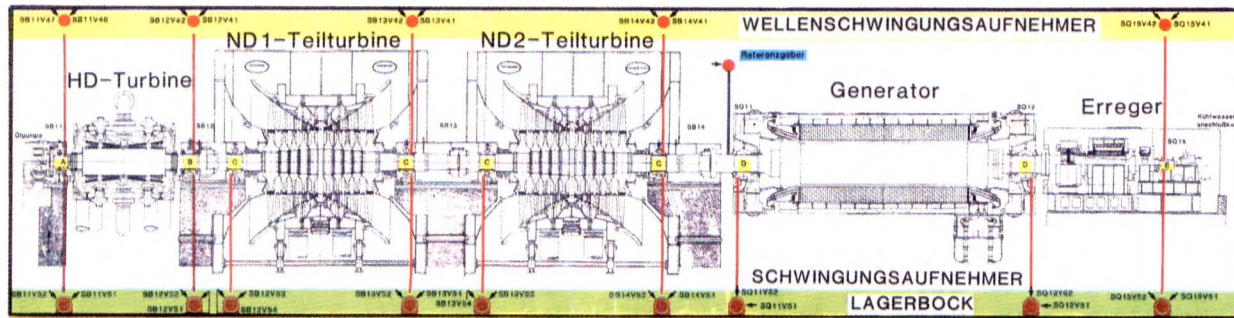


Bild 3.6: Frequenzselektive Turbinenüberwachung mit COMOS unter Verwendung der Turbinen-Standardinstrumentierung

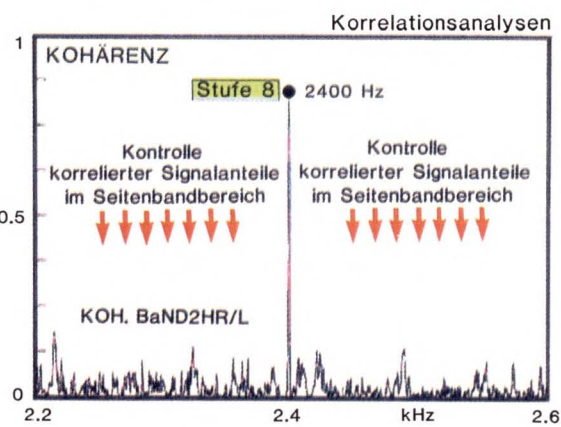
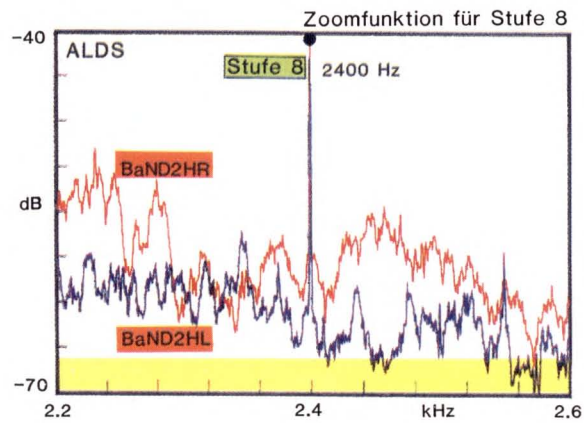
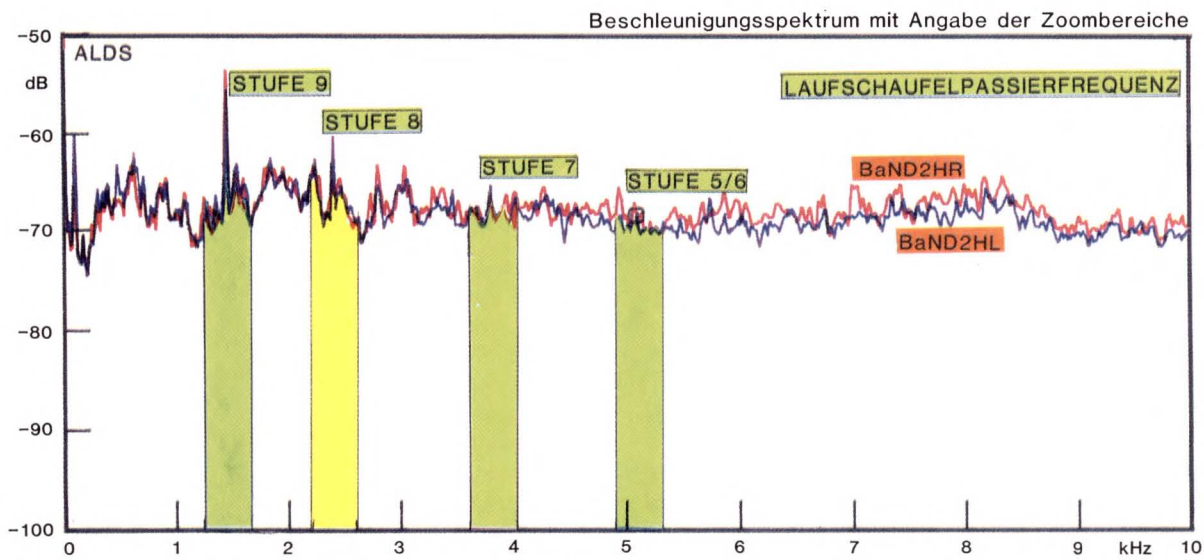
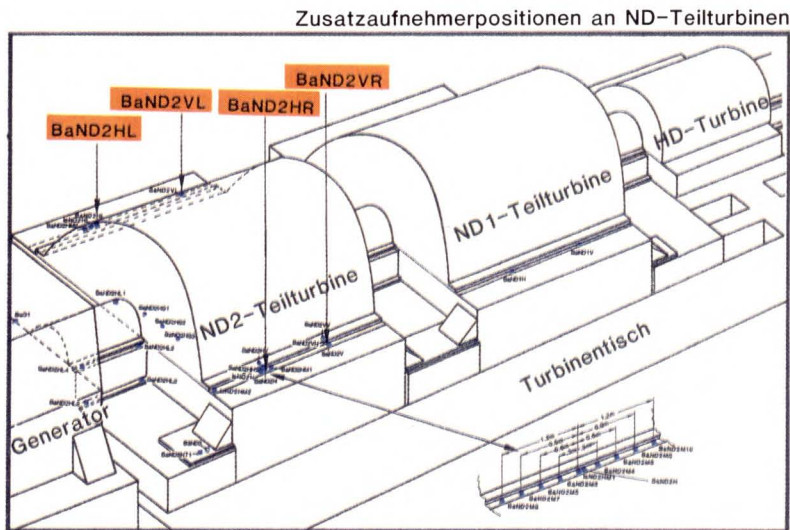


Bild 3.7: Laufschaufelüberwachung nach einem modifizierten COMOS-Prinzip unter Einsatz externer Zusatzinstrumentierung

oder Drucksensoren bis hin zu akustischen und optischen Verfahren. Dabei muß jedoch die Betriebsbewährung dieser Zusatzinstrumentierungen häufig als problematisch angesehen werden. Ferner sind viele der Methoden nicht oder nur unter erheblichem finanziellen Aufwand in vorhandene Turbosätze nachrüstbar.

Deshalb wurde - beginnend mit der Revision im KKI-1 im Jahre 1990 - eine Zusatzinstrumentierung in Form von vier Beschleunigungsaufnehmern an den ND 2-Teilturbinenlängsträgern angebracht. Diese ließ sich als kostengünstige Außeninstrumentierung auch während des Anlagenbetriebs umpositionieren.

Bild 3.7, oben rechts, zeigt die derzeitige Positionierung der beidseitig an der ND 2-Teilturbine angeordneten vier Körperschallaufnehmer inklusive einer Vielzahl getesteter Alternativpositionen. Da Schwingungen der Laufschaufeln - insbesondere der letzten freistehenden Stufen 7 bis 9 - überwacht werden sollen, um aus Veränderungen Rückschlüsse auf beginnende Schaufelschädigungen ziehen zu können, wird die sogenannte Laufschaufelpassierfrequenz (Drehzahl x Laufschaufelzahl der betreffenden Stufe) als Informationsträger herangezogen. Die in Bild 3.7, mitte, dargestellten Leistungsdichtespektren der Beschleunigungsaufnehmer weisen im Bereich der für die Stufen 9, 8, 7, 6 und 5 berechneten Drehklänge Leistungsdichteüberhöhungen auf. Diese sind jedoch bei der abgebildeten großen Frequenzspanne (0 - 10 kHz) und der daraus resultierenden Frequenzauflösung von 12,5 Hz nicht eindeutig zu ermitteln. Werden die Spektren allerdings nur für die farbig markierten "Frequenzfenster" berechnet (Zoom-Funktion), dann können diese Schaufelpassierfrequenzen eindeutig nachgewiesen werden. Der für die Schaufelreihe ND 8 dargestellte Frequenzabschnitt von 2,2 - 2,6 kHz (Bild 3.7, links unten) belegt diesen Sachverhalt.

Bei der Schaufelüberwachung wird nun davon ausgegangen, daß Schaufelanomalien sich in einem starken Anwachsen der normalerweise unbedeutenden Schaufelschwingungen äußern: Dann können diese Schwingungen eine Modulation mit der Schaufelpassierfrequenz bewirken. Derartige Einflüsse werden als Seitenband um die als Träger fungierende Schaufelpassierfrequenz erwartet. Um die Sensitivität des Verfahrens zu erhöhen, wurde eine Reihe von Maßnahmen durchgeführt, wie beispielsweise Umsetzaktionen zur Optimierung der Aufnehmerpositionen, Modifikationen der Aufnehmeradaption und Verbesserung des Signal-/Rauschverhältnisses durch Korrelationsverfahren.

Dabei zeigte sich, daß in Kohärenzfunktionen von zwei gegenüberliegenden Beschleunigungsaufnehmern eine deutliche Reduktion der in den Leistungsdichtespektren noch vorhandenen Störeinflüsse in den Seitenbandbereichen auftritt. Die Kohärenzfunktion in Bild 3.7, unten rechts, veranschaulicht diesen Sachverhalt.

Mittlerweile sind die beiden Signalpaarungen an der ND2-Teilturbine mit in das COMOS-Konzept integriert und gestatten Trendanalysen der in verschiedenen Frequenzfenstern ermittelten "gezoomten" ALD-Spektren bzw. Kohärenzspektren.

Die Methode ist derzeit als "passives Verfahren" einzustufen: Schwingungsvorgänge geschädigter Laufschaufeln (z.B. infolge eines Risses im Schaufelfuß) sind wohl erst ab einer gewissen Schadensentwicklung nachweisbar. Sofern mit der noch geplanten Instrumentierung am Innengehäuse der Beweis geführt werden kann, daß die entwickelte Methode auch ein "aktives Nachweisverfahren" für Laufschaufelschwingungen im schadensfreien Betrieb gestattet, wäre für eine zentrale Überwachungsaufgabe von Kraftwerksturbosätzen eine extrem kostengünstige Lösung gefunden.

## Weitere Vorgehensweise

Die beiden im KKI-1 installierten Systeme VIBROTREND und COMOS sollen bis zum Einsatz eines optimierten Zielsystems weiterbetrieben werden. Schwerpunkt der künftigen Untersuchungen sind u.a.

- Untersuchungen zur Einstellung sensibler Ansprechschwellen/Grenzwerte bei gleichzeitiger Vermeidung von Fehlalarmen,
- abschließende Spezifikation relevanter Betriebsparameter und deren Einflüsse auf die Schwingungstrends,
- Optimierung der Laufschaufelüberwachung durch Zusatzinstrumentierung am Turbinen-Innengehäuse während der Anlagenrevision '92 und
- Sicherstellung einer weit über dem üblichen Standard liegenden Überwachungsqualität im KKI-1.

Mittlerweile haben die aus dem Vor-Ort-Einsatz resultierenden funktionalen Anforderungen an ein Zielsystem zur verbesserten Turbosatzüberwachung zur Ausarbeitung eines Anforderungskataloges geführt. Auf der Basis dieser Unterlage werden nun Angebote von Zielsystemherstellern eingeholt. Daran schließt sich die Auswahl eines Systemanbieters und die Vergabe der Zielsystementwicklung an. Hierzu wird GRS/IST beratend tätig sein.

*R. Sunder  
Institut für Sicherheitstechnologie*

1) GRS-Jahresbericht 1986, S. 33

### 3.3 Tolerierung von Software-Fehlern durch Einsatz von Diversität

Der Einsatz von Software-Diversität ist geeignet, um eventuelle Fehler in den komplexen Programmen, die rechnergestützten Systemen zugrundeliegen, tolerierbar zu machen. Dabei werden für gleiche Anforderungen unterschiedliche Software-Versionen erstellt, die sich beispielsweise hinsichtlich der Spezifikationssprachen, Datenstrukturen oder Algorithmen unterscheiden. Entsprechende Untersuchungen zur Softwarezuverlässigkeit werden u. a. im Rahmen des ESPRIT-Programms der Europäischen Gemeinschaft durchgeführt.

Für die Sicherheit rechnergestützter Systeme ist die Zuverlässigkeit der zugrundeliegenden Programme von entscheidender Bedeutung. Bei der heute üblichen Software-Komplexität ergreift man

- konstruktive Maßnahmen zur Vermeidung der Fehler während der Entwicklung sowie
- analytische Maßnahmen zur Beseitigung der Fehler nach der Entwicklung.

Diese Maßnahmen sind aber nicht immer ausreichend zum Nachweis der erwünschten Sicherheitsanforderungen. In solchen Fällen besteht die Möglichkeit, zusätzlich zu oben genannten Techniken, auch

- diversitäre Maßnahmen zur Tolerierung eventuell verbleibender Fehler der im Betrieb bereits eingesetzten Software

anzuwenden. Dabei wird unter dem Begriff "Diversität" allgemein der Einsatz ungleichartiger technischer Mittel zum Erlangen des gleichen Ziels verstanden. Im besonderen Falle eines Software-Produkts bedeutet dieses Prinzip, daß unterschiedliche Software-Versionen erstellt werden, die den gleichen Anforderungen genügen sollen.

Neben einer Anzahl solcher alternativer Programme, die die gleiche Benutzeranforderung erfüllen, benötigt ein Software-System auch einen Bewertungsmechanismus. Dieser soll aus einer Reihe von möglicherweise divergierenden Ergebnissen bestimmen, welches zu akzeptieren ist, oder, wenn das nicht möglich ist, einen Alarm auslösen. Die gesamte Struktur einer diversitären Konfiguration ist in Bild 3.8 dargestellt.

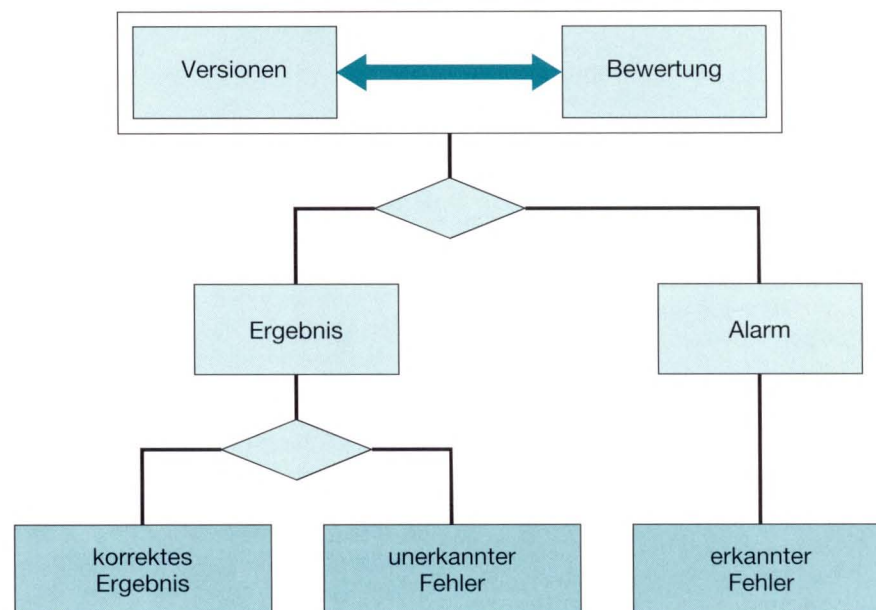


Bild 3.8: Struktur einer diversitären Konfiguration

Die Bewertung der einzelnen Programme erlaubt Unterschiede in ihrer zeitlichen Abfolge, wie anhand der beiden folgenden klassischen Diversitätsarchitekturen ersichtlich ist.

- *N-Version-Programmierung:* Aus den Ergebnissen parallel laufender Programme wird eine vorgegebene Mehrheit ermittelt oder ein fehlerhafter Zustand erkannt (Bild 3.9).

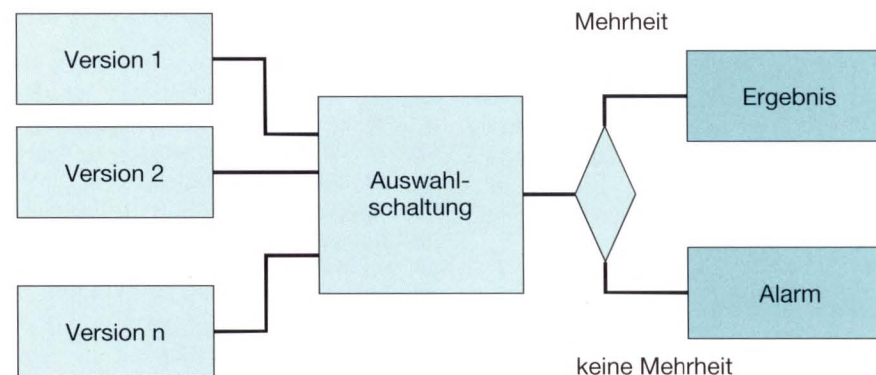


Bild 3.9: Architektur der N-Version-Programmierung

- *Recovery-Block-Programmierung*: Sequentiell laufende Programme werden so lange von einem Akzeptanztest geprüft, bis eines ihrer Ergebnisse angenommen wird oder alle Alternativen abgelehnt wurden (Bild 3.10).

Aus der Kombination paralleler und sequentieller Bewertungsarten ergeben sich viele weitere Möglichkeiten, wie etwa die sogenannte

- *Consensus-Recovery-Block-Programmierung*: Erst im Falle einer fehlenden Mehrheit werden die Programme einzeln auf die Akzeptabilität ihrer Ergebnisse hin geprüft.

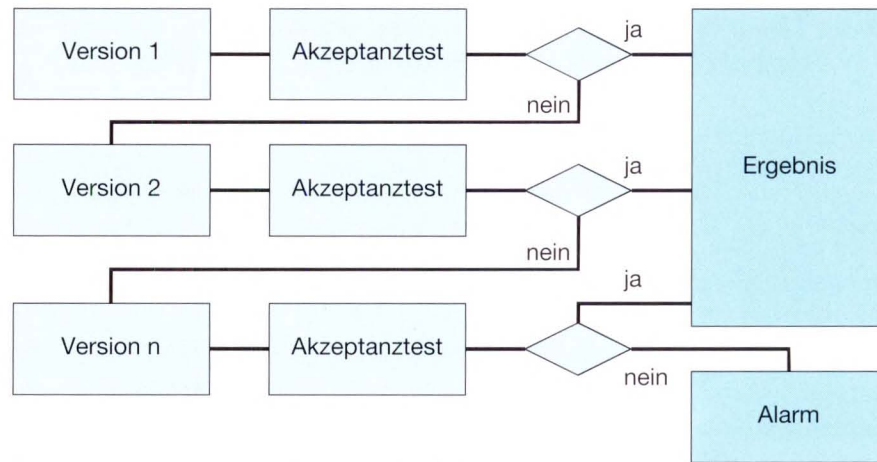


Bild 3.10: Architektur der Recovery-Block-Programmierung

Der Erfolg beim Einsatz eines diversitären Software-Systems ist im wesentlichen von zwei kritischen Fehlerquellen abhängig:

- *Korrelierte Fehler in den diversitären Versionen* können zu ihrem gemeinsamen Versagen führen. Je nachdem, ob die inkorrekten Ausgaben der verschiedenen Versionen unterschiedlich oder identisch sind, werden Fehler erkannt oder nicht.
- *Der Bewertungsmechanismus ist nicht in der Lage*, zu identifizieren, ob und welcher Ausgang der jeweiligen Version akzeptierbar ist. Dies mag die Folge eines mit den Versionen korrelierten Entwurfsfehlers sein oder auch lediglich auf eine nicht geeignete Bewertungsdefinition zurückzuführen sein.

Die genannten Aspekte wurden in einer Reihe von Forschungsprojekten von der GRS näher untersucht. Im ESPRIT-Programm der Europäischen Gemeinschaft (EG), Phase 1, wurden zunächst von 1985 bis 1990 im Rahmen des Projekts REQUEST ("Reliability and Quality for European Software Technology") folgende Probleme analysiert:

## Reduzierung der Versagensabhängigkeit

Die geforderte Verschiedenartigkeit der Versionen kann im Entwicklungsprozeß auf verschiedenen Ebenen erzwungen werden, etwa hinsichtlich der Spezifikationssprachen, Designmethoden, Datenstrukturen, Algorithmen, Implementierungssprachen. Der Erfolg dieser Diversitätsstrategien wurde theoretisch und experimentell untersucht. Es konnte bestätigt werden, daß erzwungene Diversität im Entwicklungsprozeß für (1 von N)-Systeme der reinen Produktdiversität überlegen ist; es wurde ebenfalls gezeigt, daß dies für [(n+1) von (2n+1)]-Systeme nicht notwendigerweise gilt.

## Bestimmung der Versagensabhängigkeit

Zur Abschätzung der Versagensabhängigkeit diversitärer Versionen wurden verschiedene Methoden vorgeschlagen, z.B. statistische Interferenzmethoden aus der beobachteten Versagenhistorie, statische Analysen durch Vergleich diversitärer Codes auf strukturelle Ähnlichkeit sowie dynamische Analysen durch Vergleich diversitärer Operation mit Hilfe struktureller Überdeckungsmaße. Die Eignung jeder dieser Methoden hängt u.a. von den verfügbaren Daten sowie von der Wahl adäquater Komplexitätsmetriken ab.

## Zuverlässigkeit der Bewertungsmechanismen

Eigenschaften spezieller Bewerter wurden im Hinblick auf ihren Einfluß auf die Gesamtzuverlässigkeit des Systems untersucht.<sup>1)</sup> Die Ergebnisse ermöglichen die Optimierung freier Parameter während der Entwicklungsphase. Insbesondere wurden Fragen bezüglich der folgenden Aspekte behandelt:

- Im Fall der N-Version-Programmierung die Auswirkung der Granularität (Feinheit des Ergebnisvergleichs) der Auswahlwahlung auf die Systemzuverlässigkeit bzw. -verfügbarkeit
- Im Fall der Recovery-Block-Programmierung die Auswirkung des Detaillierungsgrads einer Akzeptanzprüfung auf ihre Effizienz
- Im Fall einer beliebig diversitären Architektur die Auswirkung der zu vergleichenden Zwischenvariablen auf die Tolerierung interner Fehler.

1990/1991 wurde diese Forschungsthematik im Auftrag der Bundesanstalt für Arbeitsschutz im Rahmen des Projekts "Software-Diversität für Steuerungen mit Sicherheitsverantwortung" fortgesetzt. Ziel war hier im wesentlichen die Untersuchung der Frage, inwieweit der Einsatz von Software-Diversität über die Grenzen der ultrahohen Sicherheitsanforderungen hinweg auch für Anwendungen mittelgroßer



Zuverlässigkeit geeignet sein kann. Zu diesem Zweck wurden folgende Themen untersucht:

- *Klassifikation möglicher Fehlerarten* u.a. nach den Gesichtspunkten ihrer Entstehung im Laufe des Software-Lebenszyklus, nach menschlichen Faktoren, nach ihrer Versagensart sowie bezüglich der betrachteten Software-Umgebung
- *Identifikation geeigneter diversitärer Maßnahmen* zur Tolerierung der zuvor definierten Fehlerklassen
- *Aspekte der Prüffähigkeit, Wartbarkeit und Kosten* diversitärer Systeme
- *Entwurf eines mathematischen Modells*, das die Entscheidung über den diversitären Einsatz im Einzelfall unterstützen soll.

Die Ergebnisse werden demnächst in einem Forschungsbericht der Bundesanstalt für Arbeitsschutz <sup>2)</sup> erscheinen.

Seit 1989 wird Software-Diversität im Rahmen des EG-Programms ESPRIT, Phase 2, in dem vierjährigen Projekt **DARTS** ("Demonstration of **A**dvanced **R**eliability **T**echniques for **S**afety-Related Computer Systems") weiter untersucht. Durch experimentelle Erfahrung sollen die bisher gewonnenen theoretischen Kenntnisse in die Praxis umgesetzt, validiert und erweitert werden. Die Untersuchungen werden an dem experimentellen Aufbau eines vierfach-diversitären Reaktorschutzsystems durchgeführt. Diversität wird dabei hauptsächlich durch den Einsatz verschiedenartiger Entwicklungsmethoden erreicht, sowohl durch

- *konventionelle Entwicklungsmethoden* (d.h. schrittweise Verfeinerungen von Entwurfsebenen, ausgehend von einer verbalen Spezifikation, unterstützt durch graphische Hilfsmittel) als auch durch
- *formale Entwicklungsmethoden* (d.h. automatische Übersetzungen formaler Spezifikationen auf Codeebene).

Die zu untersuchenden Fragestellungen umfassen u.a. folgende Gesichtspunkte:

- Auswirkung verschiedener Entwicklungsmethoden auf die Zuverlässigkeit der sich ergebenden Einzelprogramme
- Eignung verschiedener Bewertungsmethoden zur Validierung der Einzelprogramme
- Auswirkung diversitärer Entwicklungsmethoden auf die beobachtbare Versagensabhängigkeit der resultierenden Programme
- Effizienz des Tests durch Einsatz einer oder mehrerer diversitärer Programmversionen durch automatischen Ergebnisvergleich (sogenanntes Back-to-back-Testen)
- Wirksamkeit der Diversität (gegenüber einem Einzelsystem) hinsichtlich der Erzielung hoher Sicherheitskenngrößen
- Rentabilität der Diversität (gegenüber einem Einzelsystem) hinsichtlich der anfallenden Entwicklungs- und Validierungskosten.

### 3.4 Einsatz neuronaler Netze zur Fehlerdiagnose

*Ein neuronales Netz ist ein Computermodell, in dem die Funktionalität des menschlichen Gehirns nachempfunden wird. Ein solches neuronales Netz besteht dabei aus der Anordnung einer Vielzahl von sogenannten "processing elements" (PEs), die den Neuronen des menschlichen Gehirns entsprechen, samt ihrer gewichteten Eingangs- und Ausgangspfade. Am Beispiel der Überwachung eines Druckhalters durch Messung von Füllstand, Wassertemperatur und Primärkühlmitteldruck wird gezeigt, wie solche neuronalen Netze zur Diagnose von Sensor- und Prozeßfehlern eingesetzt werden können.*

#### Neuronale Netze

Das menschliche Gehirn ist die komplexeste Rechenmaschine, die man sich vorstellen kann. Seine Fähigkeiten haben Forscher inspiriert, ein Computermodell zu entwickeln, das die Funktionalität des Gehirns in fundamentaler Weise abbildet; das Ergebnis dieser Arbeiten wird als "neural computing" bezeichnet. Als Analogie zu den Neuronen des Gehirns werden sogenannte "processing elements" (PEs) eingeführt, die wie die Neuronen viele Eingangspfade (im Gehirn Dendriten genannt) haben, durch die sie Signale von an-

Die Ergebnisse sollen in Form von Richtlinien für die Entwicklung und die Bewertung sicherheitsrelevanter Rechensysteme zusammengefaßt werden.

F. Saglietti

Abt. Prozeßrechner

- 1) M. Kersken, F. Saglietti (eds.): Software Fault Tolerance-Achievement and Assessment Strategies, Springer-Verlag, Berlin, 1992
- 2) F. Saglietti, W. Ehrenberger, M. Kersken: Software-Diversität für Steuerungen mit Sicherheitsverantwortung, Schriftenreihe der Bundesanstalt für Arbeitsschutz - Forschung -, Dortmund, 1992, im Druck

Die Anordnung vieler PEs mit ihren gewichteten Eingangs- und Ausgangspfaden bildet ein neuronales Netz, wobei die PEs üblicherweise in Schichten geordnet sind. Einer ersten Schicht werden Eingangsdaten zugeführt, die vom neuronalen Netz zu bearbeiten sind, einer Ausgabeschicht werden die Ergebnisdaten entnommen. Üblicherweise sind eine oder mehrere Schichten zwischengelagert, die als "hidden layers" bezeichnet werden.

Bevor neuronale Netze ihre Funktion erfüllen können, müssen sie trainiert werden. Beim überwachten Lernen (einer sehr häufigen Form des Trainings) werden dem neuronalen Netz Eingangsdaten und die erwünschten Ausgangsdaten wiederholt präsentiert. Das Netz erlernt die Zuordnung von Eingangs- zu Ausgangssignalen selbstständig, indem es die Wichtungen der Verknüpfungen zwischen den PEs adaptiert. In der Wiedergabephase werden dann nur noch Eingangsdaten zugeführt, und das Netz erzeugt selbstständig das Ausgangssignal. Dabei können auch Eingangsmuster verarbeitet werden, die in der Trainingsphase nicht erlernt worden sind. Ein klassisches Beispiel für diese Fähigkeit ist die Mustererkennung: Hat ein neuronales Netz die Zahlen 0 bis 9 in der Form gedruckter Ziffern erlernt, wird es auch handschriftliche Zahlen richtig identifizieren, solange diese nicht in starker Weise vom Lernbeispiel abweichen.

Mustererkennung und -klassifizierung sind eine typische Anwendung neuronaler Netze. Im weiteren wird dargestellt, wie neuronale Netze zur Diagnose von Sensor- und Prozeßfehlern in technischen Großanlagen, wie z. B. Kernkraftwerken, eingesetzt werden könnten.

## Detektion von Sensor- und Prozeßfehlern

Die im Kraftwerk gewonnenen Meßwerte bilden das Prozeßgeschehen in der Kraftwerkswarte ab. Sollten aber Meßwerte fehlerhaft sein, so gewinnt der Operateur ein unzutreffendes Bild vom Anlagenzustand. Zwei Fälle können zu fehlerhaften Meßwerten führen, das Versagen eines Sensors bzw. der ihm nachgeschalteten

Elektronik, im weiteren Sensorfehler genannt, oder eine Störung im verfahrenstechnischen System, im weiteren als Prozeßfehler bezeichnet. Beide Fehlerarten können zu identischen Folgen in den Meßwerten führen, wie das folgende Beispiel zeigt:

Es wird die Füllstandsmessung in einem Behälter betrachtet. Erkennt man, daß dieses Meßsignal eine abnormale Drift aufweist, so kann diese möglicherweise durch einen Temperatureffekt in der Sensorelektronik bedingt sein (Sensorfehler) oder aber die Folge eines Behälterlecks sein (Prozeßfehler). Um eine zutreffende Diagnose der Fehlerursache erstellen zu können, benötigt man also eine zusätzliche Information. Aber auch diese zusätzliche Meßinformation könnte wiederum fehlerhaft sein, muß also ihrerseits validiert werden. Fehlerdiagnose in einer Großanlage bedingt damit immer die Notwendigkeit, eine größere Zahl von Meßwerten zu verarbeiten.

Bevor eine Diagnose zu erstellen ist, müssen die Meßwerte validiert, also auf ihre Richtigkeit hin überprüft werden. Je nach betrachtetem Signal und untersuchter Komponente stehen dafür verschiedene Methoden der Signalverarbeitung und analytischen Redundanz zur Verfügung. Diese Methoden werden in Fehlererkennungs-Softwaremodulen implementiert. Die Aufgabe der Module besteht darin, die zu validierenden Signale in sogenannte Residuen zu überführen. Ein Residuum ist ein fehlersensitives Signal, das den Wert Null besitzt, wenn die Eingangsmeßwerte fehlerfrei sind, und im Fehlerfall deutlich von Null abweicht. Anschließend kann das Residuum ausgewertet und auf eine logische Variable abgebildet werden. Im einfachsten Fall wird das eine Boolesche Größe sein, die im fehlerfreien Fall den Wert "falsch" annimmt, sonst den Wert "wahr". Im allgemeineren Fall wird man Zwischenwerte zulassen, also Fuzzy-Variable verwenden.

Bild 3.11 illustriert den beschriebenen Sachverhalt am Beispiel eines Druckhalters, der durch drei Füllstandsmessungen ( $L_1$  bis  $L_3$ ), eine Messung der Was-

sertemperatur ( $T_w$ ) und eine Druckmessung des Primärkühlmittels ( $p$ ) überwacht wird. Die Meßwerte werden vom Wartenrechner vorverarbeitet und liegen dann in zeitdiskreter Form mit einer Abtastrate von 1 s vor. In diesem Zeittakt werden sie unterschiedlichen Fehlererkennungs-Modulen zugeführt. Jedes dieser Module liefert einen logischen Ausgangswert zur Validierung der Meßinformation in eben diesem Zeittakt. Somit besteht die Funktion der Module in einer echtzeitmäßigen Transformation der Meßsignale in logische Werte. All diese logischen Werte zusammen genommen bilden einen Mustervektor, den es nun zu interpretieren gilt.

## Diagnose von Sensor- und Prozeßfehlern

Die Diagnose besteht in der Aufgabe, dem im Sekundentakt generierten Mustervektor im Fehlerfall eine Erklärung der Fehlerursache zuzuordnen. Ist bei dem Beispiel aus Bild 3.11 der Füllstandssensor  $L_3$  fehlerhaft, werden zwei Module, nämlich  $HFDI_{207}$  und  $IFDI_{15}$  reagieren, und der Mustervektor wird in den beiden zugeordneten Komponenten einen entsprechenden Wert (z.B. 1 für logisch "wahr") enthalten, in allen anderen Komponenten dagegen Null für logisch "falsch", da kein weiteres Modul einen Fehler gemeldet hat.

Ein anderer Sensorfehler, beispielsweise in  $L_2$ , wird nur das Modul  $HFDI_{207}$  aktivieren und damit einen unterschiedlichen Mustervektor erzeugen. Bei den vier abgebildeten Modulen können sich bis zu  $2^4 - 1 = 15$  verschiedene Kombinationen im Mustervektor ergeben, die leicht mittels vorgegebener Regeln im Rechner zu interpretieren wären. Wächst aber die Zahl der Signale - im Moment wird ein Anwendungsbeispiel von ca. 200 Signalen vorbereitet - wird die Kombinationsvielfalt unüberschaubar und Diagnoseregeln sind nicht mehr explizit formulierbar; denn für 200 Signale könnten bis zu  $1,6 \times 10^{60}$  Kombinationen auftreten.

Eine Lösung des Problems besteht in der Kopplung der Modulausgänge mit der Inputschicht eines neuronalen Netzes dergestalt, daß jedes Modul mit einem PE

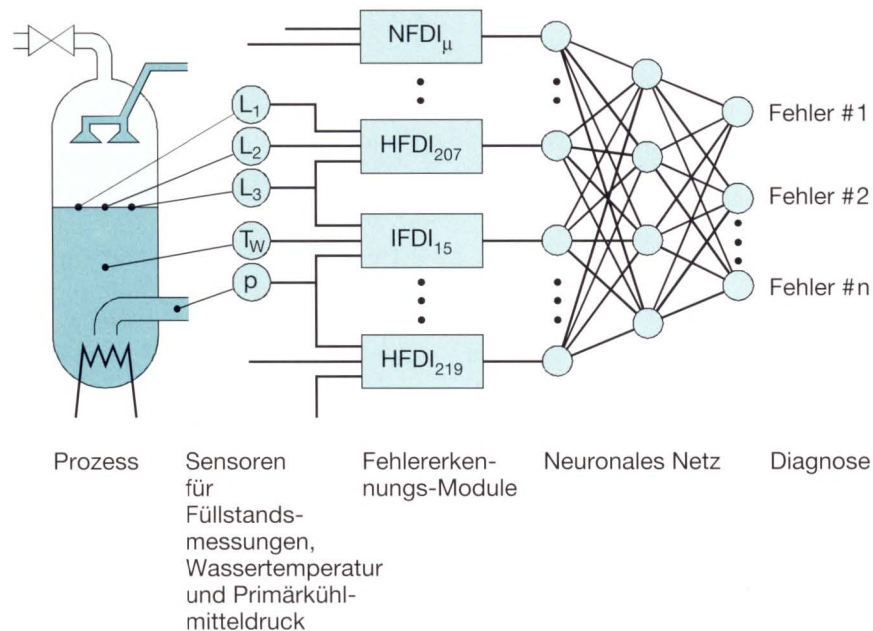


Bild 3.11: Einsatz eines neuronalen Netzes zur Diagnose von Sensor- und Prozeßfehlern am Beispiel der Überwachung eines Druckhaltlers

verbunden wird. Für das oben besprochene, kleine Beispiel der vier Module wäre die Diagnose über 15 Regeln zu vollziehen, das Wissen über die Fehlermöglichkeiten steckt also in diesen Regeln. Bei der Anwendung des neuronalen Netzes muß das Diagnosewissen in anderer Form abgelegt werden. Mit Hilfe simulierter Fehlerfälle werden Mustervektoren erzeugt. Jeder Fehlerfall entspricht einem speziellen Klassifizierungsvektor. Beispielsweise könnte ein spezieller Fehlerfall so dargestellt werden, daß die zweite Komponente des Klassifizierungsvektors den Wert Eins erhält, während alle anderen Komponenten den Wert Null besitzen. Die Fehlerfälle werden also im Klassifizierungsvektor als Zahlen codiert. Wie in der Einleitung beschrieben, können nun Muster- und Klassifizierungsvektoren dem neuronalen Netz zum Lernen zugeführt werden. Für die spätere Diagnose muß das neuronale Netz dann im Sekundentakt den aktuellen Mustervektor klassifizieren. Für Fehler Nr. 2 würde das bedeuten, daß alle Ausgangs-PEs mit Ausnahme des zweiten den Wert Null annehmen, und das zweite PE den Wert Eins, wie in Bild 3.11 gezeigt.

Für die richtige Klassifizierung ist eine geeignete Wahl des Netztyps und der Netzstruktur erforderlich. Während die Zahl der Input-PEs durch die Menge der Fehlererkennungsmodule vorgegeben ist, und die Ausgangsschicht aus der Wahl der Fehlerfälle folgt, kann der "hidden" Bereich nur aufgrund experimenteller Versuche gestaltet werden. Darüberhinaus sind die Transferfunktionen der PEs sowie verschiedene Parameter, die den Lernvorgang steuern, einzustellen. Für die Simulation von Transienten und Störungen steht im GRS-Analysesimulator ATLAS hierfür ein ausgezeichnetes Werkzeug zur Verfügung.

Nun kann auch ein geeignetes trainiertes neuronales Netz – wie jedes Diagnosesystem – nur die Fehlerfälle diagnostizieren, die den erlernten Situationen entsprechen oder zumindest ähneln. Durch geschickte Wahl der Netztopologie läßt sich jedoch verhindern, daß unbekannte Situationen fehlinterpretiert werden. Insofern erbringt das neuronale Netz dieselbe Leistung wie ein Expertensystem, bietet aber zwei grundsätzliche Vorteile: Es arbeitet einerseits deutlich schneller, so daß es dem eingangs erwähnten Sekundentakt in jedem Fall in Echtzeit folgen kann. Andererseits sind die Netzalgorithmen so einfach, daß eine Qualifizierung der Software, die beim Rechnereinsatz in sicherheitsrelevanten Bereichen ja immer erfolgen muß, ohne Probleme möglich ist.

Zusammenfassend kann gesagt werden, daß neuronale Netze, neben anderen hier nicht besprochenen Fähigkeiten, einen wichtigen Beitrag bei der Diagnose von Sensor- und Prozeßfehlern leisten können. Ein Anwendungsfall sollte dabei eine mögliche Vorgehensweise beispielhaft demonstrieren.

J. Prock  
Abt. Prozeßrechner

### 3.5 Arbeiten zu Fusionsreaktoren

*Fusionsreaktoren haben im Vergleich zu Kernspaltungsreaktoren wesentliche sicherheitstechnische Vorteile, bedingt durch das rasche Erlöschen der Fusionsreaktion. Dennoch sind auch hierfür die Anforderungen eines kerntechnischen Genehmigungsverfahrens zu erfüllen. So muß beispielsweise nachgewiesen werden, daß auch bei Unfällen Tritium und aktivierte Stäube in der Anlage weitgehend zurückgehalten werden.*

#### Allgemeiner Stand der Fusionsforschung

Der Fusionsforschung ist es in internationaler Kooperation gelungen, so leistungsfähige Plasmaeinschlüsse und Heizverfahren zu entwickeln, daß Reaktorbedingungen nunmehr in greifbare Nähe gerückt sind. Im europäischen Forschungsreaktor Joint European Torus (JET) in Großbritannien konnte am 9. November 1991 für rund eine Sekunde eine Fusionsleistung von etwa 2 MW erzielt werden. Im Jahre 1996 soll im JET mit einem Deuterium-Tritium-Gemisch im Verhältnis 50:50 eine Fusionsleistung von 10 - 20 MW erzeugt werden.

Nächstes Ziel ist jetzt der Übergang zu einer quasistationären Betriebsweise mit Auskoppelung der erzeugten Fusionsleistung und Abzug von Helium-"Asche". Dabei handelt es sich um vielfältige Material- und Kühlprobleme sowie um die Steuerung der vom Plasma emittierten Teilchen und Wärmeströme.

Um diese Ziele zu erreichen, wird zur Zeit der "International Thermonuclear Experimental Reactor" (ITER) entworfen. ITER hat bereits die plasmaphysikalischen Kennzeichen eines Leistungsreaktors, d.h. langandauernder bis stationärer Betrieb mit 1000 MW Fusionsleistung und geschlossener Brennstoffkreislauf innerhalb der Anlage. Die integrale Brenndauer wird jedoch noch gering sein (8000 h), und es ist noch keine Stromerzeugung vorgesehen. Ein Baubeschluß für ITER steht ca. 1998 an, wenn die derzeit laufende Engineering Design Phase abgeschlossen ist.

#### Sicherheitstechnische Fragestellungen

Bisher haben die Fusionsexperimente kein nennenswertes radiologisches Inventar. Dies wird sich in ITER ändern. Der Brennstoff Tritium und die durch Neutronenbeschuß aktivierten Strukturmaterialien stellen ein großes Aktivitätsinventar dar, das von ähnlicher Größenordnung ist wie bei einem Spaltreaktor. Der Fusionreaktor hat jedoch wesentliche sicherheitstechnische Vorteile:

- Die im Plasma verfügbare Brennstoffmenge ist sehr gering (etwa 1 Gramm Tritium). Nach dem Abschalten der Brennstoffzufuhr erlischt die Fusionsreaktion in wenigen Sekunden.
- Ein unkontrollierter Leistungsanstieg über die Nennleistung hinaus ist in einem Fusionsreaktor nur sehr begrenzt möglich, da jede größere Störung von selbst zum Erlöschen der Fusionsreaktion führt.
- Die außerhalb der Brennkammer (z.B. im Abgassystem) vorhandenen Tritiummengen können konstruktiv so voneinander getrennt werden, daß bei einem Unfall nur Teilmengen betroffen sind.
- Die Aktivierungsprodukte sind fest in den Strukturmaterialien gebunden und nur zu einem geringen Anteil (z.B. als erodierter Staub) mobil.

Diese günstigen Eigenschaften führen dazu, daß der größtmögliche Unfall weit aus geringere Auswirkungen hätte als bei einem Kernspaltungsreaktor herkömmlicher Bauart. Es sind jedoch noch Anstrengungen erforderlich, um die Anforderungen eines kerntechnischen Genehmigungsverfahrens zu erfüllen. Dazu muß z.B. nachgewiesen werden, daß auch unter Unfallbedingungen Tritium und aktivierte Stäube in der Anlage weitgehend zurückgehalten werden.

#### Arbeiten der GRS

Die Arbeiten der GRS lassen sich wie folgt unterteilen:

- Allgemeine sicherheitstechnische Bewertung und Bestimmung relevanter Unfallabläufe
- Thermodynamische Analysen bei Leckagen im Vakuumbehälter
- Untersuchung der Vorgänge im Gebäudeabschnitt um den Vakuumbehälter, wenn dieser versagt hat oder wenn andere Anlagenteile versagt haben (z.B. bei Leckagen am Tiefkühlsystem)

Bei der allgemeinen sicherheitstechnischen Bewertung für ITER sind relevante Unfallabläufe ermittelt und radiologische Folgen abgeschätzt worden. Dabei zeigte sich, daß bei einer entsprechenden Auslegung des Gebäudes auch bei Unfällen Strahlendosen oberhalb 50 mSv praktisch ausgeschlossen sind.

Für die Abläufe innerhalb des Vakuumbehälters nach einem Lufteinbruch oder nach dem Bruch von Kühlmittelleitungen im Behälter wurden ausführliche Computerberechnungen durchgeführt, die fortgesetzt werden. Dabei wird vor allem untersucht, welcher Maximaldruck sich im Vakuumbehälter einstellt, wenn eindringendes Kühlwasser auf heiße Strukturen gelangt und verdampft. Die bisherigen Ergebnisse lassen erwarten, daß der Maximaldruck auf ca. 0,2 MPa (absolut) begrenzt werden kann.

Falls der Vakuumbehälter versagt, gelangen heiße Schwaden, die Tritium und radioaktive Aerosole mitführen, in das Gebäude. Zusätzlich können Leckagen an den Tiefkühlsystemen für die supraleitenden Magnete auftreten. Mit der rechnerischen Analyse der dabei ablaufenden Vorgänge wurde begonnen. Diese Analysen sollen es auf längere Sicht ermöglichen, die Belastung des Gebäudes und der Anlagen durch Druck, Temperatur und Aerosole zuverlässig zu ermitteln.

H. Löffler  
Abt. Neue Reaktorkonzepte

### 3.6 Experimente und Analysen zum Leck- öffnungsverhalten von Rohrleitungen

Für die Auslegung von Leckdetektionssystemen und die Bestimmung realistischer Leckraten werden Risse in Rohrleitungen experimentell und rechnerisch untersucht. In einem Forschungsvorhaben des BMFT wurden hierzu umfangreiche Modellentwicklungen unter Betriebsbedingungen durchgeführt. Zur Qualifikation der Rechenmodelle dienten Experimente, wobei insbesondere Leckratenversuche am HDR als Vergleichsbasis herangezogen wurden. Erstmals wurden dabei nicht nur Geradrohre, sondern auch Abzweige und Krümmer mit einbezogen.

Die Ermittlung von Leckflächen und darauf aufbauend Leckraten für Durchrisse in druckführenden Rohrleitungskomponenten dient zwei sicherheitstechnisch relevanten Zielen:

Zum einen müssen für die Auslegung von Leckdetektionssystemen realistische, minimale Leckraten (oder zuverlässige untere Schranken hierfür) bestimmt werden. Die sichere Detektion von Rissen in der Wand ist von besonderer Bedeutung für die Anwendung des Leck-vor-Bruch-Konzepts. Bisher eingesetzte Modelle sind im wesentlichen auf Geradrohrgeometrien und den Belastungsfall Innendruck ausgerichtet.

Zum anderen ist die Bestimmung realistischer, maximaler Leckraten (bzw. zuverlässiger oberer Grenzen dafür) wichtig für die Berechnung von Strahl- und Reaktionskräften und damit möglicher Beanspruchungen der Rohrleitungen oder anderer Bauteile.

Zur ersten Zielsetzung wurden in einem vom Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) geförderten Forschungsvorhaben<sup>1)</sup> in den Jahren 1986-1992 Untersuchungen zur Ermittlung von Rißöffnung und Leckrate von Rohrleitungskomponenten mit Durchriß durchgeführt, um die Leistungsfähigkeit vorhandener Modelle zu testen und neue Verfahren

zur entwickeln und zu erproben. Wesentliche Arbeitspunkte des Vorhabens sind:

- Entwicklung von Modellen zur Quantifizierung von Leckgröße und Rißausbreitung
  - für Längs- und Umfangsrisse an Geradrohren und Rohrkrümmern
  - für Umfangsrisse an Rohrverzweigungen
  - für komplexe Beanspruchungen
- Definition und Auswertung geeigneter Leckgrößen- und Leckratenexperimente
- Verifikation und Qualifikation der Rechenmodelle durch Vergleich Analyse/ Versuch
- Entwicklung eines Leckratenmodells für
  - kleine Rißöffnungsquerschnitte und
  - raue Rißflächen.

Um die Einflüsse aus den geometrischen Bedingungen bei Krümmern und Abzweigungen sowie der variablen Belastungen erfassen zu können, mußten aufwendige

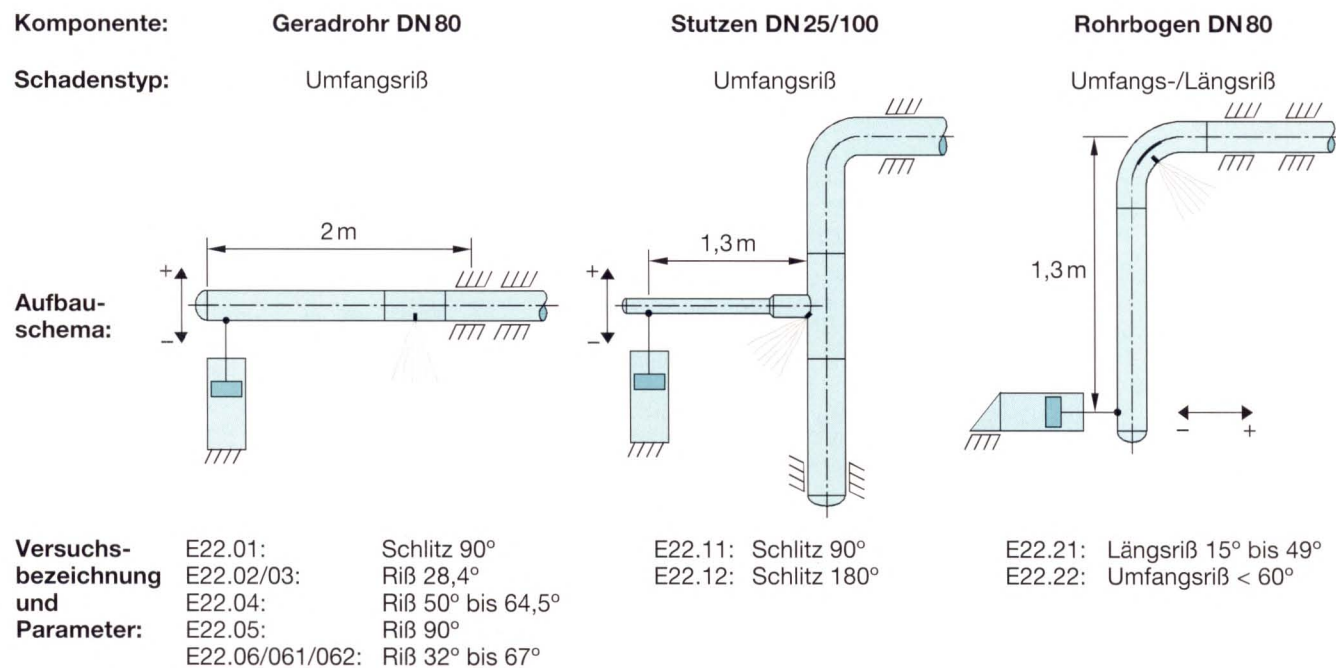


Bild 3.12: Übersicht über die Versuchsgruppe E22 - Leckversuche an kleinen, austenitischen Rohrleitungen (Projekt HDR- Sicherheitsprogramm, Kernforschungszentrum Karlsruhe)

Modelle unter Nutzung der "Finite-Element-(FE-)Methode" entwickelt werden. Zur Qualifikation der Rechenmodelle wurden im wesentlichen Nachrechnungen von Experimenten (Versuche bei Siemens, Materialprüfanstalt Stuttgart, Projekte Heißdampfreaktor (HDR)) durchgeführt. Die Modelle für Rißöffnung und Leckrate wurden außerdem für begleitende Analysen zu den Leckratenversuchen der Phase III des HDR-Sicherheitsprogramms<sup>2)</sup> eingesetzt. Im folgenden werden die Leckratenexperimente am HDR kurz beschrieben und einige Ergebnisse der begleitenden Analysen erläutert.

### HDR-Experimente der Versuchsgruppe E22

In den Jahren 1988-1991 wurden in mehreren Versuchskampagnen Untersuchungen an austenitischen Rohrleitungskom-

ponenten mit Durchrissen durchgeführt. Im einzelnen wurden die in Bild 3.12 schematisch dargestellten Rohrleitungskomponenten, d.h. Geradrohre, Abzweige und Krümmer, untersucht.

Im Unterschied zu allen weltweit verfügbaren Experimenten wurden hier erstmalig Messungen auch an Abzweigen und Krümmern bei variablen Belastungen durchgeführt.

Alle Versuche an den Rohrleitungskomponenten mit wanddurchdringenden Rissen verschiedener Abmessungen wurden mit Betriebstemperatur, -druck und unterkühltem Wasser sowie erstmalig mit einem transienten rißöffnenden bzw. -schließenden Biegemoment durchgeführt. Die Rohrleitungen waren mit einer ganzen Reihe von Meßaufnehmern ausgerüstet, um Zylinderauslenkung und -kraft, Rißöff-

nung, Leckrate, Dehnung an bestimmten Stellen sowie Temperaturen und Drücke an mehreren Punkten der Rohrleitungen aufzunehmen. Bei den Versuchen zeigte sich, daß der stufenweise Fahrzyklus der Zylinderauslenkung von den meisten Meßgrößen zuverlässig nachvollzogen wird. Als problematisch erwiesen sich jedoch folgende Punkte:

- Die Messung der Rißöffnung ist bei den vorliegenden Wasser-Dampf-Auströmbedingungen schwierig und lieferte oft nicht verwertbare oder gar keine Ergebnisse.
- Häufig ergab sich ein Abdriften der Meßergebnisse während konstanter Auslenkung, was hauptsächlich auf Temperatureffekte zurückzuführen ist und die Auswertung stark erschwert.

### Berechnungen zu den Versuchen E22

Zu allen Versuchen der Versuchsgruppe E22 wurden bzw. werden noch begleitende Analysen oder Nachrechnungen durchgeführt, in einigen Fällen auch Auslegungsberechnungen. Zur Ermittlung der Rißöffnung wurden bei den Geradrohr-experimenten ingenieurtechnische Verfahren bzw. die FE-Methode eingesetzt, die auch bei den anderen Komponenten verwendet wurde. Für die Leckratenberechnung wird ein separates Computerprogramm<sup>3)</sup> benützt, das ein an DWR-Bedingungen angepaßtes Zweiphasen-auströmmodell enthält.

Einige der verwendeten FE-Modelle sind in Bild 3.13 dargestellt. Bei der Modellierung werden Symmetrieeigenschaften der Komponenten soweit wie möglich ausgenutzt. Die Modelle sind aus isoparametrischen 20-Knoten-Volumen-Elementen aufgebaut und je nach Komplexität des Bauteils unterschiedlich aufwendig. Zum Beispiel besteht das Rohrabzweigmodell aus 710 Elementen und weist 12 500 unbekannte Freiheitsgrade auf. Die elastisch-plastischen Berechnungen werden mit dem FE-Programm ADINA<sup>4)</sup> durchgeführt.

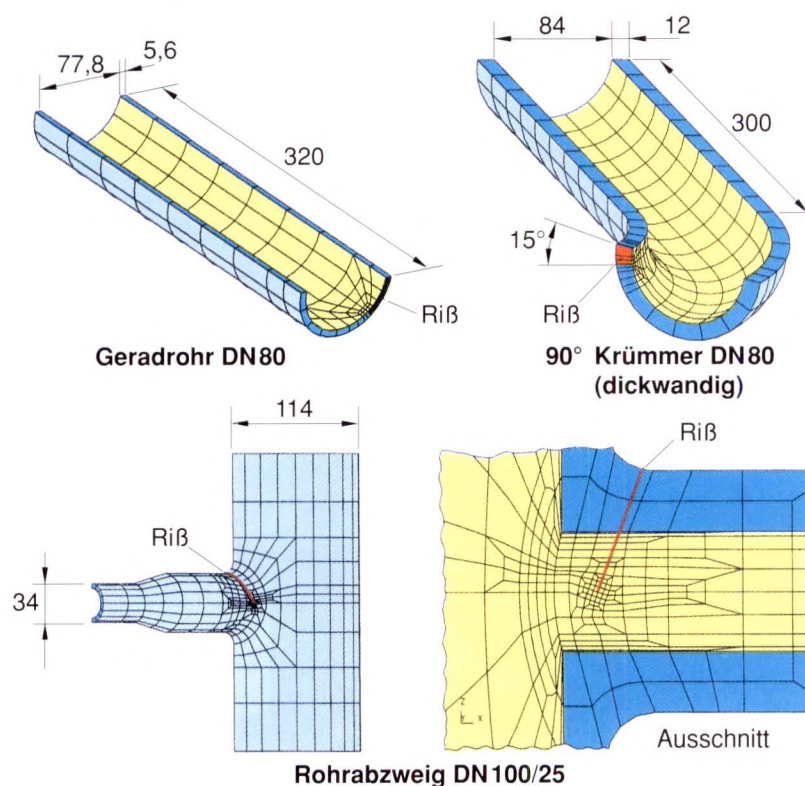


Bild 3.13: Finite-Elemente-Modelle verschiedener Rohrleitungskomponenten mit Durchriß

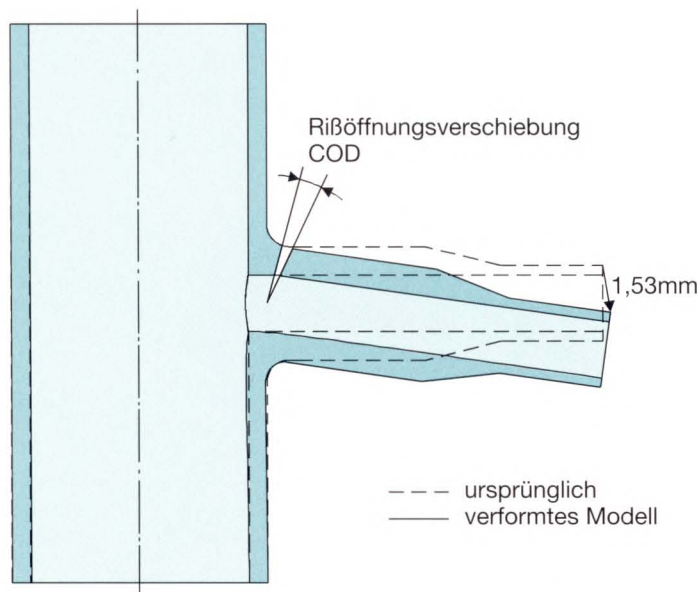


Bild 3.14: Konturplot der Verformung, Rohrabzweig (E22.12), Gesamtmodell für Biegemoment  $M_b = 0,8 \text{ kNm}$

Beispiele für Ergebnisse der Berechnungen sind in den Bildern 3.14 bis 3.16 gegeben. Dabei zeigt Bild 3.14 einen Konturplot der Verformung für eine Rechnung zum Rohrabzweig E22.12. In Bild 3.15 wird ein Vergleich zwischen berechneten und gemessenen Rißöffnungswerten beim Geradrohrversuch E22.05 für den Bereich des rißöffnenden Biegemoments des Fahrzyklus gezeigt. In Bild 3.16 ist ein Vergleich von gemessenen und berechneten Leckraten für den Geradrohrversuch E22.01 dargestellt. Die Übereinstimmung der Werte kann als zufriedenstellend bis ausreichend bezeichnet werden.

### Schlußbemerkungen

Im BMFT-Vorhaben RS 697 wurden umfangreiche Modellentwicklungen für die Bestimmung von Rißöffnung und Leckrate bei Rohrleitungskomponenten mit Durchrissen unter Betriebsbedingungen durchgeführt. Dabei wurden Geradrohre und Krümmer mit Längs- und Umfangsrissen sowie Rohrabzweige mit Schweißnahtissen unter Innendruck- und Biegebelastung betrachtet. Zur Qualifikation der

Rechenmodelle wurden Analysen zu Versuchen durchgeführt, wobei insbesondere die HDR-Leckratenversuche als Vergleichsbasis herangezogen wurden.

Mit den HDR-Versuchen der Versuchsgruppe E22 wurden erstmals Leckratenversuche an Abzweigen und Krümmern unter betrieblichen Bedingungen (Innen-

druckbelastung und transiente Biegemomente) durchgeführt. Das große Reservoir an unterkühltem Wasser im HDR erlaubte längere Versuchszeiten und ermöglichte es damit erstmals, die Auswirkungen veränderter Belastungsbedingungen auf die Rißöffnung und Leckrate zu erfassen.

Die beiden Hauptmeßgrößen, Rißöffnung und Leckrate, konnten jedoch nicht in allen Fällen zufriedenstellend ermittelt werden. Insbesondere die Messung der Rißöffnung mittels Clip-Gauge ist bei den herrschenden Bedingungen (Wasserdampf-Ausströmung, Temperatur bis  $300^\circ\text{C}$ ) sehr schwierig. Auch die Messung kleinerer Leckraten ist kompliziert und wurde bei einem Teil der Versuche mit einer Kondensationseinrichtung und anschließender Wägung des Kondensats durchgeführt. Mangels geeigneter Referenzwerte kann jedoch die Genauigkeit dieses Verfahrens noch nicht abschließend beurteilt werden.

Ein vollständiger Vergleich der Rißöffnung zwischen Experiment und Berechnung war nur für die bei Raumtemperatur, ohne Innendruck und ohne Ausströmung durchgeführten "kalten" Vorversuche problemlos möglich. Bei den "heißen" Ausströmversuchen ergaben sich - wegen der Probleme bei der Rißöffnungsmessung -

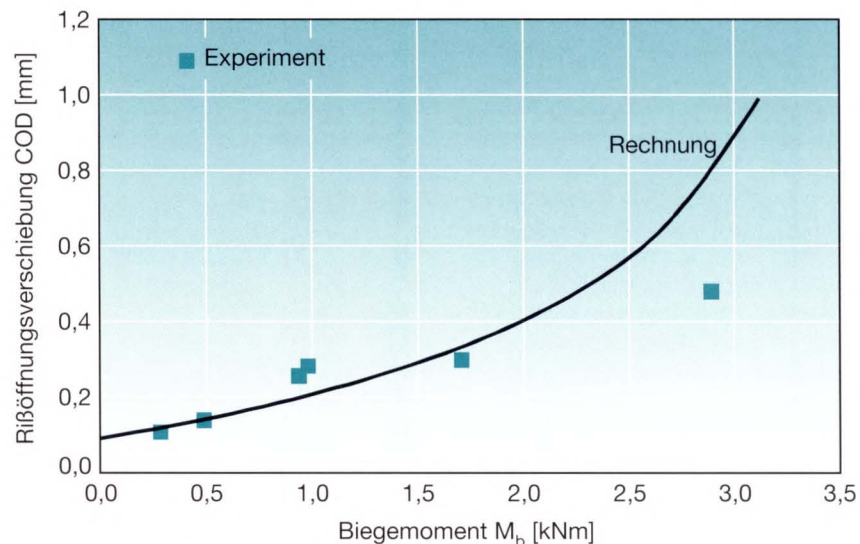


Bild 3.15: Gemessene und berechnete Rißöffnungswerte für den Geradrohrversuch E22.05

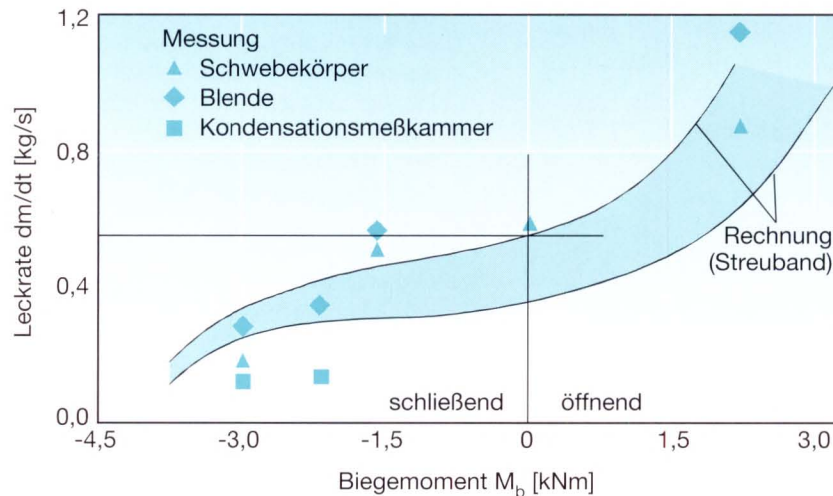


Bild 3.16: Vergleich von Leckratenwerten beim Geradrohrversuch E22.01

nur einzelne punktuelle Vergleichsmöglichkeiten. Die Übereinstimmung ist generell bei den Vorversuchen (Abweichungen weniger als 20%) besser als bei den Hauptversuchen.

Beim Vergleich der Leckraten ergaben sich generell größere Abweichungen, die im Maximum 100% und mehr betragen. Ein Grund hierfür ist, daß bei den Hauptversuchen aufgrund ihrer Fahrweise schon plastische Deformation und teilweise Rißwachstum vor der Messung der Vergleichswerte auftraten, wodurch die resultierenden Rißöffnungen beeinflusst wurden. Von daher ist eine ausreichende Qualifizierung des eingesetzten Leckratenmodells noch nicht gegeben. Hierfür wären weitere Experimente mit verbesserter Meßtechnik notwendig. Aufgrund der Untersuchung der Rißflächenrauigkeit der in den Experimenten verwendeten künstlichen Schlitze und der natürlich gewachsenen Ermüdungsrisse läßt sich jedoch der Bereich der beim Leckratenmodell anzusetzenden Rauigkeitswerte der Rißoberfläche auf etwa 10 bis 100  $\mu\text{m}$  eingrenzen.

Die Analysen zu den Versuchen lieferten umfangreiche Erkenntnisse zur Gestaltung von Finite-Elemente-Modellen für Rohrleitungskomponenten mit Durchrissen, insbesondere hinsichtlich der erforderlichen Verfeinerung an der Riß-

spitze und der Modellierung der Rohrwand durch eine Elementschicht oder mehrere Elemente bei komplexen Rißformen.

Die Rechnungen ergeben für die untersuchten stabilen Risse Leckflächen, die 2% des Nennquerschnitts der Rohre nicht überschreiten. Eine Ausnahme bildet der Rohrabzweig DN100/DN25 mit 3,7%. In Einklang mit weiteren Ergebnissen aus dem Forschungsvorhaben<sup>1)</sup> läßt sich feststellen, daß die in den RSK-Leitlinien festgehaltene 0,1F-Leckflächenannahme als abdeckend anzusehen ist. Die bei Sicherheitsanalysen verwendeten unterkritischen Leckflächen im Bereich von 1% bis 2% des Rohrquerschnitts werden für Geradrohre ebenfalls bestätigt. Die berechneten Leckraten liegen überwiegend unter 2 kg/s.

H. Grebner  
Abt. Strukturmechanik

- <sup>1)</sup> H. Grebner, A. Höfler: Erweiterung zählmechanischer Analysen, Abschlußbericht, GRS (im Druck)
- <sup>2)</sup> W. Müller-Dietsche, G. Katzenmeier: HDR-Sicherheitsprogramm - Gesamtprogramm Phase III. PHDR Arbeitsbericht 05.44/88, Kernforschungszentrum Karlsruhe (1988)
- <sup>3)</sup> D. Abdollahian, B. Chexal: Calculation of Leak Rates Through Cracks in Pipes and Tubes, EPRI-NP-3395 (1983)
- <sup>4)</sup> ADINA - A Finite Element Program for Automatic Dynamic Incremental Nonlinear Analysis, Report ARD 87-1, ADINA R&D (1987)



### 3.7 Gasentwicklung und -transport in einem Endlager für radioaktive Abfälle

Auch bei Endlagern für radioaktive Abfälle muß - wie bei jeder Deponie - davon ausgegangen werden, daß sich Gase bilden, wie Wasserstoff ( $H_2$ ), Methan ( $CH_4$ ), Kohlendioxid ( $CO_2$ ), die Auswirkungen auf die Umwelt haben können. In komplexen theoretischen und experimentellen Analysen werden Phänomene, wie Quellterm der Gasbildung, Druckaufbau und Transportvorgänge untersucht. Die GRS ist auf diesen Gebieten – insbesondere auch im Zusammenhang mit den geplanten Endlagern Konrad und Asse – mit theoretischen Arbeiten beteiligt und wirkt darüberhinaus bei der Formulierung von F&E-Programmen für entsprechende Experimente mit.

Die Bildung von Gasen in Abfällen ist ein weithin bekanntes Phänomen und wird in der konventionellen Deponietechnik in den letzten Jahren zunehmend sogar als Energiequelle genutzt. Für die Endlagerung radioaktiver Stoffe sind diese Vorgänge in mehrfacher Hinsicht von Belang:

- Die gebildeten Gase sind zum Teil brennbar und explosibel ( $H_2$ ,  $CH_4$ ) und erfordern daher die Einhaltung bestimmter Konzentrationsgrenzwerte.
- Die Gasbildung kann radioaktive Stoffe freisetzen (Tritium,  $^{14}CO_2$ ), die eine Strahlenexposition des Personals oder der Umgebung bewirken.
- Aufgrund der Gasbildung kann es zum Druckaufbau kommen, der die Integrität von Barrieren zur Biosphäre gefährdet.
- Wird ein Wasserzutritt zu den Abfällen unterstellt mit anschließendem Transport ausgelaugter radioaktiver Stoffe in die Biosphäre, kann das Auftreten von Gas unter Druck zu einer Beschleunigung dieser Transportvorgänge führen.

Diese Tatsachen machen es erforderlich, die Menge des gebildeten Gases und seinen Verbleib möglichst genau vorherzusagen zu können. Im folgenden werden einige Arbeiten und Ergebnisse der GRS auf diesem Gebiet dargestellt.

#### Ermittlung der Gasbildung

Die einzelnen für die Gasbildung verantwortlichen Prozesse tragen bei den verschiedenen Abfallarten in ganz unterschiedlichem Maße zur gesamten gebildeten Gasmenge bei. Daher ist eine detaillierte Betrachtung der einzelnen

Abfälle und der durch sie verursachten Gasbildung erforderlich. Eine solche Analyse wurde von der GRS beispielsweise für nicht wärmeproduzierende Abfälle für das geplante Endlager Konrad durchgeführt. Als Ergebnis wurde ein Erwartungswert der jährlichen Gasbildungsrate für offene,

d.h. unversetzte und abgeworfene Einlagerungsbereiche ermittelt. Eine analoge Übersicht der für verglaste, hochaktive Abfälle resultierenden Gasbildung unter verschiedenen Randbedingungen gibt Bild 3.17.

Daß derartige Abschätzungen ziemlich realistisch sind, läßt sich gut durch einen Vergleich rechnerisch ermittelter und gemessener Werte demonstrieren. Dazu wurde das von der GRS im Rahmen des Genehmigungsverfahrens Konrad entwickelte Instrumentarium auf einzelne Einlagerungskammern des Versuchsendlagers Asse angewandt. <sup>1)</sup> Parallele Messungen der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung (GSF) im Salzbergwerk Asse wurden den rechnerischen Ergebnissen gegenübergestellt. Tabelle 3.2 zeigt,

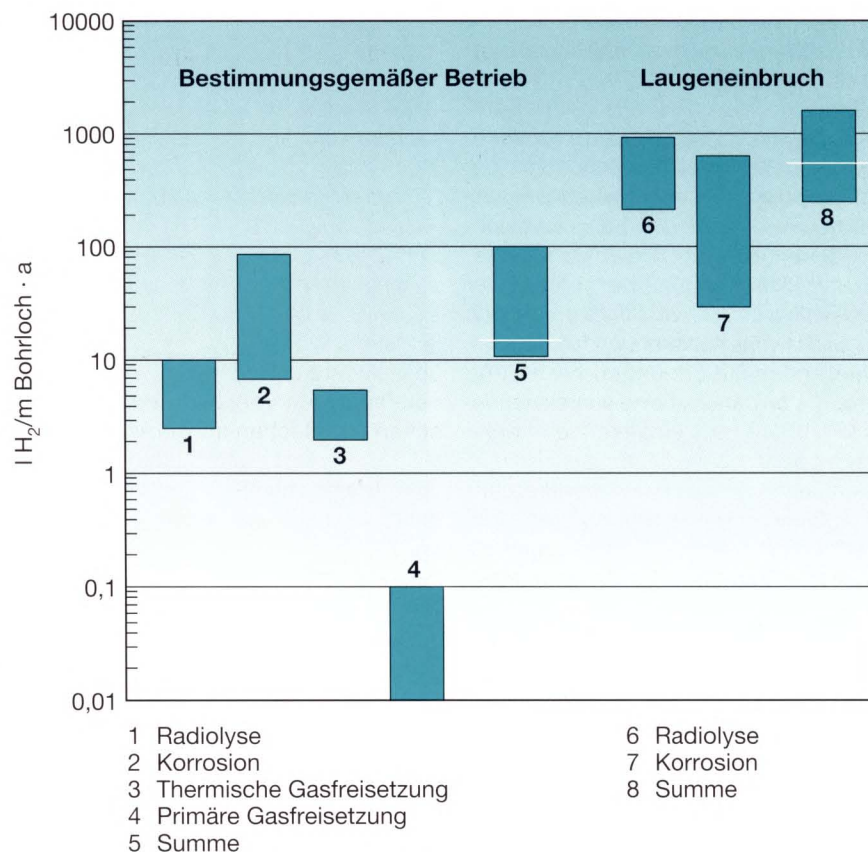


Bild 3.17: Gasbildung in einem Bohrloch für hochradioaktive Abfälle im ersten Jahr nach Einlagerung

daß dabei eine erstaunlich gute Übereinstimmung erzielt wurde, wenn man berücksichtigt, daß die Rechnungen auf die Ermittlung abdeckender Werte abzielten, während die Messungen reale Konzentrationen bestimmten.

### Vermeidung zündfähiger Gemische

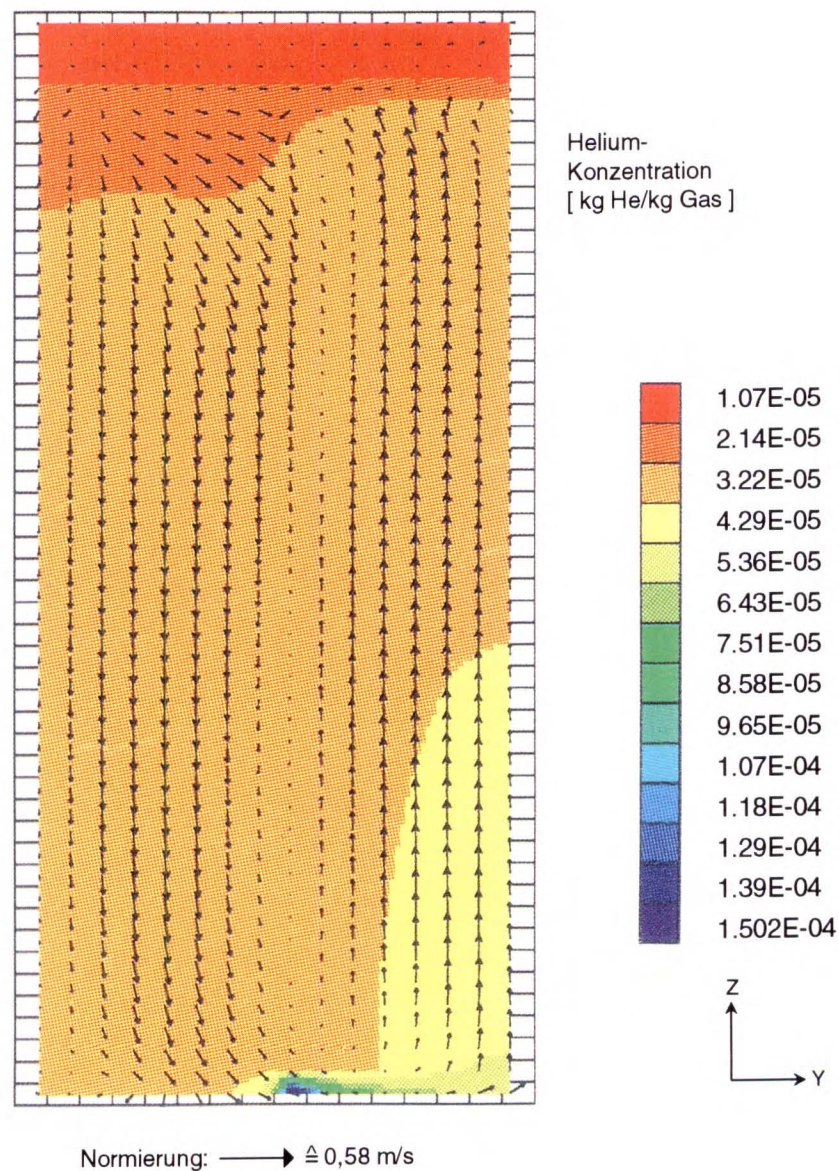
Wird die Gefährdung durch die Bildung zündfähiger Gasgemische untersucht, so ist es erforderlich, nicht nur den Quellterm der Gasbildung exakt zu bestimmen, sondern auch die Verteilung des Wasserstoffs oder anderer brennbarer Gase zu berechnen. Derartige Transportrechnungen wurden von der GRS beispielsweise für das Genehmigungsverfahren Konrad durchgeführt, um daraus maximal zulässige Gasbildungsraten abzuleiten.

Ein anderes Beispiel für die Berechnung von Gaskonzentrationen in Einlagerungsbereichen zeigt Bild 3.18. Hier wurden im offenen, d.h. unverfüllten Teil eines Bohrlochs zeit- und ortsabhängige Konzentrationswerte für Helium berechnet, das im geplanten Validierungsexperiment verwendet wird. Zur Modellierung wurde der Fluidynamik-Code PHOENICS eingesetzt. Bild 3.18 zeigt das Ergebnis einer instationären Rechnung für ein Bohrloch mit Spülung am oberen Bohrlochrand.

Bild 3.18: Verteilung von Helium in einem offenen Bohrloch bei konstanter Einspeisung am Boden und Spülung am oberen Bohrlochrand

Einlagerungskammer	H <sub>2</sub> -Konzentration [vpm (volume per million)]	
	berechnet	gemessen
4	706	250
10	320	70
12	640	430

Tabelle 3.2: Vergleich der berechneten und gemessenen H<sub>2</sub>-Konzentrationen in den Kammern der 750-m-Sohle der Asse



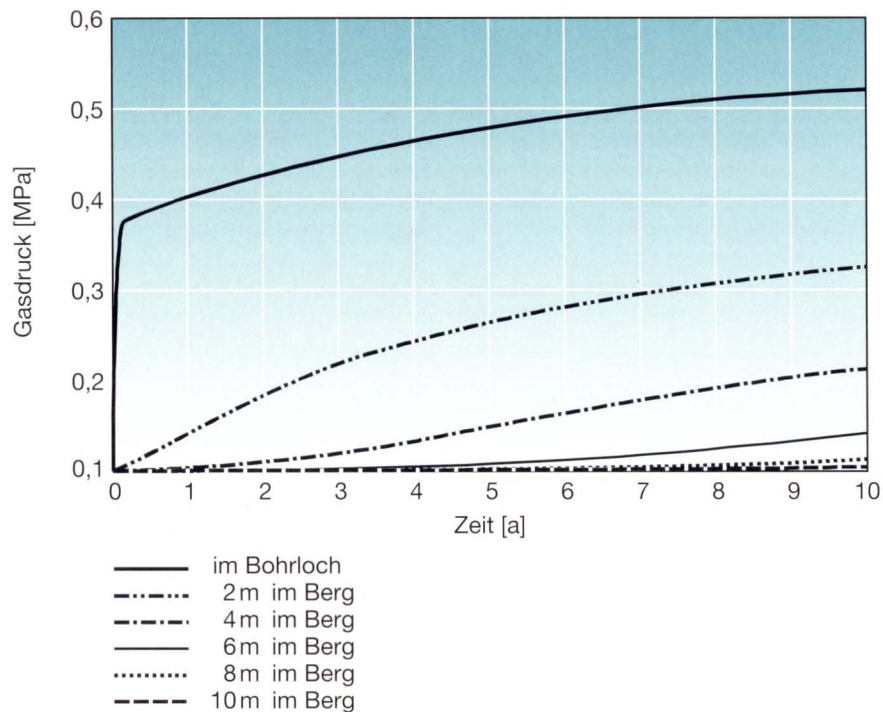


Bild 3.19  
Druckaufbau und Ausströmung  
von Wasserstoff aus einem Bohrloch

### Druckaufbau infolge der Gasbildung

Insbesondere bei relativ dichtem Wirtsgestein und einem ebenso dichten Verschuß der Einlagerungsbereiche kann es infolge der Gasbildung zu einem Druckaufbau im Endlager kommen, der die Integrität der Barrieren gefährden könnte. Die Beschreibung dieses im wesentlichen für die Nachbetriebsphase bedeutsamen Druckaufbaus setzt wiederum die Berechnung von Transportvorgängen voraus. Die Verhältnisse können hier allerdings kompliziert werden durch die Notwendigkeit, zeitabhängige Geometrien und Permeabilitäten wegen des nicht mehr vernachlässigbaren Einflusses der Konvergenz zu berücksichtigen. Auch der Quellterm der Gasbildung kann für eine realistische Betrachtung nicht mehr als konstant unterstellt werden. Hierzu wurden von der GRS erste orientierende Rechnungen durchgeführt, die dabei helfen sollen, für entsprechende experimentelle Vorhaben Erwartungswerte bereitzustellen. Bild 3.19 zeigt ein Beispiel einer solchen Rechnung als Parameterstudie.

### Zusammenfassung und Ausblick

Wie aus den vorangegangenen Ausführungen hervorgeht, ergeben sich aus der Gasbildung in einem Endlager eine Reihe von Problemen, die nur durch komplexe theoretische und experimentelle Analysen zu lösen sind. Die GRS ist auf allen diesen Gebieten mit theoretischen Arbeiten beteiligt und wirkt darüber hinaus bei der Formulierung entsprechender F&E-Programme für experimentelle Arbeiten mit. Für die Zukunft bleibt insbesondere auf dem Gebiet der Langzeitsicherheit noch ein erheblicher Aufwand, um für ein salinares Endlager alle hiermit im Zusammenhang stehenden Fragen angemessen beantworten zu können.

W. Müller  
Abt. Endlagerung

1) W. Müller et al.: Gas formation in low level waste, NEA Workshop "Gas generation and release from radioactive waste repositories", Aix-en-Provence, 1991

### 3.8 Das Brennstoffkreislaufmodell ZYKLUS-II

Um die künftig notwendigen Kapazitäten im nuklearen Ver- und Entsorgungszweig ermitteln zu können, sind Daten für die zu erwartenden Mengen an frischem und abgebranntem Brennstoff erforderlich. Prognostizieren lassen sich Daten dieser Art wegen der vielfältigen, überlagerten Einflüsse und wegen der Aufsummierung kleiner Größen nur rechnerisch. Zu diesem Zweck hat die GRS im Auftrag des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) das Verfahren ZYKLUS entwickelt. Es dient zur Verfolgung und Hochrechnung der Brennstoffmengen im nuklearen Kreislauf. Insbesondere erlaubt es Vorhersagen zur Mengenentwicklung des Plutoniums und zum Einfluß der Rezyklierung in Form von Mischoxid-Brennelementen (MOX). Die Version ZYKLUS-II wird derzeit weiter ausgebaut.

Ein wesentlicher Teil des Verfahrens ZYKLUS ist die Datenbasis. Zum einen stellt sie in ihrer Gesamtheit eine umfassende und aktuelle Sammlung von Daten der Anlagen des deutschen Brennstoffkreislaufs dar. Auf die Aktualität kraftwerksseitiger Daten wird dabei durch turnusmäßige Übernahme der Länderumfragen zum Entsorgungsnachweis der Kernkraftwerke<sup>1)</sup> besonders geachtet.

Zum anderen enthält die Datenbasis die Anlagendaten in spezieller Form als zeitabhängige Tabellen gespeichert. Sie können als begrenzte Größen oder als frei veränderliche Größen markiert werden. Auf diese Weise lassen sich Kapazitätsdaten und Grenzwerte völlig flexibel darstellen. So ist es möglich, Engpässe im Kreislauf aufzudecken, den Einfluß von Kapazitätsänderungen zu untersuchen und insgesamt erforderliche Kapazitäten zu ermitteln. Selbst das Abschalten ganzer Anlagen läßt sich durchspielen.

Das Verfahren ZYKLUS-II steht einerseits als reines Großrechnerprogramm und andererseits als PC-Version für DOS-Rechner zur Verfügung. Die Großrechnerversion zeichnet sich durch etwas größeren Leistungsumfang aus. Bei der Version ZYKLUS-II-PC wird das Rechenprogramm und seine Datenbasis mit Hilfe von PC-typischen, graphischen Arbeitsoberflächen bedient. Das gestattet einfaches, schnelles Arbeiten und eine übersichtliche Ergebnisdarstellung.

Darüberhinaus kann das Programm durch Kopplung mit einer entsprechenden Datenbasis an den Brennstoffkreislauf

anderer Länder angepaßt werden. Auch eine Anwendung selbst auf völlig anders geartete Mengenverfolgungsprobleme ist prinzipiell möglich.

#### Das Brennstoffkreislauf-Modell

Das Programm weist die Stationen Kernkraftwerke, Zwischenlager, Wiederaufarbeitung und Brennelementfertigung auf. Die Entsorgung der Kernkraftwerke im Ausland ist berücksichtigt. Die Station Endlager ist für die Folgeversion vorgesehen.

Die Kernkraftwerke werden im Modell separat behandelt, die weiteren Stationen dagegen pauschal. Das heißt, daß sich der Massenstrompfad, wie im Schema von Bild 3.20 gezeigt, bei den Kernkraftwerken aufspaltet. In Bild 3.20 der Übersichtlichkeit halber zwar als gemeinsamer Pfad dargestellt, behandelt das Modell die Ströme des UO<sub>2</sub>- und des MOX-Brennstoffs rechnerisch korrekt getrennt. Nicht gesondert verfolgt dagegen werden die einzelnen Isotope des Urans (U) und Plutoniums (Pu).

Die Berechnung der Brennstoffmengen im Kreislauf verläuft in Einjahresschritten über einen Zeitraum von bis zu 50 Jahren. Die Durchführung einer Wiederaufarbeitung von Mischoxid ist dabei explizit anzuwählen. Dann allerdings wird derzeit das Plutonium immer wieder und ohne Berücksichtigung der Abnahme des Spaltwerts rezykliert.

Die einzelnen Kernkraftwerke werden durch 18 Zeittabellen, wie Core-Kapazität, Brennelementlagerkapazität, Abklingzeit, Anreicherung, Zielabbrand, beschrieben.

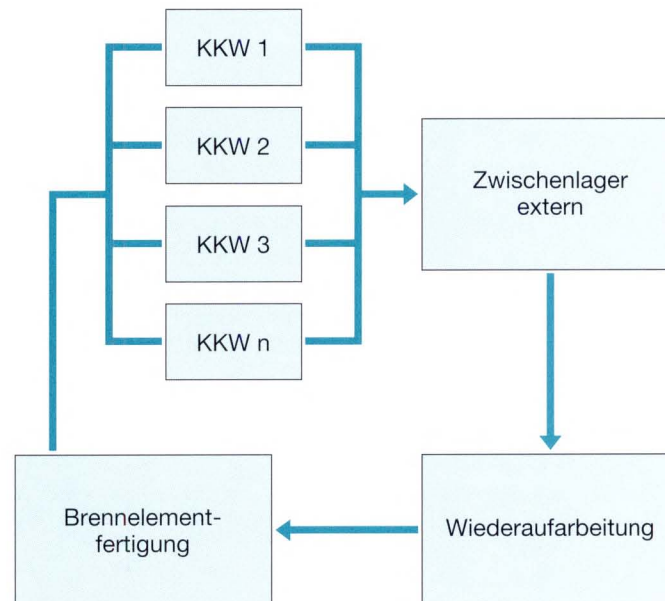


Bild 3.20 Kreislaufstationen und Massenstrompfad im Rechenmodell ZYKLUS-II-PC

Diesen Zweig der Datenbasis erläutert das Schema in Bild 3.21. Insgesamt sind Daten von 21 deutschen Kernkraftwerken enthalten. Da die Ergebnisse der Länderumfragen jeweils in ZYKLUS-II eingebracht werden, entsteht jährlich eine neue, aktualisierte Datenbasis. Diese Ergebnisse reichen nur jeweils sechs Jahre in die Zukunft. Deshalb wird bei den kraftwerksseitigen Daten eine konstante Fortsetzung nach dem sechsten Jahr angenommen. Für die Untersuchung von Hochabbrand-Szenarien verfügt ZYKLUS-II über eine separate Datenbasis mit angehobener Urananreicherung bzw. erhöhtem Pu-Anteil im MOX.

Für die weiteren Stationen des Brennstoffkreislaufs existieren ähnliche Zweige wie Bild 3.21 mit 15 verschiedenen zeitabhängigen Tabellen. Grundlage dieser Daten zur Ver- und Entsorgung im Brennstoffkreislauf sind Ermittlungen und Schätzungen der GRS. Anzumerken ist, daß für Uran - sei es in angereicherter Form für  $UO_2$ -Brennelemente oder Natururan als Trägermaterial für MOX-Elemente - keine Kapazitätsgrenze vorgesehen ist.

Das Volumen der radioaktiven Abfälle aus dem Brennstoffkreislauf steht zu den Brennstoffmengen näherungsweise in einer einfachen Relation. ZYKLUS-II erlaubt daher auch die Abschätzung der Abfallmengen im Brennstoffkreislauf.

Es werden folgende Beziehungen, jeweils bezogen auf konditionierten Abfall, angewandt:<sup>2)</sup>

Kernkraftwerksbetrieb (Druck- und Siedewasserreaktoren)  
LAW: 0,116 m<sup>3</sup>/a MW el. brutto

Wiederaufarbeitung  
LAW: 12,64 m<sup>3</sup>/tSM  
MAW: 0,69 m<sup>3</sup>/tSM  
HAWC: 0,15 m<sup>3</sup>/tSM

Mischoxid-Brennelementertigung  
LAW: 0,5 m<sup>3</sup>/tSM

Brennelementkonditionierung  
Sekundär-LAW: 0,3 m<sup>3</sup>/tSM  
POLLUX-Behälter: 2,29 m<sup>3</sup>/tSM

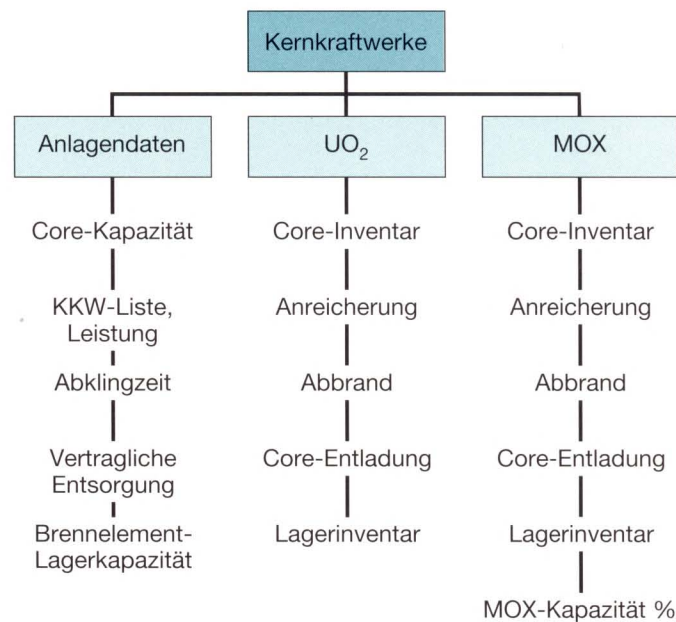


Bild 3.21: Datenzweig für die Kernkraftwerke im Rechenmodell ZYKLUS-II-PC

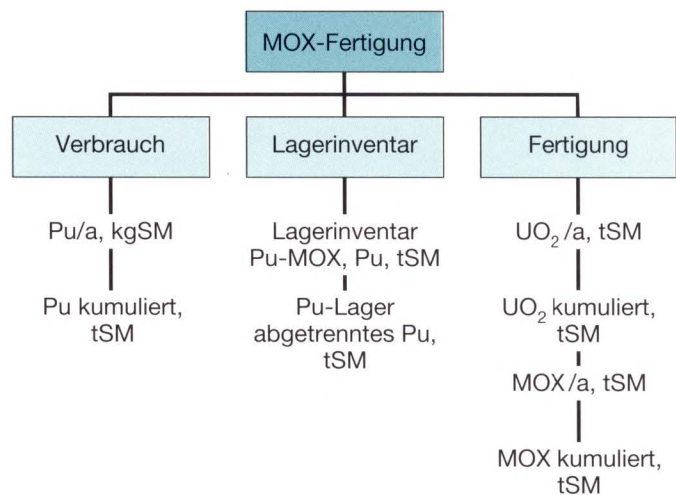


Bild 3.22: Ergebniszweig für die MOX-Fertigung im Rechenmodell ZYKLUS-II-PC

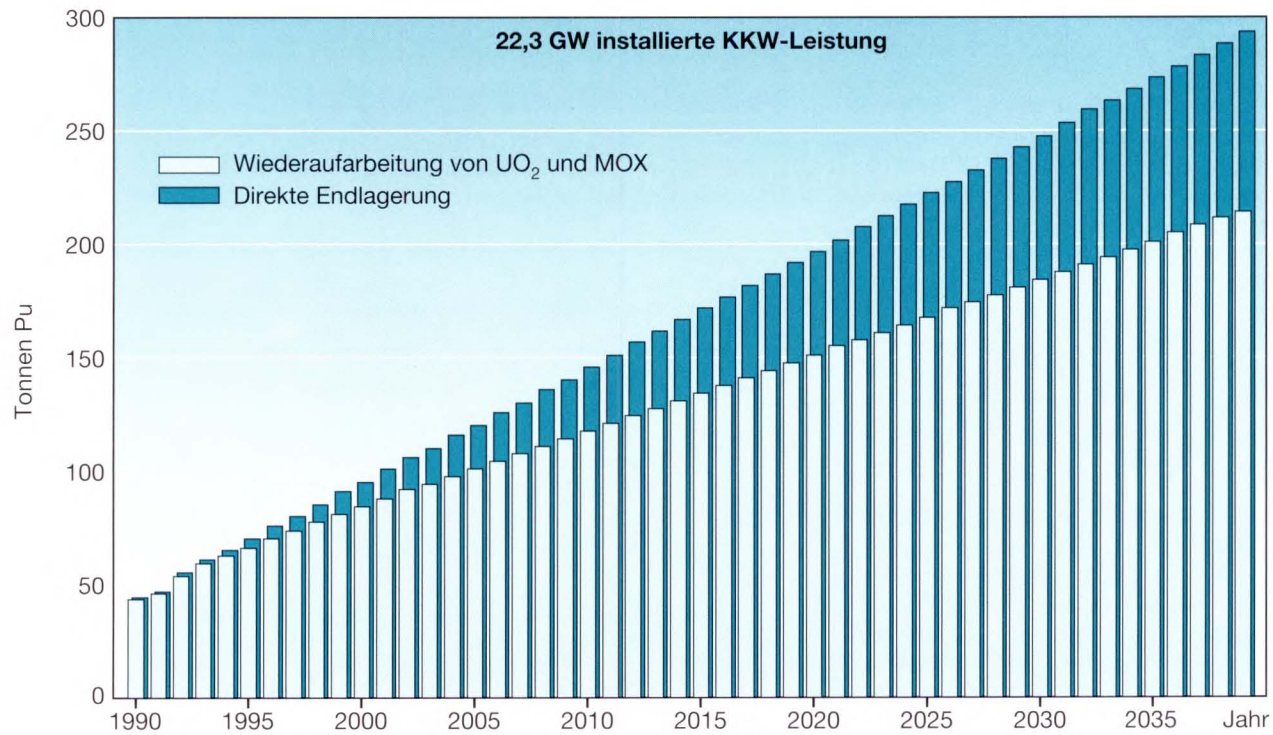


Bild 3.23: Absenkung der Pu-Gesamtmenge durch Rezyklierung mit MOX-Wiederaufarbeitung für ein Brennstoffkreislauf-Szenario

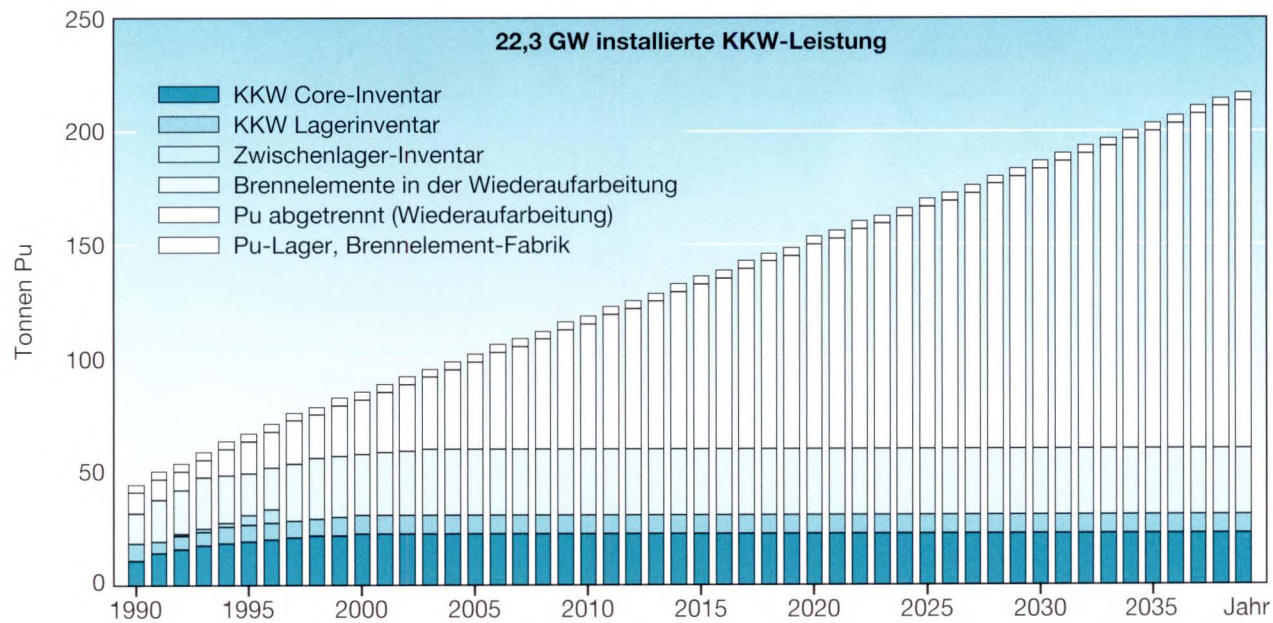


Bild 3.24: Anteil der Brennstoffkreislaufstationen an der Pu-Gesamtmenge bei Rezyklierung mit MOX-Wiederaufarbeitung für ein Brennstoffkreislauf-Szenario

## Kreislaufberechnung und Ergebnisdarstellung

Für eine Kreislaufberechnung sind die Randbedingungen des gewählten Szenarios in die Datenbasis einzusetzen. Modifikation, Kontrollausdruck und -graphik der Datenbasis sind über eine eigene Arbeitsoberfläche zugänglich. Eine weitere Oberfläche steuert und startet die eigentliche Mengenberechnung. Für die Ausgabe der Ergebnisse in graphischer Form bzw. als Tabelle werden zwei weitere Oberflächen verwendet. Nach Abschluß der Rechnung stehen 41 Sätze an Ergebnisdaten zur Verfügung. Welche Ergebnisse etwa im Zweig der MOX-Brennelement-Fertigung angeboten werden, zeigt Bild 3.22.

Neben der Ergebnisdarstellung über die graphische Arbeitsoberfläche ist auch ein Weiterverarbeiten per PC-Standard-Software, etwa zu aussagekräftigen Stapelbalkendiagrammen möglich. Das Beispiel in Bild 3.23, das die Kumulation von Plutonium ohne bzw. mit Rezyklierung unter Wiederaufarbeitung von MOX vergleicht, soll dies beispielhaft illustrieren.

Zu welchen Teilen sich weiter die Plutoniummenge auf die einzelnen Brennstoffkreislaufstationen verteilt, zeigt für den vorstehenden Fall der Rezyklierung mit MOX-Wiederaufarbeitung Bild 3.24.

## Weiterentwicklung

ZYKLUS-II wird mit dem Ziel ausgebaut, weitergehende und genauere Aussagen zu liefern. In den Entsorgungszweig wird als fünfte Kreislaufstation ein Endlager eingefügt. Außerdem soll die Ermittlung der Mengen an angereichertem Uran (tails) und von Uran aus der Wiederaufarbeitung (WAU) ermöglicht werden. Zur besseren Modellierung der Rezyklierung sind die Uran-Anfangsanreicherung und die Plutoniumgüte an den Abbrand anzupassen. Die derzeit festen Abfallrelationen sollen dynamisiert und die Aktivitätsinventare spezifisch für die Kreislaufstationen bestimmt werden. Ferner ist vorgesehen, eine gegenseitige Beeinflussung der Kreislaufstationen bei Überschreitung von Kapazitätsgrenzen zu schaffen.

*W. Weber*

*Abt. Brennstoffkreislauf*

- 1) U. Hesse und W. Mester: Entsorgung abgebrannter Brennelemente aus den Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland, Ergebnisse der Länderumfrage vom 31.12.1989, August 1990
- 2) LAW = schwachradioaktive Abfälle, MAW = mittelradioaktive Abfälle, HAWC = hochradioaktive Abfälle

### 3.9 Technische Dokumentation (TECDO)

*Das Projekt TECDO wurde konzipiert mit dem Ziel, kerntechnische und sonstige technische Informationen für die Beantwortung und Bewertung sicherheitstechnischer Fragestellungen umfassend und schnell verfügbar zu machen, und dient darüber hinaus der Know-how-Sicherung. Arbeitsschwerpunkte sind einerseits die zentrale Sammlung und DV-technische Aufbereitung von Texten, Bildern und sonstigen Daten und andererseits die dezentrale, benutzerfreundliche Bereitstellung dieser Daten für den Anwender.*

Ausgehend von den breitgefächerten, interdisziplinären Informationsbedürfnissen der GRS, ihrer Auftraggeber sowie den Erfahrungen aus dem Projekt INTAB wurde das zentrale DV-gestützte Informations-Management-System (IMS) TECDO konzipiert und modular ausgebaut. Unterlagen und Daten von kerntechnischen und sonstigen technischen Anlagen werden zur Beantwortung und Bewertung von sicherheitstechnischen Fragestellungen kontinuierlich erfaßt (Bild 3.25). Das in der GRS durch umfangreiche Sicherheitsanalysen, gutachterliche und industrielle Tätigkeiten und Forschung aufgebaute Wissen wird in TECDO dauerhaft gespeichert (Know-how-Sicherung). Werkzeuge werden weiterentwickelt, die eine schnellere und benutzerfreundlichere Abfrage in den gespeicherten Informationen ermöglichen.

#### Dokumentationsziele

Das IMS TECDO hat folgende Arbeitsschwerpunkte:

- Zentrale Sammlung sowie sachliche und DV-technische Aufbereitung von Volltexten, Images und sonstigen Daten, Einbindung bzw. Verfügbarmachen von sachverwandten Datenbanken
- Dezentrale, benutzerfreundliche Bereitstellung der Informationen am Arbeitsplatz der Anwender; damit verbunden ist eine Optimierung der innerbetrieblichen Dokumentation und Kommunikation.

Als zentrales Informations-Management-System der GRS muß TECDO benutzerfreundlich ausgelegt sein, um auch den nur gelegentlichen Anwendern Werkzeuge

zur Hand zu geben, mit denen sie sich ohne große Systemkenntnisse schnell und umfassend die benötigten Informationen beschaffen können.

#### Dokumentationsumfang

Es wurden umfangreiche Dokumente als Volltexte unter Einbeziehung vorhandener Abbildungen (Stand 1992: ca. 70 000 Seiten Text und kleinformatige Bilder, Tabellen, Grafiken, etc., bis DIN A3) sowie Datensammlungen verarbeitet und in entsprechenden Datenbanken für das IMS TECDO zur Nutzung bereitgestellt. Dazu gehören unter anderem:

Sicherheitsberichte, Systembeschreibungen, Betriebsgutachten, Quicklook Reports, Betriebshandbücher, Krisen- und Notfallunterlagen, Schulungsunterlagen, Technische Berichte, GRS-Arbeitsergebnisse (GRS-Berichte, GRS-A-Berichte, Weiterleitungsnachrichten), NRC Information Notices, Regeln und Richtlinien (10CFR, KTA-Datenbank), Nachschlagewerke (KWU-Lexikon, KTA-Begriffe-Sammlung).

Da die konventionelle Erfassung von Volltexten in DV-Systemen sehr zeit- und arbeitsintensiv ist, galt es bei der Menge der zu verarbeitenden Dokumente den Aufwand der formalen Erfassung möglichst zu reduzieren. Daher wurden die Daten, dort wo es technisch möglich war, bereits auf elektronischen Trägern übernommen, z.B. 10CFR, KTA-Datenbank, GRS-Berichte, amerikanische Sicherheitsberichte (FSAR); andere wurden optisch mittels Scanner und anschließendem Zeichenerkennungs-Verfahren (Optical Character Recognition, OCR) verarbeitet. Mit der Verbreitung elektronischer



(Text-)Verarbeitung und des elektronischen Datenaustausches (Electronic Data Interchange, EDI) wird sich der Aufwand für die formale Datenerfassung auch für umfangreiche Dokumente (z.B. Betriebshandbücher) sukzessive weiter reduzieren lassen.

Weiterhin wurde ein zentrales Zeichnungsarchiv eingerichtet, das inzwischen über 20 000 großformatige technische Zeichnungen enthält. Parallel zur Mikroverfilmung der Zeichnungen wurden ihre bibliographischen Daten (Titel, Datum, Anlage, Zeichnungsnummer etc.) DV-technisch erfaßt. Diese Informationen sind über eine Datenbank recherchierbar und geben den

Anwendern zusätzlich einen Verweis auf die Fundstelle der Originalzeichnung oder der Mikrofilm-Karten. Die Originalzeichnungen werden zentral in der GRS-Köln verwaltet. An den Standorten Berlin und Garching wurde jeweils ein Satz mikroverfilmter Zeichnungen und entsprechende Lesegeräte bereitgestellt. Das Zeichnungsarchiv wird weiter ausgebaut, bis alle in der GRS vorhandenen Zeichnungen (ca. 100 000) erfaßt sind. Darüber hinaus sind Organisationsabläufe geplant, die sicherstellen sollen, daß künftig neu in die GRS eingehende technische Zeichnungen zunächst in TECDO aufgenommen werden.

ARCHIV ist eine weitere Komponente von TECDO auf dem Gebiet der Know-how-Sicherung. Dabei handelt es sich um eine Datenbank mit Informationen über die für die Altaktenbewältigung des Betriebsteils Köln erstellten Deckblätter (Titel, Projektnummer, Bearbeiter, etc.), so daß die einzelnen mikroverfilmten Aktenordner mit der dazugehörigen Film- und Bildnummer erfaßt sind. Über ARCHIV ist eine DV-gestützte retrospektive Volltextsuche auf alle aufgenommenen Felder und über entsprechende Lesegeräte ein schneller Zugriff auf die 1,5 Millionen Blatt mikroverfilmter Originalunterlagen realisiert.

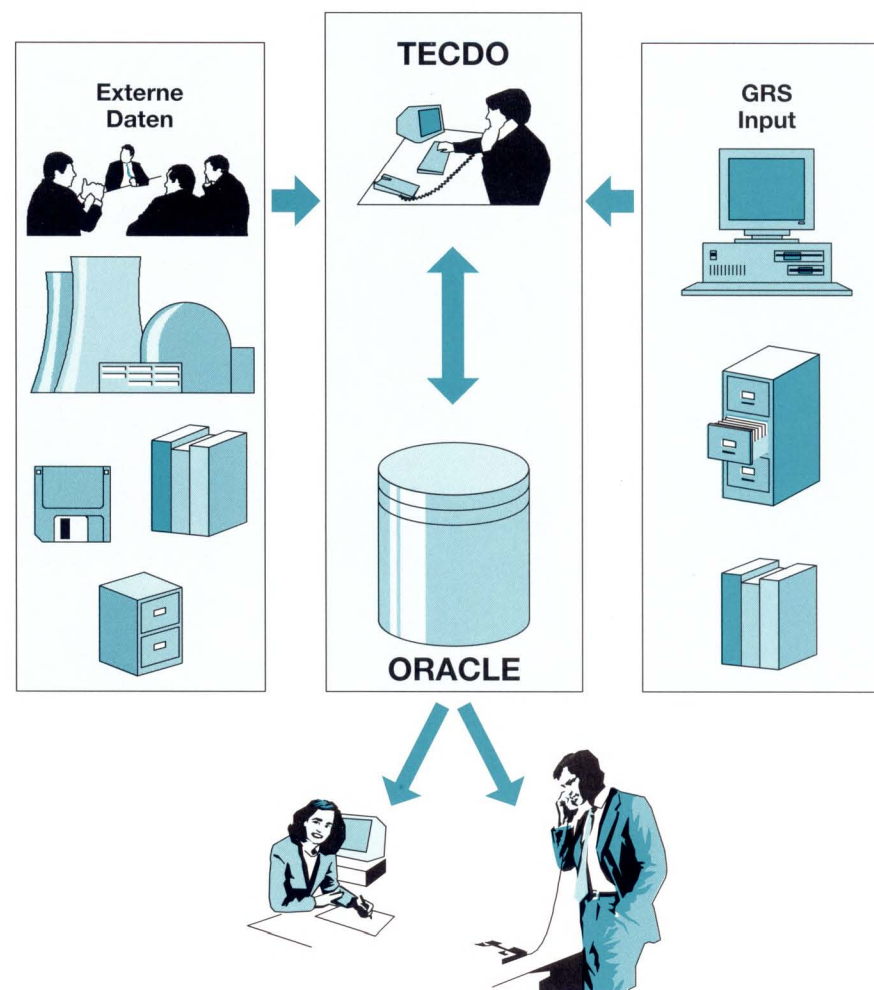


Bild 3.25: Konzeption von TECDO

## Datenmanagement und Benutzung

Die Anforderungen an benutzerfreundliche Informations-Management-Systeme sind, bedingt durch Erfahrungen mit PC- und Workstation-Anwendungen, erheblich gestiegen. Als Stichworte seien genannt: Benutzeroberflächen, Fenster-, Maus- und Menü-Technik, Bildverarbeitung. Die bisher für TECDO genutzte Datenbankumgebung entsprach diesen Anforderungen nicht mehr im gewünschten Umfang. Daher wurde ein alternatives Datenbank-Management-System gefordert, das einerseits offen für die Programmierung benutzerfreundlicher Menüs und Oberflächen ist, die Verarbeitung umfangreicher Volltexte und die schnelle Suche darin über invertierte Listen erlaubt, andererseits die Einbindung der Bildverarbeitung ermöglicht.

Nach ausführlichen Marktanalysen wurden Testinstallationen mit verschiedenen Datenbank-Management-Systemen durchgeführt. Das relationale Datenbank-Management-System (RDBMS) ORACLE entsprach den Anforderungen am besten und kommt daher für TECDO, aber auch für andere Anwendungen in der GRS, zum Einsatz. Es arbeitet mit dem modernen SQL-Standard (Standard Query Language) und verfügt über Schnittstellen zur Programmierung von Benutzeroberflächen, z.B. über die Programmiersprache 'C' oder SQL\*Forms. Durch die neu entwickelte Komponente SQL\*TextRetrieval ist nunmehr auch unter ORACLE die Volltextanalyse für umfangreiche Texte realisiert worden, einschließlich Thesaurusprinzip, Stopworte und der Technik invertierter Listen. Ein weiterer Vorteil von ORACLE ist seine Portabilität, die es auf allen Platt-

formen vom PC über die Workstation bis zum Hostrechner einsetzbar macht. Zur Flexibilität dieses RDBMS gehört auch die Realisierung einer zeitgemäßen sogenannten Client/Server-Lösung, wie sie von der GRS für TECDO umgesetzt wurde (Bild 3.26, G. Meinschmidt). Dabei arbeitet der Anwender auf dem PC in seiner gewohnten Umgebung und greift mit sogenannter X-Windows-Emulation über das lokale Netz (Local Area Network, LAN) auf eine Workstation zu. Sie führt als sogenannter Client die Logik der Anwenderprogramme unter ORACLE durch. Die ressourcenaufwendigen Datenbankoperationen und physikalischen Zugriffe laufen dagegen auf dem Hostrechner ab, der als leistungsfähiger Datenbank-Server sehr große Datenmengen speichert und den Client bedient, d.h. seine Befehle umsetzt.

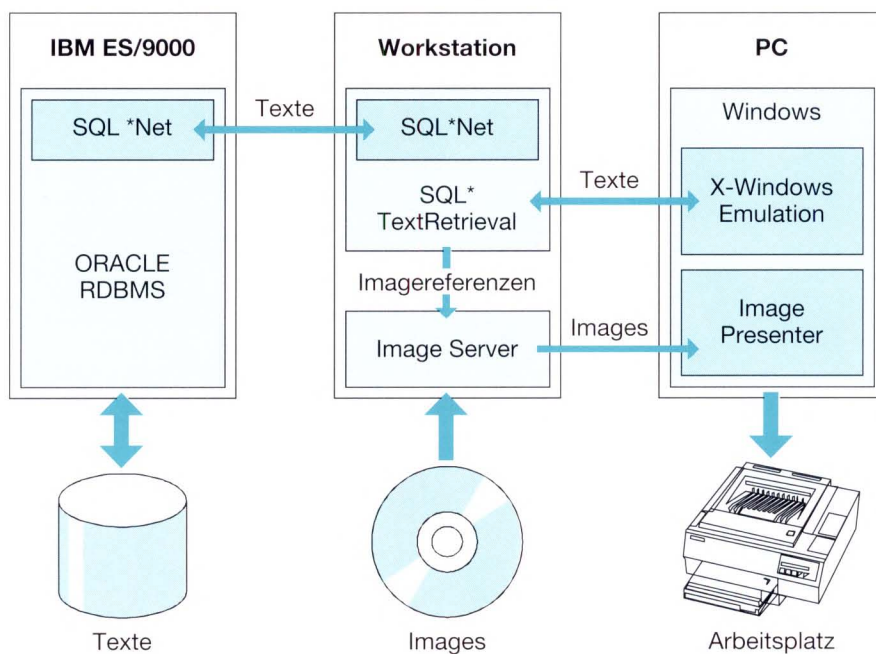


Bild 3.26: Systemkonfiguration von TECDO

## Imageverarbeitung

Zur weiteren Steigerung der Akzeptanz von TECDO war die Bildverarbeitung zu optimieren. Aufgrund der zentralen Speicherung der Images in der sogenannten Common Picture Library (CPL) auf dem Rechner in Garching erwiesen sich die Datenfernübertragung und der Bildaufbau der Images immer häufiger als zeitaufwendiger Engpaß. Die teilweise unerfreulich langen Übertragungszeiten beim Bildaufbau, je nach Entfernung und Dateigröße, waren nicht mehr angemessen. Zur Beschleunigung der Zugriffszeiten werden im örtlichen Netz sogenannte Imageserver (Bildspeicher- bzw. Verarbeitungssysteme) eingesetzt (Bild 3.26), die Images lagern und direkt an den Anwender im LAN übertragen. Auf diese Weise lassen sich neue Perspektiven in der Verarbeitung von Bildern, Tabellen und Zeichnungen umsetzen. Die Erfassung und Bereitstellung umfangreicher Handbücher, die nur als Papierversionen verfügbar sind, wird sich dadurch handhabbarer gestalten lassen. So ist beispielsweise ein "schnelles Blättersystem" in der Entwicklung, das kapitel- oder seitenweises Blättern in umfangreichen Volltexten zuläßt, etwa in Betriebs- handbüchern, deren Inhalte seitenweise als Imagedateien gespeichert sind.

## Ausbaufähigkeit

In der ORACLE-Umgebung wurden und werden künftig alle Anwendungen für TECDO schrittweise und modular benutzerfreundlich angepaßt. Die gewohnten Retrievalkomponenten, beispielsweise feldorientierte Suche, Abfragen über Textworte oder Deskriptoren sind in Anwendung. Neue, strukturierte Suchstrategien, beispielsweise über Gliederungseinheiten und Inhaltsverzeichnisse in Volltexten, sind bereits in Bearbeitung. Solche Suchstrategien sind insbesondere für umfangreiche Image-Dateien unerläßlich.

TECDO ist als sogenannte "Living Documentation" konzipiert und wird daher für neue Entwicklungen bzw. Dokumentationsziele offen bleiben. Aufgrund dieser Flexibilität und Ausbaufähigkeit können neue Forderungen an Datenbanken, -inhalte und -strukturen umgesetzt werden. Auf Wünsche bezüglich neuer Anwendungen wird mit den Werkzeugen eines offenen Informations-Management-Systems schnell reagiert werden können; bestehende Datenbanken werden sich modular ausbauen lassen.

*G. Farber, K.-A. Höpfner  
Abt. Technische Dokumentation*

## GRS-Berichte

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

*Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 5 (WWER-440/W-213)*  
GRS-83 (August 1991)

### Fett H.-J. und F. Lange:

*Frequency of Railway Accidents in the German Federal Railways (Deutsche Bundesbahn DB) Network: Goods Traffic and Shunting Operations (Marshalling Yard Braunschweig)*  
GRS-85 (January 1992)

### Hauptmanns, U.:

*Proceedings of the OECD/BMU-Workshop on Special Issues of Level 1 PSA*  
Held in Cologne, F.R.G.,  
May 27 - 29, 1991 GRS-86 (July 1991)

### Kotthoff, K.:

*Internationale Bewertungsskala für bedeutsame Ereignisse in Kernkraftwerken*  
Benutzerhandbuch  
GRS-87 (Juli 1991)

*Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 5 (WWER-440/W-213)*  
Gemeinsamer deutsch-sowjetischer Bericht  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit gemeinsam mit Kurchatow-Institut für Atomenergie,  
OKB Gidropress und Atomenergoprojekt  
GRS-88 (März 1992)

15. GRS-Fachgespräch  
Tagungsbericht München/Garching,  
27. und 28. November 1991  
GRS-89 (Februar 1992)

*Proceedings of the 2nd Workshop on Information Management*  
Held in Garching, F.R.G., October 30 - 31, 1991  
GRS-90 (March 1992)

### F. Lange, D. Gründler, G. Schwarz:

*Konrad Transport Study:  
Safety Analysis of the Transportation of Radioactive Waste to the Konrad Waste Disposal Site*  
GRS-91 (May 1992)

*Safety Assessment of Unit 5 (VVER-440/W-213) of the Greifswald Nuclear Power Station*  
Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH together with Kurchatov-Institute for Nuclear Energy,  
OKB Gidropress and Atomenergoprojekt  
Common German-Soviet Report  
GRS-92 (February 1992)

*Proceedings of the 1. OECD (NEA) CSNI-Specialist Meeting on Instrumentation to Manage Severe Accidents*  
Held at Cologne, F.R.G.,  
March 16 - 17, 1992 GRS-93 (July 1992)

## Veröffentlichungen in Büchern und Fachzeitschriften

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

### Austregesilo, H., und A. Höld:

*The Simulation of Balance-of-Plant Actions During Normal and Abnormal Transients in PWRs within the GRS System Code ATHLET*  
Proceedings of the International Conference on Dynamics and Control in Nuclear Power Stations,  
Institute of Civil Engineers,  
London, 22.-24.10.1991

### Azodi, D., und P. Bachmann:

*Numerische Simulation des Bruchverhaltens von zylindrischen Behältern mit Umfangsfehlern*  
Tagungsband Jahrestagung Kerntechnik, 1991

### Bachmann, P., P. Gruner, U. Honsalek, J. Jonczyk und W. Kuntze:

*Ergänzende Untersuchungen zu Beanspruchungen in Rohrleitungen bei unterstelltem Fehlverhalten von Stoßbremsen*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-322

### Baltes, B., und T. Beuth:

*Anwendung des Rechencodes STEALTH auf ein COSA II Benchmark-Problem*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-283

### Baltes, B., und T. Beuth:

*Anwendung des Rechencodes ADINA auf einen COSA II Benchmark Rechenfall des Nahbereiches. Fortschrittsbericht 1990*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-296

### Bartalszky, H., U. Hauptmanns, J. Peschke und R. Stück:

*Methoden zur Auswertung von Ausfallraten für probabilistische Untersuchungen zu Kernkraftwerken sowjetischer Bauart*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-309

### Bass, B. R., C. E. Pugh, J. Keeney-Walker, H. Schulz and J. Sievers:

*Assessment of Ductile Fracture Methodology Based on Applications to Large-Scale Experiments*  
SMIRT-11, Transactions, Vol. G, 1991

### Bastl, W., und A. B. Wahba:

*Contribution of Instrumentation and Control to Safety of Nuclear Power Plants*  
IFAC-Symposium on Control of Power Plants and Power Systems, Vol. 1, 1992

### Beise, E., H. Biesold, D. Gründler et al.:

*Sicherheitsanalyse des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM)*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-281

### Beise, E., H. G. Mielke, W. Müller und U. Oppermann:

*Der Stand des Systems der zentralen Erfassung und Endlagerung radioaktiver Abfälle in der ehemaligen DDR*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-303

### Beliczey, S.:

*Frequency of Leaks and Breaks in Safety Related Piping of PWR-Plants as Initiating Events for LOCAs*  
Proceedings of the OECD/BMU-Workshop on Special Issues of Level 1 PSA, GRS-86, 1991

### Bencik, V., und A. Hoeld:

*Experiences in the Validation of Large Advanced Modular System Codes*  
Proceedings of the 1991 Simulation Multiconference, Vol. 24, 1/1991

### Berg, H. P. (BfS), und F. Lange:

*Ableitung von Aktivitätsgrenzwerten bei Abfallgebunden zur Einhaltung der Störfallplanungswerte*  
Atomwirtschaft-Atomtechnik, 11/1991

**Birkhofer, A.:**

Das Novellierungsvorhaben aus der Sicht der Technik  
Energiewirtschaftliche Tagesfragen 11/1991

**Birkhofer, A.:**

Zum Stand der Sicherheitsbeurteilung osteuropäischer Kernkraftwerke  
Atomwirtschaft-Atomtechnik 4/1991 und Berichtsband Deutsches Atomforum, Inforum, Bonn

**Birkhofer, A.:**

Notwendigkeit des Erfahrungsaustauschs in der Kerntechnik  
Atomwirtschaft-Atomtechnik 6/1991

**Birkhofer, A.:**

Probleme der Reaktorsicherheit in Osteuropa  
Energiewirtschaftliche Tagesfragen 4/1991

**Birkhofer, A.:**

Safety Assessment of VVER-440s  
Proceedings of International Conference on Nuclear Accidents and the Future of Energy, Paris, 15. - 17.4.1991

**Bundtzen, F. (BfS), und M. Hrubisko:**

Analyse des Kühlmittelverluststörfalls doppelendiger Abriß einer der beiden wasserseitigen Druckbehälteranschlußleitungen in der Reaktoranlage Greifswald Block 1 (WWER-440/W-230) mit dem Rechenprogramm ATHLET  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-308

**Butz, H.-P., und K. Kotthoff:**

Sosnowi Bor hielt die Welt in Atem. Störfall in russischem Kernkraftwerk nahe St. Petersburg  
VDI-Nachrichten, 3. 4. 1992

**Butz, H.-P.:**

Kernthemen der Reaktorsicherheit.  
15. GRS-Fachgespräch  
Energiewirtschaftliche Tagesfragen 3/1992

**Butz, H.-P.:**

Für die Aufgaben im Osten gerüstet.  
Bericht über das 15. GRS-Fachgespräch am 27. und 28. 11. 1991 in München und Garching  
Atomwirtschaft-Atomtechnik 2/1992

**Bönigke, G.:**

Betriebs- und Störfallverhalten Schneller Natriumgekühlter Reaktoren. Ermittlung der Wirksamkeit der passiven Nachwärmeabfuhr beim SNR-300  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-305

**Clemente, M., U. Hesse, K. Hummelsheim, S. Langenbuch und W. Thomas:**

Sicherheitsaspekte bei der Erhöhung des Abbrandes der Brennelemente  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-293

**Clemente, M., und S. Langenbuch:**

Untersuchungen zum Einsatz von MOX-Brennelementen  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-277

**Ding, Y., und D. Wach:**

Uncertainty Treatment in Knowledge Based Early Failure Diagnosis by Fuzzy Logic Application  
SMORN VI, Proceedings, 1991

**Felkel, L.:**

Operator Assistance in Dynamic Process Environments: What Can Expert Systems Tell Us That We Do Not Already Know? Reliability Engineering and System Safety Vol. 33, 1991

**Firnhaber, M., S. Meier, D. Müller-Ecker und B. Schwinges:**

Deutsches Standardproblem Nr. 5 "Belastung von RDB-Einbauten während schneller Druckentlastungsvorgänge". Vergleichsbericht  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-316

**Firnhaber, M., und W. Erdmann:**

Deutsches Standardproblem Nr. 6 "Dampfleitungsbruch im HDR-Containment mit früher Zweiphaseneinströmung (V-44)" Vergleichsbericht  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-317

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

Identification of Improvements of Advanced Light Water Reactor Concepts  
EUR -14296, 1991

**Gewehr, K.:**

Vergleich der Strahlenexposition des Personals in LWR-Kernkraftwerken  
Atomwirtschaft-Atomtechnik 2/1992

**Grebner, H., und A. Höfler:**

Begleitende Rechnungen zu einem HDR-Leckratenversuch an einem Rohrabzweig mit Schweißnaht  
Tagungsband Jahrestagung Kerntechnik, 1991

**Grebner, H., A. Höfler und H. Hunger:**

Pre- and Post-Calculations for Crack Opening and Leak Rate Experiments on Piping Components within the HDR-Programm  
SMIRT 11, Transactions, Vol. G, 1991

**Grebner, H., und A. Höfler:**

Berechnungen von Leckflächen und Leckraten bei Rohrleitungsdurchrissen unter Innendruck- und Biegebelastung  
Staatliche Materialprüfungsanstalt, Universität Stuttgart, 17. MPA-Seminar, 1991

**Grebner, H., und A. Höfler:**

J-Integral Evaluation from ADINA Shell Element Results  
Computers and Structures, Vol. 40, 1991

**Hauptmanns, U., und P. Hömke:**

Reliability Data for Process Plants  
In: G. Apostolakis (Ed.): Probabilistic Safety Assessment and Management, Vol. 1., New York, 1991

**Hauptmanns, U., und W. Werner:**

Engineering Risks. Evaluation and Valuation  
Springer Verlag, Heidelberg, 1991

**Hauptmanns, U.:**

Probabilistische Sicherheitsuntersuchungen für Chemieanlagen  
In: R. Billet: Beiträge zur Verfahrens- und Umwelttechnik aus Anlaß des 25jährigen Bestehens der Ruhr-Universität Bochum, 1991

**Heinicke, W.:**

Kritikalitätsberechnung für kompaktierte Leichtwasserreaktor-Brennstäbe  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-286

**Hesse, U.:**

Abbrandberechnung mit OREST für Uranoxid-Siedewasserreaktor-Brennelemente  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-304

**Hesse, U., K. Hummelsheim, U. Quade, K. Gewehr und W. Weber:**

ZYKLUS-II-PC: Ein Rechenmodell für die Verfolgung von Brennstoffmassen im Kernbrennstoffkreislauf. Abschlußbericht  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-300

**Hunger, H., G. Katzenmeier und H. Grebner:**

Experiments on Crack Opening and Leak Rate Behaviour of Small Piping Components at the HDR Facility  
SMIRT 11, Transactions, Vol. F, 1991

**Höpfner, K. A., und M. Reich (GSF):**  
*Information Management in Nuclear Safety, Radiation Protection, and Environmental Protection Status and Perspectives*  
Bericht über den 2. Internationalen luD-Workshop der GRS  
Nachrichten für Dokumentation Bd. 43, 1/1992

**Höpfner, K. A., und P. Roboz:**  
*Információszolgáltatások a nukleáris biztonság, sugárvédelem és a környezetvédelem területén. 2. nemzetközi konferencia*  
Tudományos és Műszaki Tájékoztató, Budapest, 4/1992

**Höpfner, K. A., und V. Watermeyer:**  
*Datenbank ONLINE - Einführung in die Nutzung - Vorteile und Praxis*  
FIZ Karlsruhe, 1991

**Hörtner, H., und K. Köberlein:**  
*Sicherheitstechnischer Nutzen der probabilistischen Bewertung älterer Kernkraftwerke*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-287

**Jahn, H., H., Liemersdorf, H.G. Riotte, M. Röwekamp et al.:**  
*Sicherheitstechnische Optimierung von Brandschutzmaßnahmen in Kernkraftwerken mit Siedewasserreaktoren*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-325

**Jonczyk, J., und P. Gruner:**  
*Loads of Piping Systems due to Malfunctions of Snubbers*  
Nuclear Engineering and Design, Vol. 130, 1991

**Karwat, H.:**  
*Deutsches Standardproblem Nr. 7 "Verhalten eines Brennstabündels während einer spezifizierten Aufheiz- und Flutperiode". Vergleichsbericht*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-313

**Kersken, M., und F. Saglietti:**  
*Software Fault Tolerance: Achievement and Assessment Strategies*  
Research Reports ESPRIT, Projekt 300, REQUEST, Vol.1, 1992

**Kramer, E., und S. Langenbuch:**  
*Sicherheitstechnische Untersuchungen zur Leistungsverteilung in MOX-Brennelementen beim Einsatz in LWR-Kernen*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-302

**Krug, H., und E. F. Moser:**  
*Kritikalitätsdaten zu wichtigen bei der Brennelement-Herstellung auftretenden U(5)-Verbindungen und zu MOX(15)-Spaltstoffsystemen im trockenen und moderierten Zustand*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-306

**Künkel, G., H. Reck, A. Höfler und W. Oppermann:**  
*Repräsentative Untersuchung zum sinnvollen und regelfähigen Einsatz von Rohrrinnenprüfungen bei der wiederkehrenden Prüfung kerntechnischer Anlagen (Rohrrinnenprüfung)*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-291

**Maqua, M.:**  
*Auswertung von Betriebserfahrungen über die Zuverlässigkeit von Notstromdiesellaggregaten in deutschen Kernkraftwerken*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-298

**Mester, W.:**  
*Neue Wiederaufarbeitungsprojekte im Ausland. Fortschreibung*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-289

**Morlock, G., und W. Müller:**  
*On the Relation between Gas Production of Wastes, Repository Layout, and Environmental Consequences of Disposal*  
Proceedings: Joint International Symposium on Environmental Consequences of Hazardous Waste Disposal, Vol. 1, Stockholm, 1991

**Müller, W.:**  
*Optimierungsverfahren bei Zielkonflikten zwischen Sicherheits- und Arbeitsschutzaspekten im Betrieb von Kernkraftwerken*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-307

**Müller, W.:**  
*Deutsches Standard-Problem Nr. 4A "Dynamisches Strukturverhalten einer Rohrleitung mit Rückschlagventil bei Blowdown"*  
(HDR-SRV Versuch Nr. 60.4.1, Strukturdynamik). Vergleichsbericht  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-314

**Müller, W.:**  
*Deutsches Standard-Problem Nr. 4A "Dynamisches Strukturverhalten einer Rohrleitung mit Rückschlagventil bei Blowdown"*  
(HDR-SRV Versuch Nr. 60.4.1, Strukturdynamik). Vergleichsbericht. Anhang 6 und 7  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-315

**Olma, B.J.:**  
*Acoustic Monitoring of U-tube Steam Generators*  
SMORN VI, Proceedings, Vol. 2, 1991

**Papadimitriou, P., und T. Skorek:**  
*One-dimensional Thermohydraulic Code THESEUS and its Application to Chilldown Process Simulation in Two-Phase Hydrogen Flows*  
CRYOGENICS, Vol. 32, 1992

**Petry, A., und H. Teske:**  
*Modellerweiterungen für WWER440/W-213-spezifische Komponenten*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-310

**Prock, J., B. Olma und M. Labeit:**  
*On-line Test of Signal Validation Software on the LOBI-MOD2 Facility in Ispra/ Italy*  
Nucl. Technology, Vol 97, 1992

**Prock, J.:**  
*Computer-Based Sensor and Process Fault Diagnosis in Real Time*  
Preprints IFAC-Symposium, Vol.1, 1992

**Prock, J.:**  
*Conceptions and Applications of Different Methods for the Online Identification of Sensor and Process Faults in Realtime*  
SMORN VI, Proceedings, 1991

**Prock, J.:**  
*A new Technique for Fault Detection Using Petri Nets*  
Automatica, Vol 27, 1991

**Reck, H., und A. Höfler:**  
*Lebensdaueruntersuchungen und Auswertung von Betriebserfahrungen im Hinblick auf Schäden an Einbauten und Schäden infolge von Einflüssen aus Dichtungswerkstoffen, Schmier- und Prüfmitteln*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz  
Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-280

**Röwekamp, M.:**

*Der FIRAC-CODE - seine Anwendbarkeit und Randbedingungen bei der Störfallanalyse von Bränden in einer Wiederaufarbeitungsanlage*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz

Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-288

**Saglietti, F.:**

*An Error Analysis for AI - Systems Leading to a New Test Adequacy Criterion*  
Proceedings: DAISY 91, published by North-Holland Publisher

**Saglietti, F.:**

*Systematic Software Testing Strategies as Explanatory Variables of Proportional Hazards*  
Proceedings: SAFECOMP 91, published by Pergamon Press

**Saglietti, F.:**

*A Classification of Software Diversity Degrees Induced by an Analysis of Fault Types to be Tolerated*  
Informatik-Fachberichte, Nr. 283, 1991

**Saglietti, F.:**

*A Comparative Evaluation of V&V Procedures for Conventional Software and Expert Systems*  
Proceedings Workshop on Methodologies, published by EPRI

**Saglietti, F.:**

*The Impact of Forced Diversity on the Failures Behaviour of Multiversion Software*  
Informatik-Fachberichte, Nr. 269, 1991

**Schnepel L., und M. Firnhaber:**

Deutsches Standardproblem Nr. 8  
"LOBI/MOD2 - Kleines Leck". Vergleichsbericht  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz

Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-318

**Schrödl, E., et al.:**

*Results of Aerosol Code Comparisons with Releases from ACE MCCI Tests*  
Proceedings des OECD/CSNI Specialists' Meeting on Core Debris-Concrete Interactions, Karlsruhe, 1. - 3. 4. 1992

**Schulz, H., and J. Sievers:**

*Analysis of PWR in Case of Asymmetric Cold Water Injection*  
SMIRT-11, Transactions, Vol. G, 1991

**Sievers, J.:**

*Ductile Fracture Mechanical Analyses of Large-Scale Thermal Shock Experiments*  
Nuclear Engineering and Design, Vol 130, 1991

**Sunder, R., M. Baleanu, K. Kieninger, A. Kolbasseff, W. Kuhn und H. Rösler:**

*Experiences and Results with COMOS - an Online Vibration Analysis and Monitoring System*  
SMORN VI, Proceedings, Vol. 1, 1991

**Sunder, R., und D. Wach:**

*Betriebsnahe Aspekte beim Einsatz von Überwachungs- und Diagnosesystemen*  
High Serve, Inforum, Bonn, 1991

**Sunder, R.:**

*Valuable Experience with Frequency Selective Vibration Monitoring*  
Proceedings Advanced Machine Monitoring and Vibration Conference, Interexec, Seminars & Symposia, Johannesburg, 11. - 12. 3. 1992

**Thomas, W., und K. Hummelsheim:**

*Kernbrennstoffmengen bei der thermischen Rezyklierung - typische Daten - Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz*

Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-321

**Thomas, W., und U. Hesse:**

*Analyse spezieller Sicherheitsfragen bei der thermischen Rezyklierung im Brennstoffkreislauf für Druckwasserreaktoren*  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz

Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-285

**Wahba, A. B., und H. Austregesilo:**

*The German Test Control Room and Results of First Thermal-Hydraulic Calculations*  
Seventh Proceedings of Nuclear Thermal Hydraulics, Transactions of ANS, Winter Meeting, Volume 64, 1991

**Wahba, A. B., und H. G. Glaeser:**

*Thermal Hydraulic Phenomena in LP-FP-1*  
Summary of Results and Calculations Early ECCS Leakage  
NEA/OECD 1991

**Winkler, W.:**

Deutsches Standardproblem Nr. 2  
"Wiederauffüllung und Fluten eines Stabbündelbehälters mit simulierten Primärkreisläufen (PKL)". Vergleichsbericht  
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz

Hrsg.: Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit  
BMU-1991-312

## 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 Veranstaltung gehalten:

**Adrian, H., und L. Felkel:**

*"Licensing of a Post Trip Analysis Program for Use in Nuclear Power Plants", 23rd Enlarged Halden Programme Group Meeting on Computerized Man-Machine Communication, Bolkesjö, 9. - 14. 6. 1991*

**Aleite, W. (KWU), und D. Wach:**

*Supervision and Fault Diagnosis for the Safe Operation of Nuclear Power Plants (plenary paper) IFAC-Symposium on Fault Detection, Supervision and Safety for Technical Processes, Baden-Baden, 10. - 13. 9. 1991*

**Austregesilo, H., und W. Frisch:**

*Simulation of PWR Accident Behaviour and Accident Management Measures with the German Plant Analyzer*  
SCSI International Simulation Multiconference, New Orleans, 1. - 4. 4. 1991

**Azodi, D., P. Bachmann und J. Sievers:**

*Numerische Simulation des Strukturverhaltens rißbehafteter Bauteile mit ADINA-System*  
2. ADINA-Woche, Nürnberg, 24. - 25. 9. 1991

**Azodi, D., und P. Bachmann:**

*Numerische Simulation des Bruchverhaltens von zylindrischen Behältern mit Umfangsfehlern*  
Jahrestagung Kerntechnik, Bonn, 14. - 16. 5. 1991

**Bachner, D.:**

*Informationen zur Lagebeurteilung - KFÜ und Ausbreitungsmodellierung*  
Seminar Vermeidung oder Begrenzung von folgenschweren Ereignissen, GRS, Köln, 25. - 26. 9. 1991

**Baltes, B.:**

*Sicherheitsanalyse Morsleben*  
15. GRS-Fachgespräch, München / Garching, 27. - 28. 11. 1991

**Baltes, B.:**

*Sicherheitsanalyse Morsleben*  
Jahrestagung Kerntechnik, Bonn, 14. - 16. 5. 1991

**Baltes, B.:**

*Sicherheitsanalyse Morsleben*  
KTG Fachgruppe "Chemie und Entsorgung", Braunschweig, 1. - 2. 10. 1991

**Bencik, V., und A. Hoeld:**

*Experiences in the Validation of Large Advanced Modular System Codes SCS Simulation Multiconference, New Orleans, 1. - 5. 4. 1991*

**Beraha, D.:**

*Safety Aspects and Human Factors in Emergency Procedure Analysis: A Survey of GRS Activities Specialists' Meeting IAEA Working Group, Wien, 31. 3. 1992*

**Birkhofer, A.:**

*The Chernobyl Accident Report on "The Past" First International Andrey Sakharov Memorial Congress "Peace, Progress and Human Rights", Moskau, 21. - 25. 3. 1991*

**Birkhofer, A.:**

*Safety Assessment of VVER-440's International Conference on Nuclear Accidents and the Future of Energy, Lessons Learned from Chernobyl, Paris, 15. - 17. 4. 1991*

**Birkhofer, A.:**

*Probabilistic Safety Assessment for Operational Safety - Opening Remarks International Symposium on the Use of Probabilistic Safety Assessment for Operational Safety, PSA 91, Wien, 3. - 7. 6. 1991*

**Birkhofer, A.:**

*Zur Entwicklung der Reaktorsicherheit in Deutschland Festkolloquium anlässlich des 80. Geburtstags von Professor Heinz Wagner, Justus-Liebig-Universität Gießen, 8. 7. 1991*

**Birkhofer, A.:**

*Outlook and Expectations on Nuclear Safety Conference on Technology and Strategy of Nuclear Energy, Taipeh, 27. - 28. 3. 1991*

**Birkhofer, A.:**

*Zum Stand der Sicherheitsbeurteilung osteuropäischer Kernkraftwerke Wintertagung "Kernenergie im geeinten Deutschland", Bonn, 29. - 30. 1. 1991*

**Birkhofer, A.:**

*Das Novellierungsvorhaben aus der Sicht der Technik 9. Deutsches Atomrechtssymposium, München, 24. - 26. 6. 1991*

**Birkhofer, A.:**

*Trends in Nuclear Safety and International Cooperation LAS-ANS Topical Meeting on Safety Aspects of Latin American Nuclear Power Plants, Rio de Janeiro, 9. - 13. 6. 1991*

**Birkhofer, A.:**

*Notwendigkeit des Erfahrungsaustausches in der Kerntechnik 100. Sitzung des ABE-Ausschusses zum 25. Jubiläum, Gundremmingen, 7. 12. 1991*

**Bogorinski, P., und P.J. Larue:**

*Sicherheitsanalyse für die Nachbetriebsphase von Endlagern 15. GRS-Fachgespräch, München/ Garching, 27. - 28. 11. 1991*

**Brummer, J.:**

*Modellierung und Verifikation von diskreten Systemen durch Petri-Netze GRS Kolloquium, Garching, 23. 5. 1991 und Köln, 5. 9. 1991*

**Butz, H.-P.:**

*Kernenergie: Gefahren und Risiken verbunden mit den Reaktoren in Osteuropa Informationsabend der Jungen Liberalen, Köln, 2. 4. 1992*

**Butz, H.-P.:**

*Sicherheitsbewertungen der GRS für das Kernkraftwerk Greifswald und das Endlager Morsleben Seminar der KTG für die Dänische Kerntechnische Gesellschaft, Greifswald, 23. - 24. 5. 1991*

**Butz, H.-P.:**

*Sicherheitsaspekte russischer Kernkraftwerke Seminar für Betriebsräte und Mandatsträger in den Kernkraftwerksverwaltungen der RWE Energie AG, Mannheim, 2. - 3. 12. 1991*

**Chakraborty, A., und J. Rohde:**

*Einsatz von katalytischen Vorrichtungen zur Beseitigung von Wasserstoff bei schweren Störfällen 15. GRS-Fachgespräch, München/ Garching, 27. - 28. 11. 1991*

**Clemente, M.:**

*Simplified Models of Reactor Core Calculation and their Application Int. Seminar on Problems of RBMK Physics Calculations, Moskau, 10. - 13. 12. 1991*

**Ding, Y., und D. Wach:**

*Uncertainty Treatment in Knowledge Based Early Failure Diagnosis by Fuzzi Logic Application SMORN VI, Gatlinburg, 19. - 24. 5. 1991*

**Ewig, F.J.:**

*Pre-Test Calculations with the Iodine Severe Accident Behaviour Code IMPAIR-2 for ACE/RTF Test 1 and ACE/RTF Test 2 1st European Severe Accident Chemistry Group Meeting, Ispra, 22. - 23. 5. 1991*

**Felkel, L.:**

*Process Monitoring, Diagnosis and Prediction - The Integration of Expert System and Simulation Technology ANS Meeting AI, Jackson, Sept. 1991*

**Frisch, W., A. Jahns, Y. Cornille and G. Gros:**

*Consideration on Safety Objectives for Advanced PWRs in France and Germany IAEA Technical Meeting to Review the Safety Features of New Reactor Designs, Wien, 11. - 15. 11. 1991*

**Frisch, W.:**

*Design for Events IAEA Interregional Training Course on Instrumentation and Control of Nuclear Power Plants, Karlsruhe, 18. 9. 1991*

**Gewehr, K., und W. Pfeffer:**

*Internationaler Vergleich der Strahlenexposition des Personals in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren 15. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 27. - 28. 11. 1991*

**Grebner, H., A. Höfler und F. Fischer:**

*Berechnung des dynamischen Öffnungsverhaltens für zwei Durchrisse in einem Rohr 24. Vortragsveranstaltung des DVM-Arbeitskreises "Bruchvorgänge", Aachen, 18. - 19. 2. 1992*

**Grebner, H., A. Höfler und H. Hunger:**

*Pre- and Post-Calculations for Crack Opening and Leak Rate Experiments on Piping Components within the HDR-Program SMIRT 11, Tokio, 18. - 23. 8. 1991*

**Grebner, H., A. Höfler und H. Hunger:**

*Analysen zu Lecköffnungs- und Leckratenversuchen an Rohrleitungskomponenten (E 22) 15. Statusbericht PHDR, Karlsruhe, 4. 12. 1991*

**Grebner, H., und A. Höfler:**

*J-Integral Evaluation from ADINA Shell Element Results 2. ADINA-Woche, Nürnberg, 24. - 25. 9. 1991*

**Grebner, H., und A. Höfler:**

*J-Integral Evaluation from ADINA Shell Element Results 8th ADINA Conference, Massachusetts Institute of Technology, Cambridge, 17. - 19. 7. 1991*

**Grebner, H., und A. Höfler:**

*Berechnungen von Leckflächen und Leckraten bei Rohrleitungsdurchrissen unter Innendruck- und Biegebelastung 17. MPA-Seminar "Sicherheit und Verfügbarkeit in der Anlagentechnik", Stuttgart, 10. - 11. 10. 1991*

**Grebner, H., und A. Höfler:**

*Begleitende Rechnungen zu einem HDR-Leckratenversuch an einem Rohrabzweig mit Schweißnahttrieb Jahrestagung Kerntechnik 91, Bonn, 14. - 16. 5. 1991*

**Gronemeyer, C.:**

*Development of a Source Term Code to Simulate Near-field Gas Generation Radioactive Waste Technical Exchange Meeting, GRS/KFA-SANDIA Labs WIPP Project, Albuquerque, 10. 3. 1992*

**Gruner, P., and J. Sievers:**

*Structural Response of Steam Generators to Cold Water Injection with AM-Measures Information Exchange Meeting USNRC/GRS, Washington, 15. - 18. 4. 1991*



**Handge, P.:**

Ermittlung von Strahlenexpositionen infolge der Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen nach der allgemeinen Verwaltungsvorschrift zu § 45 Strahlenschutzverordnung  
Seminar "Radioaktive Abfälle", KKW Rheinsberg, 23. 5. 1991

**Hauptmanns, U., und P. Hömke:**

Reliability Data for Process Plants  
PSAM Conference, Beverly Hills, 5. 2. 1991

**Hauptmanns, U.:**

Fiabilidad y modelos de riesgo (Zuverlässigkeit und Risikomodelle)  
Contaminacion - Ingenieria Ambiental, FICYT, Oviedo/Spainien, 6. 2. 1992

**Hauptmanns, U.:**

Los accidentes como causa de contaminacion (Unfälle als Ursache von Umweltbelastung)  
Contaminacion - Ingenieria Ambiental, FICYT, Oviedo/Spainien, 24. 1. 1991

**Hoeld, A.:**

Status of the Code ATHLET (Construction of a General Input Data Set and Application to the Case "Loss of Preferred Power with ATWS")  
SNERDJ/GRS QINSHAN PSA Workshop, Shanghai, 8. - 14. 9. 1991

**Hunger, H., G. Katzenmeier and H. Grebner:**

Experiments on Crack Opening and Leak Rate Behaviour of small Piping Components at the HDR Facility  
SMIRT 11, Tokio, 18. - 23. 8. 1991

**Höpfner, K. A., und U. Riedel:**

TECDO, Information Retrieval System for Technical Documents  
2nd Workshop on Information Management in Nuclear Safety, Radiation Protection, and Environmental Protection. Status and Perspectives, Garching, 30. - 31. 10. 1991

**Hörtner, H.:**

Ereignisbäume und Fehlerbäume für probabilistische Analysen der Stufe 1  
SVA Vertiefungskurs "Fortgeschrittene Sicherheitsanalyse", Winterthur, 4. - 5. 11. 1991

**Jakubowski, Z.:**

Analysis and Visualisation of SBLOCA Studies with the German Nuclear Plant Analyser ATLAS  
SCS Simulation Multiconference, New Orleans, 1. - 5. 4. 1991

**Janke, R.:**

Neue Erkenntnisse zu den Ursachen des Reaktorunfalls in Tschernobyl  
15. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 27. - 28. 11. 1991

**Kanzleiter, T., K. O. Fischer, H. J. Allelein, S. Schwarz and G. Weber:**

The VANAM Experiments M1 and M2 - Test Results and Multi-Compartmental Analysis  
European Aerosol Conference, Karlsruhe, Sept. 1991

**Kersken, M., und A. Bors:**

Software Certification Programme in Europe. An ESPRIT Initiative for the Unified Assessment of Software  
23rd Enlarged Halden Programme Group Meeting on Computerized Man-Machine Communication, Bolkesjö, 9. - 14. 6. 1991

**Kersken, M.:**

Assessment Techniques for Highly Reliable Software  
Annual Technical Symposium, Risley, 18. 3. 1992

**Kirmse, R., A. Petry, H. G. Sonnenburg und H. Teske:**

ATHLET-Erweiterungen zur Durchführung von WWER-Analysen  
Jahrestagung Kerntechnik, Karlsruhe, 5. - 7. 5. 1992

**Kirmse, R., W. Pointner, H. G. Sonnenburg und F. Steinhoff:**

DWR-Analysen für kleine Lecks unter Verwendung eines fortgeschrittenen Drift-Flux-Modells  
Jahrestagung Kerntechnik, Karlsruhe, 5. - 7. 5. 1992

**Kirmse, R., und J. Macek:**

Thermohydraulic Safety Analysis of Design Basis Accident (DBA) for ECIS in NPP Stendal-A (VVER 1000) with Code System ATHLET/FLUT  
5th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics "Towards the next Generation of Nuclear Power Reactors" (NURETH-5), Salt Lake City, 21. - 24. 9. 1992

**Kirmse, R.:**

The Relevance of the LOBI Project within the German Reactor Safety Research Programme  
LOBI-Seminar, Arona, 31. 3. - 2. 4. 1992

**Kirmse, R.:**

Test Analysis Performed by German Institutions  
LOBI-Seminar, Arona, 31. 3. - 2. 4. 1992

**Kirmse, R.:**

DWR-Störfallanalysen  
GRS Weiterbildungsseminar, Berlin, 6. - 8. 2. 1992

**Kirmse, R.:**

VVER-Calculations with ATHLET  
Approach and Methods of Safety Analysis of PWR, Prag (Rez), 10. - 12. 3. 1992

**Kroth, K. (KFA), G. Morlock and W. Müller:**

Consequences of Gas Formation on Borehole Disposal of ILW Packages  
NEA Workshop "Gas Generation and Release from Radioactive Waste Repositories", Aix-en Provence, 23. - 26. 9. 1991

**Krug, H., and G. Kindleben:**

Criticality Safety Assessment of Highly Automated MOX Powder Preparation Lines  
Int. Conference on Nucl. Crit. Safety, Oxford, Sept. 1991

**Köberlein, K.:**

Möglichkeiten und Grenzen der probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke  
15. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 27. - 28. 11. 1991

**Lange, F., D. Gründler und G. Schwarz:**

Transportstudie zum Endlager KONRAD  
15. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 27. - 28. 11. 1991

**Lange, F.:**

Transportstudie der GRS: Ergebnisse der Sicherheitsanalyse des Transports radioaktiver Abfälle zum Endlager Konrad  
Öffentliche Informationsveranstaltung der Stadt Braunschweig zu dem Planfeststellungsverfahren Schacht Konrad, Braunschweig, 24. 6. 1991

**Lange, F.:**

Strahlenexposition, biologische Wirkungen und Gesundheitsschäden nach Strahlenexposition  
Seminar "Vermeidung oder Begrenzung von folgenschweren Ereignissen", GRS, Köln, 25. - 26. 9. 1991

**Lange, F.:**

Principles of a Safety Analysis for Final Disposal and their Application to the planned Konrad Repository in Germany  
IAEA-Seminar on Storage and Disposal of Low Level Radioactive Waste, Paris, 30. 9. - 4. 10. 1991

**Lange, F.:**

Gefahrgut-Seminar "Transport radioaktiver Stoffe". Neuerungen ab 1990/91  
Bad Honnef, 23. - 24. 9. 1991

**Lange, F.:**

Transportstudie Konrad, Sicherheitsanalyse des Transports radioaktiver Stoffe, Abfälle zum Endlager Konrad  
Stadt Salzgitter, 21. 2. 1992

**Langenbuch, S.:**

Reaktorphysikalische Probleme aus LWR-Störfallanalysen  
IKE-Seminar, Universität Stuttgart, 21. 1. 1992

**Langenbuch, S.:**

Solution Methods of the 3D Reactor Core Model QUABOX/CUBBOX-HYCA  
Int. Seminar on Problems of RBMK Physics Calculations, Moskau, 10. - 13. 12. 1991

**Liemersdorf, H.:**

Methoden und Rechenverfahren zur Bewertung der Brandgefahr in kerntechnischen Anlagen: Instrumente zur Erzielung differenzierter Brandschutzanforderungen?  
15. GRS-Fachgespräch, München / Garching, 27. - 28. 11. 1991

**Luther, W., H. Sonnenburg, J. Steinborn und H. Teske:**

Code Calculation for Station Blackout with Failure of Secondary Feedwater  
International Seminar of Horizontal Steam Generator Modelling, Lappeenranta, 11. - 13. 3. 1991

- Luther, W.:**  
*ATHLET-Numerics, Alternative Schemes CATHARE-ATHLET Meeting, Grenoble, 29. - 30. 10. 1991*
- Maßmeyer, K., R. Martens, K. Mester (GRS), B. Crabol, E. Romeo (ISPN) und H. Schnadt (TÜV Rhld.):**  
*Modelling of Atmospheric Dispersion Following Accidental Releases from Nuclear Power Plants - An Intercomparison of Revised French and German Model Concepts 19th ITM on Air Pollution Modelling and its Application, Irapetra, Kreta, 29. 9. - 4. 10. 1991*
- Maßmeyer, K., R. Martens, K. Mester (GRS), B. Crabol, E. Romeo (ISPN) und H. Schnadt (TÜV Rhld.):**  
*Modelling of Atmospheric Dispersion Following Accidental Releases from Nuclear Power Plants - An Intercomparison of Revised French and German Model Concepts Aristotele University Thessaloniki / International Bureau KFA Jülich, Thessaloniki, 27. 9. 1991*
- Maßmeyer, K., und R. Martens:**  
*Stand der Entwicklung eines deutsch-französischen Ausbreitungsmodells für Unfallsituationen BMU, 104. Sitzung des Radioökologieausschusses der SSK, Bonn, 9. 4. 1991*
- Morlock, G., and W. Müller:**  
*On the Relation between Gas Production of Wastes, Repository Layout, and Environmental Consequences of Disposal International Symposium on Environmental Consequences of Hazardous Waste Disposal, Stockholm, 27. - 31. 5. 1991*
- Müller, W., G. Morlock (GRS), N. Jockwer, J. Mönig (GFS):**  
*Gas Formation from Low-Level Waste NEA Workshop "Gas Generation and Release from Radioactive Waste Repositories", Aix-en-Provence, 23. - 26. 9. 1991*
- Müller, W.:**  
*Gas Production and Transport in a Saline Environment. What is different to other Host Formations Waste Management, Tucson, 1. - 5. 3. 1992*
- Müller, W.:**  
*Bildung und Transport von Gasen im Endlager 15. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 27. - 28. 11. 1991*
- Müller, W.:**  
*Activity Characterization of Nuclear Waste Radioactive Waste Technical Exchange Meeting GRS/KFA - SANDIA Labs WIPP Project, Albuquerque, 10. 3. 1992*
- Müller, W.:**  
*H<sub>2</sub>-Problematik in Einlagerungskammern BfS-Arbeitskreis "Verfüll- und Verschleißmaßnahmen im Salinar", Braunschweig, 29. 8. 1991*
- Müller, W.:**  
*Sicherheitsanalyse Morsleben BfS-Informationsveranstaltung "Entsorgung radioaktiver Abfälle", Berlin, 25. - 26. 11. 1991*
- Müller, W.:**  
*Gas Transport in Open Caverns/Boreholes during the Operational Phase Radioactive Waste Technical Exchange Meeting GRS/KFA - SANDIA Labs WIPP Projekt, Albuquerque, 10. 3. 1992*
- Olma, B.J., und D. Wach:**  
*Acoustic, Noise and Vibration Monitoring - Useful Methods in Condition Monitoring and On-line Degradation Diagnosis IAEA Technical Committee Meeting on Utilization of Condition Monitoring and Degradation Systems to Improve Nuclear Safety, Wien, 7. - 9. 10. 1991*
- Olma, B.J.:**  
*Acoustic Monitoring of U-tube Steam Generators Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics, Gatlinburg, 19. - 24. 5. 1991*
- Pfeffer, W.:**  
*Trends of Occupational Exposure of Personnel in German PWRs. Part I: Occupational Exposure of Personnel From 1980 to 1990 Workshop on Work Management in Occupational Dose Control, Paris, OECD, 4. - 6. 2. 1991*
- Pfeffer, W.:**  
*Kurzfristige Schutz- und Gegenmaßnahmen: Maßnahmen des Katastrophenschutzes Seminar "Vermeidung oder Begrenzung von folgenschweren Ereignissen", GRS, Köln, 25. - 26. 9. 1991*
- Pointner, W., J. Steinborn und H. Teske:**  
*Ergebnisse einer Vorausrechnung mit ATHLET im Vergleich zum BETHSY-Versuch 9.1.b (ISP 27) Sitzung des Wissenschaftsrates, Seminar des THERMOCODE-Nutzerclubs, Moskau, 27. 9. 1991*
- Pointner, W., and J. Steinborn:**  
*Results of the Blind Calculation for the BETHSY-Test 9.1.b with ATHLET (ISP 27) ISP 27 Final Workshop, Grenoble, 14. - 15. 1. 1992*
- Pointner, W.:**  
*Post-Test Calculation of two VVER 440/230 Commissioning Tests International Seminar of Horizontal Steam Generator Modelling, Lappeenranta, 11. - 13. 3. 1991*
- Prock, J.:**  
*Computer-Based Sensor and Process Fault Diagnosis in Realtime IFAC Symposium on Control of Power Plants and Power Systems, München, 9. - 11. 3. 1992*
- Prock, J.:**  
*Conceptions and Applications of Different Methods for the Online Identification of Sensor and Process Faults in Realtime Symp. Nucl. Reactor, Gatlinburg, 19. - 24. 5. 1991*
- Raymond, A. (CEN Cadarache), and W. Müller (GRS):**  
*Inventory and Characterization of Important Radionuclides for Safety and Storage-Correlation to Key Nuclides easy to measure in Waste Types CEC Task 3 - 2nd Progress Meeting, Cadarache, 31. 3. - 2. 4. 1992*
- Rittig, D.:**  
*Sicherheitsaspekte künftiger Leichtwasserreaktoren 15. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 27. - 28. 11. 1991*
- Röwekamp, M. (GRS), R. Dobbernack (TU Braunschweig) und K. Müller (KfK):**  
*Fire Code Assessment During HDR Experiments Post SMIRT Seminar No. 6, Tokyo, 18. - 23. 8. 1991*
- Saglietti, F.:**  
*The Impact of Forced Diversity on the Failures Behaviour of Multiversion Software Fachtagung Prozeßrechensysteme '91, Berlin, 26. - 27. 2. 1991*
- Saglietti, F.:**  
*An Error Analysis for AL - Systems Leading to a New Adequacy Criterion IFIP Working Conference on Dependability of Artificial Intelligence Systems (DAISY-91), Wien, 27. - 29. 5. 1991*
- Saglietti, F.:**  
*A Comparative Evaluation of V&V Procedures for Conventional Software and Expert Systems Workshop on Methodologies, Tools and Standards for Cost-Effective, Reliable Software Verification, Chicago, 7. - 9. 8. 1991*
- Saglietti, F.:**  
*A Classification of Software Diversity Degrees Induced by an Analysis of Fault Types to be Tolerated 5th International GI/GMA/ITG Conference on Fault-Tolerant Computing Systems, Nürnberg, 25. - 27. 9. 1991*
- Saglietti, F.:**  
*Systematic Software Testing Strategies as Explanatory Variables of Proportional Hazards IFAC Int. Conference on Safety Security Reliability (SAFECOMP'91), Trondheim, 30. 10. - 1. 11. 1991*
- Saglietti, F.:**  
*A Comparative Evaluation of V&V Procedures for Conventional Software and Expert Systems 4th European Workshop on Dependable Computing (EWDC-4), Prag 8. - 10. 4. 1992*
- Saglietti, F.:**  
*Techniques to Evaluate Software Fault-Tolerance and to Optimize its Effectiveness 3rd European Workshop on Dependable Computing (EWDC-3), München, 3. - 5. 4. 1991*

- Scheuerer, M.:**  
Two-Fluid Model Simulation of Two-Phase Flow Problems using a Conservative Finite-Volume Method  
2nd Int. Forum on Expert Systems and Computer Simulation in Energy Engineering, Erlangen, 17. - 20. 3. 1992
- Scheuerer, M.:**  
Preparation of Coupling between the Thermohydraulic Code ATHLET and ESTER  
7th Progress Meeting "Modelling and Code Development", Harwell, 18. - 19. 2. 1992
- Schrödl, E., J. K. Fink et al:**  
Results of Aerosol Code Comparison with Releases from ACE MCCI Test  
Specialist Meeting on Core Debris-Concrete Interactions, Karlsruhe, 1. - 3. 4. 1992
- Schrödl, E.:**  
Freisetzung radioaktiver Stoffe bei der Beton-Schmelze-Wechselwirkung  
15. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 27. - 28. 11. 1991
- Schulz, H., und J. Sievers:**  
Ergebnisse internationaler Vergleichsanalysen zu bruchmechanischen Großexperimenten  
WTZ-Seminar UDSSR-BRD, Berlin, 18. - 22. 3. 1991
- Shteynberg, N.A., und R. Janke:**  
Neue Erkenntnisse zu den Ursachen des Reaktorunfalls in Tschernobyl  
15. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 27. - 28. 11. 1991
- Sievers, J., und H. Schulz:**  
Analysis of PWR-RPV in Case of Asymmetric Cold Water Injection  
SMIRT 11, Tokio, 18. - 23. 8. 1991
- Sievers, J.:**  
Structure Analyses of Reactor Components Due to Cold Water Injection  
Battelle-NRC-GRS Meeting, Köln, 14. 10. 1991
- Sievers, J.:**  
Structure Analyses of Reactor Components Due to Cold Water Injection  
Kansai EPC-GRS Meeting, Köln, 11. 10. 1991
- Sonnenkalb, M., und M. Tiltmann:**  
Informations and Requirements Needed for Accident Mitigation  
OECD(NEA)CSNI Specialist Meeting on Instrumentation to Manage Severe Accidents, Köln, 16. - 17. 3. 1992
- Sunder, R., M. Baleanu, K. Kieninger, A. Kolbasseff, W. Kuhn und H. Rösler:**  
Experiences and Results with COMOS. An Online Vibration Analysis and Monitoring System  
Symposium on Nuclear Reactor Surveillance and Diagnostics, Gatlinburg, 19. - 24. 5. 1991
- Sunder, R.:**  
Valuable Experience with Frequency Selective Vibration Monitoring  
Advanced Machine Monitoring and Vibration Analysis Conference, Johannesburg, 11. - 12. 3. 1992
- Teschendorff, V.:**  
ATHLET - Status and Selected Features  
CATHARE - ATHLET Meeting, Grenoble, 29.-30.10.1991
- Thomas, W.:**  
Sicherheitsaspekte von Abbranderhöhung und Mischoxid-Einsatz  
15. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 27. - 28. 11. 1991
- Thomas, W.:**  
Safety Criteria for MOX Fuel Fabrication in Germany  
CSNI Specialist Meeting on Safety and Risk Assessment in Fuel Cycle Facilities, Tokio, 7. - 9. 1991
- Voinis, S. (ANDRA), J. Gago (ENRESA) and W. Müller:**  
Analytical Modelling of Gas Generation Mechanisms  
NEA Workshop "Gas Generation and Release from Radioactive Waste Repositories", Aix-en-Provence, 23. - 26. 9. 1991
- Wach, D.:**  
Körperschallanalyse zur Ermittlung loser Teile in verfahrenstechnischen Systemen  
371. Dechema-Kolloquium "Schadensüberwachungen bei Druckbehältern und Rohrleitungen durch Schallanalysen", Frankfurt, 17. 1. 1991
- Wahba, A.B., H. Austregesilo:**  
The German Test Control Room and Results of First Thermal-Hydraulic Calculations  
ANS 1991 Winter Meeting, San Francisco, 13. 11. 1991
- Wahba, A.B.:**  
Instrumentation Capabilities During the TMI-2 Accident and Improvements in Case of LP-FP-2  
OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Instrumentation to Manage Severe Accidents, GRS, Köln, 16. 3. 1992
- Wahba, A.B.:**  
Applicators of the ATLAS Plant Analyzer  
SSAE/DER/CEA, Cadarache, 11. 4. 1991
- Watermeyer, V.:**  
STN-PC-Software - Personal File System  
FH für Bibliotheks- und Dokumentationswesen, Köln, 11. 10. 1991
- Watermeyer, V.:**  
Task and Main Areas of Work of the GRS Information and Documentation Service (IuD)  
2nd Workshop on Information Management in Nuclear Safety, Radiation Protection, and Environmental Protection - Status and Perspectives - , Garching, 30. - 31. 10. 1991
- Weber, G.:**  
Multi-Compartment Effects on Aerosol Retention in a LWR-Containment  
Annual Meeting of the American Association for Aerosol Research, Traverse City, USA, Oct. 1991
- Weber, J.P.:**  
Stand der Sicherheitsbeurteilung der Kernkraftwerke in den neuen Bundesländern  
20. TTTK-Kolloquium der TU Berlin, Selva di Val Gardena, 22. 2. 1991
- Weber, J.P.:**  
Reaktorsicherheit (Störfälle)  
K41 - 25. Lehrgang für Schichtpersonal in Kernkraftwerken, Kernforschungszentrum Karlsruhe, Fortbildungszentrum für Technik und Umwelt, Karlsruhe, 11. 11. 1991
- Weber, J. P.:**  
Sicherheitsbewertung von WWER-Reaktoren aus der Sicht der Störfallanalyse  
Vortragsreihe Energie und Umwelt, Humboldt-Universität Berlin, 10. 12. 1991
- Weber, J. P.:**  
Development and Improvement of Analytical Methods for RBMK Accident Analysis  
Technical Committee Meeting on Safety of RBMK Reactors, IAEA, Wien, 6. - 10. 4. 1992
- Weber, W.:**  
SYRGUS: An Automated SCALE-ROLAIDS Sequence for Criticality Calculations with Resonance Overlap  
Int. Conference on Nucl. Crit. Safety, Oxford, Sept. 1991
- Weber, W.:**  
The SCALE-ROLAIDS Sequence SYRGUS  
Seminar on SCALE-4 and Related Modular Systems, OECD NEA Data Bank, Saclay, Sept. 1991
- Wurtinger, W., and D. Gründler:**  
Declaration and Checking of Nuclide Inventory of Radioactive Wastes within the Framework of Waste Flow Surveillance  
Joint International Waste Management Conference, Seoul, Korea, 21. - 26. 10. 1991
- Wurtinger, W.:**  
Kontrolle radioaktiver Abfälle  
Seminar über radioaktive Abfälle, Rheinsberg, 23. 5. 1991
- Zabka, G., und H. Zabka:**  
Darstellung von sicherheitstechnischen Besonderheiten des WWER-1000-KKW Saporoshje anhand des Ereignisbaumes "Kleines Leck"  
15. GRS-Fachgespräch, München/Garching, 27. - 28. 11. 1991
- Zwermann, W.:**  
Applications of a Monte Carlo Code to Fuel Element Calculations  
International Seminar on Problems of RBMK Physics Calculations, Moskau, 10. - 13. 12. 1991

Der Bereich Forschungsbetreuung (FB) unterstützt den Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) bei der Durchführung der Untersuchungen und Forschungsarbeiten zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen. Die Arbeiten umfassen:

- Projektträgerschaft für den Programmbereich Reaktorsicherheitsforschung des BMFT
- Projektbegleitung der Untersuchungen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen des BMFT
- Unterstützung des BMFT bei der Planung, Durchführung und Auswertung seiner internationalen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung

Weiterhin leistet die FB Zuarbeit für den Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) bei der Betreuung ausgewählter Untersuchungen zu Fragestellungen im Rahmen der Bundesaufsicht über den Vollzug des Atomgesetzes.

Im Berichtszeitraum wurden im Rahmen eines Etats von ca. 102 Mio. DM für Arbeiten zur projektgeförderten Reaktorsicherheitsforschung des BMFT insgesamt 142 Vorhaben (davon 35 Neuvorhaben) zu den Forschungsschwerpunkten

- Komponentensicherheit und Qualitätssicherung
- Transienten- und Unfallanalysen
- Mensch-Maschine-Kommunikation
- Risiko und Zuverlässigkeit

gefördert, fachlich begleitet und administrativ abgewickelt.

Viele Fragestellungen der Reaktorsicherheitsforschung sind unabhängig von den in ausländischen Betreiberländern genutzten Reaktortypen. Daher hat sich seit Beginn der friedlichen Nutzung der Kernenergie eine internationale Zusammenarbeit entwickelt, die heute so intensiv ist wie in kaum einer anderen Technologie. Dies wird nicht nur deutlich in der Zusammenarbeit in internationalen Organisationen, wie der International Atomic Energy Agency (IAEA) und der Kommission der Europäischen Gemeinschaften (KEG), sondern auch an der wachsenden Zahl bilateraler Vereinbarungen Deutschlands zur Zusammenarbeit in der Reaktorsicherheitsforschung. Fachliche Vorteile ergeben sich durch die Breite und Intensität der Zusammenarbeit, die sich im Erfahrungs- und Ergebnisaustausch, aber auch in der Planung und Durchführung gemeinsamer Projekte ausdrückt.

Zwei umfassende Forschungsprojekte, die unter internationaler Beteiligung im Rahmen der deutschen Reaktorsicherheitsforschung durchgeführt wurden, konnten im Berichtszeitraum erfolgreich abgeschlossen werden. Die Forschungsbetreuung hat beide Projekte von der Initiierung bis zum Abschluß der Arbeiten fachlich begleitet und als Projektträger administrativ begleitet.

## Projekt Heißdampfreaktor (HDR)

Nach mehr als 15 Jahren wurden die Großversuche an der HDR-Versuchsanlage beendet. Die Komponenten und Systeme dieser Anlage wurden in umfassenden Untersuchungen einer Vielzahl von Last- und Störfällen ausgesetzt, wobei die Belastungen bis an die Grenzen der Tragfähigkeit und bis zum gezielten Versagen führten. Es wurden Versuche zum Kühlmittelverlust sowie zur Anlagensicherheit, zu Flugzeugabsturz, Erdbeben und Brand durchgeführt. Die wesentlichen Ergebnisse lassen sich wie folgt zusammenfassen:

## Komponentensicherheit im Langzeitbetrieb

Reaktordruckbehälter und angeschlossene Rohrleitungen zeigten in den Experimenten große Sicherheitsreserven hinsichtlich der Auslegungsanforderungen bei scharfen Temperaturwechseln (Thermoschock) und bei Überlagerung von thermischen und mechanischen Lastwechseln sowie zusätzlicher verschärfter Korrosionseinwirkung durch experimentell gezielt eingestellte aggressive Wasserchemie.

## Wasserstoffverbrennung

Verbrennungsversuche mit zündfähigen Wasserstoff-Luft-Dampfgemischen ergaben, daß der bei schweren Störfällen im Gebäude entstehende Wasserstoff mit Hilfe geeigneter Zündsysteme kontrolliert abgebrannt werden kann.

## Flugzeugabsturz

Versuche mit flugzeugabsturzähnlichen Lasten, wie beispielsweise einer Pendelmasse von 20 t, die aus einer Fallhöhe von 5 m gegen die Außenwände des HDR-Gebäudes geschlagen wurden, zeigen, daß die Belastung stark von außen nach innen abnimmt und keine zerstörerischen Resonanzeffekte auftreten. Es wurde eine gute Übereinstimmung zwischen den für diesen Lastfall durchgeführten Rechnungen und dem experimentellen Befund am HDR festgestellt.

## Erdbebensicherheit

Zur Überprüfung der Sicherheit von Kernkraftwerken gegen Erdbeben wurden erdbebenähnliche Anregungen mit Hilfe von Bodensprengungen, Unwuchterregern und direkter hydraulischer Kraffeinleitung in die HDR-Anlage eingebracht. Es entstanden dabei Belastungen bis zur 8fachen Stärke des Sicherheitserdbebens. Es zeigte sich, daß durch die in Kernkraftwerken verwendete Bau- und Maschinenteknik Erdbebenschäden an sicherheitstechnisch relevanten Komponenten, wie Primär- und Sekundärrohr-

leitungen, auch bei extrem hoher Überlast nicht auftreten. Selbst mit tiefen Rissen gezielt vorgeschädigte Rohrleitungsteile blieben unter diesen Belastungen funktionsfähig ohne Leckagen.

## **Brand**

Mit großen Ölmengen wurden im HDR Brände im Bereich der Schmierölversorgung für die Kühlmittelpumpen simuliert. Weiterhin wurden Brandversuche an kompletten Kabeltrassen durchgeführt, die weltweit einmalige Erfahrungen über eventuelle Brandvorgänge in elektrischen Steuer- und Schaltsystemen lieferten. Die Experimente zeigten, daß selbst starke Brände die Dichtheit des Reaktorsicherheitsbehälters nicht beeinträchtigen. Ebenso konnte die Wirksamkeit von Brandmeldesystemen, von Filtereinrichtungen, von Lüftungssystemen und Löschmaßnahmen geprüft und bestätigt werden.

## **2D/3D-Projekt**

Nach mehr als neunjähriger intensiver Forschungsarbeit wurde das trilaterale deutsch-amerikanisch-japanische 2D/3D-Projekt erfolgreich abgeschlossen. Die Ergebnisse dieses bisher weltweit größten Forschungsprojektes aus dem Gebiet der Kernnotkühlung sind in Fachberichten vollständig dokumentiert.

Die Projektleitung für die deutschen Beiträge zum 2D/3D-Projekt und damit auch die Koordination mit den internationalen Partnern wurde im Auftrag des BMFT von der FB wahrgenommen.

In japanischen Versuchsanlagen wurden Integral- und Einzeleffektexperimente zum Wiederauffüllen des unteren Plenums und Fluten des Kerns durchgeführt.

Die Ergebnisse dieser Experimente lieferten die Referenzdaten für die Auslegung des Kernsimulators der in Originalgröße errichteten deutschen Versuchsanlage UPTF (Upper Plenum Test Facility), des deutschen Beitrages zum 2D/3D-Projekt.

Analysen zur Auslegung der Versuchsanlagen sowie zur Vorbereitung der Experimente wurden von der United States Nuclear Regulatory Commission (USNRC) mit dem neu entwickelten Thermohydraulikprogramm TRAC durchgeführt. Hinzu kamen Versuchsanalysen der USNRC sowie die Lieferung von Sonderinstrumentierung für die Versuchsanlagen in Deutschland und Japan durch die USNRC.

Die in der UPTF durchgeführten Integralversuche demonstrierten eindrucksvoll die Wirksamkeit der in westlichen Reaktoren installierten Notkühlsysteme. Die in deutschen Druckwasserreaktoren eingesetzte kombinierte, d.h. kalt- und heißseitige Notkühlmitteleinspeisung, zeigte im Vergleich zu anderen Konzepten eine deutlich günstigere Wirksamkeit.

Weiterhin konnte durch das 2D/3D-Projekt experimentell belegt werden, daß die Dauer der Kernaufheizphase nach dem Ende der Druckentlastung durch die Kernflutung auf wenige Sekunden begrenzt wird. Ebenso konnte in den Experimenten an der UPTF in Originalgeometrie nachgewiesen werden, daß bei kleinen bzw. mittleren Lecks im Primärkühlsystem von Druckwasserreaktoren die Gegenstrombehinderung durch zurückfließendes Kondensat aus den Dampferzeugern minimal ist und eine nennenswerte Kernfreilegung daher nicht zu erwarten ist.

## **Forschungs- kooperation mit mittel- und osteuropäischen Ländern**

Die internationale Kooperation mit Ländern, die Reaktoren sowjetischer Bauart (WWER, RBMK) betreiben, wurde im Berichtszeitraum weiter intensiviert. Die FB konnte hierzu im Auftrag des fachlich verantwortlichen Referats des BMFT durch vielfältige Fachgespräche und thematische Vorgespräche zu inhaltlichen Vereinbarungen zwischen Deutschland und den Partnerländern wesentlich beitragen.

So wurden gemeinsame Arbeiten zur Reaktorsicherheitsforschung zwischen der Bundesrepublik Deutschland und der GUS, der CSFR, mit Polen und Ungarn vereinbart. Sie konzentrieren sich vorrangig auf WWER 440/213- und WWER 1000-Anlagen und umfassen sicherheitsrelevante Untersuchungen für diese Reaktoren zur Absicherung der Auslegungsanforderungen sowie Schwachstellenanalysen für die Fortentwicklung der Sicherheitstechnik. Weiterhin wurde die gemeinsame Durchführung ausgewählter Sicherheitsanalysen für RBMK-Reaktoren vereinbart. Einen besonderen Stellenwert hat dabei die Anpassung, Verifikation und Anwendung der fortgeschrittenen deutschen Rechenprogramme ATHLET, DRASYS und WECHSL für Reaktoren sowjetischer Konstruktion.

# 6 Geschäftsstellen

## 6.1 SFK-Geschäftsstelle 6.2 TAA-Geschäftsstelle

In der novellierten Fassung des Bundesimmissionsschutzgesetzes vom 11. Mai 1990 ist in § 51 a zur Beratung der Bundesregierung beim Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) die Bildung einer Störfall-Kommission vorgeschrieben.

In diese Kommission sind der Vorsitzende des Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit (TAA) sowie im Einvernehmen mit dem BMU Vertreter der Wissenschaft, der Umweltverbände, der Gewerkschaften, der beteiligten Wirtschaft und der für Immissions- und Arbeitsschutz zuständigen obersten Landesbehörden zu berufen.

Die SFK soll gutachtlich in regelmäßigen Zeitabständen sowie aus besonderem Anlaß Möglichkeiten zur Verbesserung der Anlagensicherheit aufzeigen. Sie gibt sich eine Geschäftsordnung und wählt den Vorsitzenden aus ihrer Mitte.

Auf Einladung des BMU hat die konstituierende Sitzung am 15. Januar 1992 in Bonn stattgefunden, auf der Prof. Dr. Mayinger (TU München) für die Dauer von drei Jahren zum Vorsitzenden gewählt wurde. Auf der Sitzung am 30. April 1992 in Bonn wurden die Geschäftsordnung verabschiedet und Themenschwerpunkte der zukünftigen Kommissionsarbeit festgelegt.

Die SFK-Geschäftsstelle ist bei der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH eingerichtet. Die Geschäftsstelle hat die Störfall-Kommission sowie deren Unterausschüsse im Rahmen der gesetzlich festgelegten Beratungsaufgaben administrativ und technisch zu unterstützen.

Zur Zeit ist die Geschäftsstelle neben dem Geschäftsstellenleiter mit zwei wissenschaftlichen Mitarbeitern und einer Sekretärin besetzt. Die Geschäftsstelle nimmt gleichzeitig auch die Aufgaben der Geschäftsstelle des Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit wahr.

Die novellierte Fassung des Bundesimmissionsschutzgesetzes vom 11. Mai 1990 schreibt in § 31a vor:

"Beim Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit wird ein Technischer Ausschuß für Anlagensicherheit gebildet. Der Technische Ausschuß für Anlagensicherheit berät die Bundesregierung oder den zuständigen Bundesminister in sicherheitstechnischen Fragen, die die Verhinderung von Störfällen und die Begrenzung ihrer Auswirkungen betreffen. Er schlägt dem Stand der Sicherheitstechnik entsprechende Regeln (sicherheitstechnische Regeln) unter Berücksichtigung der für andere Schutzziele vorhandenen Regeln vor.

In den Technischen Ausschuß für Anlagensicherheit sind neben Vertretern von beteiligten Bundesbehörden und obersten Landesbehörden sowie den Vorsitzenden der Unterausschüsse nach Absatz 3 insbesondere Vertreter der Wissenschaft, der Sachverständigen nach § 29 a, der Betreiber von Anlagen, der Berufsgenossenschaften, die Vorsitzenden der nach § 24 Abs. 4 der Gewerbeordnung und nach § 44 Abs. 1 der Gefahrstoffverordnung eingesetzten Ausschüsse sowie der Vorsitzende der Störfall-Kommission zu berufen.

Der Technische Ausschuß für Anlagensicherheit kann Unterausschüsse bilden; diesen können auch Fachleute angehören, die nicht Mitglied des Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit sind.

Der Technische Ausschuß für Anlagensicherheit gibt sich eine Geschäftsordnung und wählt den Vorsitzenden aus seiner Mitte. Die Geschäftsordnung und die Wahl des Vorsitzenden bedürfen der Zustimmung des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit."

Auf Einladung des BMU hat die konstituierende Sitzung am 15. Januar 1992 in Bonn stattgefunden, auf der Direktor

Dr. Pilz (Bayer AG, Leverkusen) für die Dauer von drei Jahren zum Vorsitzenden gewählt wurde.

Auf der Sitzung am 22. April 1992 in Bonn wurden die Geschäftsordnung verabschiedet und Themenschwerpunkte der zukünftigen Ausschubarbeit festgelegt.

Die Geschäftsstelle des Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit ist bei der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH eingerichtet. Die Geschäftsstelle hat den Technischen Ausschuß für Anlagensicherheit sowie dessen Unterausschüsse im Rahmen der gesetzlich festgelegten Beratungsaufgaben administrativ und technisch zu unterstützen.

Die Geschäftsstelle ist zur Zeit neben dem Geschäftsstellenleiter mit zwei wissenschaftlichen Mitarbeitern und einer Sekretärin besetzt. Die Geschäftsstelle nimmt gleichzeitig auch die Aufgaben der Geschäftsstelle der Störfall-Kommission wahr.

## 7.1 Organisation und wirtschaftliche Grundlage

Die GRS ist eine gemeinnützige, von der öffentlichen Hand getragene wissenschaftlich-technische Gesellschaft. Ihre Gesellschafter sind die Bundesrepublik Deutschland, der Freistaat Bayern, das Land Nordrhein-Westfalen, die zehn Technischen Überwachungs-Vereine der Bundesrepublik und der Germanische Lloyd. Die Organe der GRS sind die Gesellschafterversammlung, der Aufsichtsrat und die Geschäftsführer.

In den Betriebsteilen in Köln, Garching bei München, Berlin und in Paris beschäftigt sie rund 500 Mitarbeiter, davon über 350 Naturwissenschaftler und Ingenieure. Zur Wahrnehmung der technischen Zusammenarbeit befinden sich Büros in Moskau und Kiew im Aufbau.

Im Mai 1992 hat die 100 %ige Tochtergesellschaft für anwendungsorientierte sicherheitstechnische Entwicklungen ihre Tätigkeit aufgenommen. Der Name der Firma lautet "Institut für Sicherheitstechnologie GmbH (IST)" mit Sitz in Garching.

Mitte 1992 wurde mit dem französischen Partnerunternehmen "Institut de Protection et de Sécurité Nucléaire (IPSN)" die gemeinsame Tochtergesellschaft "RISK-AUDIT" in der Rechtsform einer europäischen wirtschaftlichen Interessenvereinigung (EWIV) gegründet. RISK-AUDIT wird insbesondere die Akquisition von gemeinsamen Aufträgen der EG übernehmen.

Im Auftrag des BMU führt die GRS seit Anfang 1992 die Geschäftsstellen der neu gegründeten Störfall-Kommission (SFK) und des Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit (TAA).

Die Organisation der Gesellschaft ist nach fachlichen Gesichtspunkten in ortsübergreifende Fach- und Zentralbereiche gegliedert (Bild 7.1).

### Wirtschaftliche Grundlage

Die GRS ist gemeinnützig und finanziert sich ausschließlich über Aufträge. Hauptauftraggeber mit einem Anteil von rund 47 % am Auftragsvolumen sind der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und mit 38 % der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT).

Des weiteren finanziert sich die GRS durch Aufträge der Genehmigungsbehörden der Länder, der Technischen Überwachungs-Vereine, der Europäischen Gemeinschaft und sonstiger Organisationen im In- und Ausland. Das Auftragsvolumen für das Jahr 1991 belief sich auf rund 90 Mio. DM.

#### Aufsichtsrat

Staatssekretär Clemens Stroetmann,  
Bonn, Vorsitzender

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

Ministerialdirigent Dr. Knut Bauer,  
Bonn (bis 14.11.1991)

Direktor Dr.-Ing. Karl Eugen Becker,  
München

Direktor Dipl.-Ing. Heinz Cramer,  
Hannover

Ministerialrat Dr. Norbert Dittrich,  
Bonn

Direktor Prof. Dr.-Ing.  
Hartmut Griebentrog, Essen

Direktor Dipl.-Ing. Dipl.-Kfm.  
Klaus Hüesker, Essen

Ltd. Ministerialrat Dipl.-Ing.  
Rudolf Mauker, München

Ministerialdirektor Dr. Josef  
Rembser, Bonn (ab 15.11.1991)

Ltd. Ministerialrat Heinrich Siebel,  
Düsseldorf

Ministerialrat Hubert Steinkemper,  
Bonn

#### 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 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 Südwest e.V.	7,70
Germanischer Lloyd	3,85

#### Geschäftsführer

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

**Geschäftsstelle  
SFK und TAA**

R. Feldmann

**Geschäfts-**

A. Birkhofer

Fachbereiche

**Thermo-  
hydraulik**

K. F. Wolfert

Schwere  
Störfälle

Programm-  
Entwicklung  
Kühlkreislauf

Störfallver-  
halten

**Prozeß-  
führung**

W. Bastl

Mensch-  
Maschine

**System-  
analyse**

M. Hertrich

Leichtwasser-  
reaktoren

Neue Reaktor-  
systeme

Industrie-  
anlagen

Interdisziplinäre  
Aufgaben

**Betriebs-  
verhalten**

D. Rittig

Störungs-  
auswertung

Betriebs-  
auswertung

Struktur-  
mechanik

Technische  
Dokumentation

**Ent-  
sorgung**

W. Thomas

Brennstoff-  
kreislauf

Strahlen- und  
Umweltschutz

Endlagerung



## **führung**

G. Hennenhöfer

## **Europäische Zusammenarbeit**

A. Jahns

### Zentralbereiche

#### **Projekte**

W. Ullrich

Kernkraftwerke

Entsorgung  
und Umwelt

Internationale  
Projekte

Kommuni-  
kation

#### **Datenver- arbeitung**

H. Hoermann

Mathematik

DV-  
Anwendung

DV-Köln

DV-Systeme

#### **Verwaltung**

R. Antoni

Finanzen  
und  
Organisation

Personal und  
Recht

Verwaltung  
Garching

Verträge

#### **For- schungs- betreuung**

M. Banaschik

Programme  
und  
Anlagen

Störfälle und  
Komponenten

Zentral-  
aufgaben

Bild 7.1:  
Organisation der GRS

## 7.2 Das Institut für Sicherheitstechnologie GmbH (IST)

Am 4. Februar 1992 wurde die Gründung des "Institut für Sicherheitstechnologie GmbH (IST)" notariell beurkundet und zum 1. Mai 1992 der Geschäftsbetrieb mit 30 Mitarbeitern aufgenommen. Die Mitarbeiter sind zum überwiegenden Teil von der GRS zur Tochtergesellschaft abgestellt worden. Weitere zehn Mitarbeiter werden zum Jahreswechsel folgen, nachdem Restarbeiten für von der GRS zu bearbeitende Aufträge beendet sind.

Verträge, die ursprünglich von der GRS geschlossen wurden, sind auf das IST als neuen Auftragnehmer umgestellt, soweit dies mit den jeweiligen Auftraggebern vereinbart werden konnte. Zur Zeit sind beim IST rund 45 Projekte in Arbeit. Die Auftragslage hat sich erfreulich gut entwickelt. Zum 1. Mai 1992 war die Vollausslastung für das laufende Jahr vertraglich gesichert. Für das Jahr 1993 ist das IST nahezu vollständig ausgelastet. Erreicht wurde dieses Ziel vor allem durch fünf Neuaufträge an das IST; vier aus der Industrie und einen vom BMU.

In der Informations- und Diagnosetechnik ist es durch die Neuaufträge gelungen, die Arbeitsgebiete des IST auf konventionelle Anlagen auszudehnen. Hier wird vor allem an neuen Methoden der Turbinenüberwachung sowie an einer Verbesserung von Prozeßdiagnosen gearbeitet. In der Abfallwirtschaft liegt der Arbeitsschwerpunkt auf der Weiterentwicklung und der Unterstützung beim Betrieb des "Abfallfluß-, Verfolgungs- und Produktkontrollsystems (AVK)".

In jüngster Zeit wurde intensiv bei der EG akquiriert. Hier wird mit Aufträgen zur Softwarequalifizierung und Signalvalidierung gerechnet. Damit sollte es möglich sein, die notwendigen Basisentwicklungen wenigstens teilweise durchzuführen. Mittelfristig ist es jedoch unverzichtbar, auf diesen Gebieten in größerem Umfang tätig zu werden. Das IST bemüht sich intensiv, hierfür die erforderliche finanzielle Unterstützung zu erlangen.

## 7.3 Internationale Zusammenarbeit

Reaktorsicherheit ist eine länderübergreifende Aufgabe. Um ein hohes und konsistentes Sicherheitsniveau bei Kernkraftwerken zu erzielen, ist deshalb die internationale Zusammenarbeit für die GRS von großer Bedeutung.

### Internationale Organisationen

So sieht es die GRS als ihre Aufgabe, in Arbeits- und Entscheidungsgremien insbesondere folgender internationaler Organisationen mitzuarbeiten:

#### *International Atomic Energy Agency (IAEA)*

Die Aufgabenschwerpunkte liegen hier bei

- der Unterstützung von Drittländern in Sicherheitsfragen,
- der Mitarbeit bei der Erstellung international gültiger sicherheitstechnischer Regeln und Sicherheitsanforderungen,
- der Teilnahme an Operational Safety Review Teams (OSART) und an Analysis of Safety-Significant Events Teams (ASSET),
- dem Programm zur Bewertung der Betriebssicherheit von Kernkraftwerken,
- der Teilnahme an Programmen der internationalen Reaktorsicherheitsforschung.

#### *Organization for Economic Cooperation and Development / Nuclear Energy Agency / Committee on the Safety of Nuclear Installations (OECD/NEA/CSNI)*

Dort beteiligt sich die GRS

- an der Konsensfindung in grundlegenden Sicherheitsfragen,

- am Austausch von Betriebserfahrungen, u. a. im Zusammenhang mit dem Incident Reporting System (IRS),
- an Untersuchungen zur Mensch-Maschine-Kommunikation,
- mit der Teilnahme an Reaktorsicherheitsforschungsprogrammen der NEA, u. a. zu Reaktortransienten, Primärkreisintegrität, schweren Unfällen, Risikobewertung.

#### *Kommission der Europäischen Gemeinschaften (KEG)*

Schwerpunktmäßig arbeitet die GRS mit

- beim Erfahrungsaustausch auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit und
- bei der Harmonisierung grundlegender Sicherheitsfragen in den Mitgliedsländern.

### Koordinationsaufgaben Reaktorsicherheitsforschung

Die GRS unterstützt den BMFT bei Planung, Durchführung und Auswertung seiner Auslandszusammenarbeit. Die Kooperation erfolgt auf der Basis einer Reihe bilateraler Verträge sowie durch Mitwirkung in multinationalen Organisationen und Projekten. Regelmäßig finden Koordinationsgespräche statt mit dem französischen Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA), der amerikanischen Nuclear Regulatory Commission (USNRC) und den japanischen Institutionen Ministry of International Trade and Industry (MITI) und Science and Technology Agency (STA). Eine intensive Beteiligung besteht darüber hinaus auch an den großen internationalen Forschungsprojekten, wie z.B. HALDEN, Programme of the Inspection of Steel Components (PISC), dem TMI Vessel Investigation Programme (TMI-VIP), sowie den internationalen Standardproblemen.

Aufgrund der Abkommen über Wissenschaftlich-Technische Zusammenarbeit (WTZ) mit der Gemeinschaft unabhängiger Staaten und den Ländern Mittel- und Osteuropas wurde auf dem Gebiet Reaktor-

sicherheitsforschung die Zusammenarbeit vertieft und deutlich ausgeweitet.

Internationale Zusammenarbeit zwischen den die Kernenergie nutzenden Ländern begründet sich auf der Notwendigkeit

- vorhandene Ressourcen effektiv zu nutzen,
- Doppelarbeit zu vermeiden,
- die Informationsbasis zu verbreitern,
- einer Konsensfindung bei der Interpretation der Forschungsergebnisse und der Spezifikation neuer Forschungsschwerpunkte,
- die Basis für Entscheidungen bei grundsätzlichen Sicherheitsfragen zu verbreitern,
- die Betriebssicherheit durch Umsetzung ausgetauschter Betriebs- erfahrungen zu erhöhen.

Letztendlich führen solche Aktivitäten zur weiteren Verbesserung der Sicherheit und tragen dazu bei, einen internationalen Konsens in Sicherheitsfragen zu erzielen.

## 7.4 Informationsarbeit

Angefangen von Berichten, Pressemitteilungen, Pressekonferenzen, dem "GRS-Fachgespräch" bis hin zu speziellen Fachseminaren und Workshops versucht die GRS, ihre Arbeitsergebnisse möglichst effektiv und zielgerecht zu vermitteln. Auch in diesem Berichtszeitraum wurden die Arbeiten wieder viel beachtet, sowohl in der Fachwelt als auch in der breiten Öffentlichkeit.

### GRS-Fachgespräch 1991

Mehr als 300 Gäste konnte die GRS zu ihrem 15. GRS-Fachgespräch am 27. und 28. November 1991 begrüßen. Während am ersten Tag Übersichtsvorträge über Kernthemen der Reaktorsicherheit im Hotel "Bayerischer Hof" in München präsentiert wurden, gewährte der zweite Tag in den Räumen der GRS auf dem Forschungsgelände Garching einen vertieften Einblick in die vielfältigen fachlichen Arbeiten der GRS.

Der erste Übersichtsvortrag, gehalten von W. Thomas, beschäftigte sich mit "Sicherheitsaspekten von Abbranderhöhung und Mischoxid-Einsatz". Weltweit ist zu beobachten, daß die Einsatzzeiten der Brennelemente in Kernkraftwerken größer werden und damit die Abbrände steigen. Der Anreiz für eine Abbranderhöhung besteht u. a. darin, daß dann aus einer Masseneinheit Uran mehr Strom gewonnen werden kann.

Abbranderhöhung und Mischoxideinsatz haben auf das sicherheitsmäßige Verhalten der Kernkraftwerke vielfach ähnliche Auswirkungen. In beiden Fällen steigen die Anforderungen an die Abschaltsicherheit, die jedoch erfüllt werden können. Der den Abbrand begrenzende Faktor liegt gegenwärtig im Verhalten der Brennstabhüllrohre. Entwicklungsarbeiten zielen darauf ab, weitere Abbrandsteigerungen zu erreichen, gleichzeitig jedoch die Versagensrate von Hüllrohren so niedrig zu halten wie bisher.

Über "Möglichkeiten und Grenzen der probabilistischen Sicherheitsanalyse für Kernkraftwerke" trug K. Köberlein vor. Die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA), die die Eintrittshäufigkeit für Schäden am Reaktorkern ermittelt, hat sich heute zu einem festen Bestandteil des Genehmigungs- und Aufsichtsverfahrens etabliert. Die Grenzen der PSA liegen darin begründet, daß

- es unmöglich ist, die Vollständigkeit der Analyse nachzuweisen,
- die Streubreiten der Zuverlässigkeitsraten für Systemkomponenten groß sein können,
- die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall mehrerer (redundanter) Komponenten durch eine gemeinsame Ursache und Fehler des Betriebspersonals nur schwer quantifizierbar ist.

Darüber hinaus können dann Probleme entstehen, wenn für komplexe Fragen keine ausreichende Datenbasis vorliegt und diese durch Expertenschätzungen ersetzt werden muß.

Die vermeintlichen Schwächen der Probabilistik offenbaren gerade ihre entscheidenden Stärken: Sie identifiziert Unsicherheiten, quantifiziert sie und zeigt die Bedeutung der Unsicherheiten im Zusammenhang.

Bei der sicherheitstechnischen Bewertung älterer Anlagen, die nicht mehr in vollem Umfang den aktuellen Sicherheitsanforderungen entsprechen, kann mit probabilistischen Methoden beurteilt werden, ob und inwieweit ein "Auslegungsdefizit" zu einem "Sicherheitsdefizit" führt und ob Nachrüstmaßnahmen notwendig sind.

Selbstverständlich sind PSA nicht nur auf das System Kernkraftwerk anwendbar. Verschiedentlich waren auch nichtnukleare Systeme, wie Chemieanlagen, Gegenstand einer PSA.

"Sicherheitsaspekte künftiger Leichtwasserreaktoren" waren das Thema von D. Rittig. Weltweit wird an neuen Reaktorkonzepten gearbeitet. Dabei scheint sich das Konzept des Leichtwasserreaktors, wenn auch in unterschiedlichen Variationen, durchzusetzen.

Das bereits bewährte Reaktorsystem besitzt noch ein großes Potential für sicherheitstechnische Verbesserungen. Dennoch muß die neue Reaktorgeneration eine neue Sicherheitsdimension erhalten, um auf breiter Basis öffentlich akzeptiert zu werden. Alle möglichen Schadensereignisse müssen auf die Anlage selbst beschränkt bleiben.

Deutliche und bedrückende Worte fanden R. Janke (GRS) und N. A. Shteynberg (Ukrainische Aufsichtsbehörde, Kiew) bei der Aufarbeitung ihres Themas "Neue Erkenntnisse zu den Ursachen des Reaktorunfalls in Tschernobyl". Die detaillierte Beschreibung des technischen Ablaufs der Katastrophe trat zurück hinter den Schilderungen der eigentlichen Ursachen.

Die Verantwortlichen in der ehemaligen Sowjetunion hatten weder bekannte Mängel in Auslegung und Betriebsführung beseitigt noch das Betriebspersonal auf die

**A**uch im vergangenen Jahr war die GRS wieder ein gefragter Ansprechpartner für Journalisten. Dies schlug sich in einer Reihe von Interviews mit GRS-Angehörigen in Rundfunk und Fernsehen nieder sowie in einer Vielzahl von Zeitungsmeldungen.

**Studie über Endlager Konrad.** Die Gesellschaft für Reaktorsicherheit hat ihre „Sicherheitsanalyse des Transports radioaktiver Abfälle zum Endlager Konrad“ vorgelegt. Sie wird in Kürze als Bericht bei der Gesellschaft erhältlich sein. Die Transportstudie zeigt auf, daß in der Region um die Grube Konrad keine wesentlichen Risiken für Personal und Bevölkerung durch die geplanten Gefahrguttransporte entstehen.

FAZ v. 25.10.91

#### ERDBEBENSICHERHEIT

### Biblis A ging vom Netz

HANDELSBLATT, Montag, 13.4.1992  
 hs DÜSSELDORF. Das Erdbeben im Westen Deutschlands in der Nacht zum 13. April mit immerhin einer Stärke von 5,8 auf der Richter-Skala ...

Außerdem liegen die Grenzwerte, bei denen die Anlagen abgeschaltet werden müssen, bei einem Drittel der tatsächlichen Belastbarkeit, so ein Sprecher der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) in Köln gegenüber dem Handelsblatt. Oder technisch ausgedrückt: Biblis wurde bei einer gemessenen Beschleunigung des Untergrunds von 45 cm/Sek<sup>2</sup> abgeschaltet, obwohl die Anlage für 150 cm/Sek<sup>2</sup> ausgelegt ist. Für das Wiederanfahren von Biblis A bedarf es jetzt einer Genehmigung des hessischen Umweltministeriums.

Handelsblatt v. 14.4.92

## „Es wird sehr teuer“

Atomphysiker Adolf Birkhofer über Tschernobyl und die Folgen

Birkhofer, 57, ist Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit in Garching.

**SPIEGEL:** Herr Professor Birkhofer, als Sie mit dem Bundesumweltminister vorletzte Woche in Tschernobyl waren, hat Herr Töpfer gefordert, die dort noch arbeitenden drei Reaktorblöcke sofort abzuschalten. So klang es auch schon vor fünf Jahren unmittelbar nach dem Unfall. Was wurde in der Zwischenzeit getan?

**BIRKHOFFER:** Die Ursache des Unfalls in Tschernobyl war ein Leistungsaustritt, bei dem sich der Reaktor selbst zerstört hat. Die physikalischen Eigen-

schaften der verbliebenen Reaktorblöcke wurden nach sowjetischen Angaben so geändert, daß ein derartiger Leistungsaustritt nicht mehr eintreten kann. Die Anreicherung des Brennstoffs mit U-235 wurde erhöht, und die Absorberstäbe zur Bindung von Neutronen wurden verstärkt.

**SPIEGEL:** Betrifft das nur die drei Blöcke in Tschernobyl?

**BIRKHOFFER:** Dies gilt für sämtliche 16 RBMK-Reaktoren vom Tschernobyl-Typ, überdies konnte die Abschaltzeit der Reaktoren bei einem Störfall, die vor dem Unfall bei etwa 20 Sekunden lag, wesentlich reduziert werden...

Der Spiegel v. 28.10.91

## Hilfe bei der Entschärfung der Zeitbomben

Probleme mit der Reaktorsicherheit in den GUS-Staaten beschäftigt die Gipfelteilnehmer

Von Klaus Töpfer

**D**er Umbruch im ehemaligen Ostblock hat in drastischer Weise das ganze Ausmaß der dort herrschenden wirtschaftlichen und sozialen Probleme offenbart. Dabei ist auch der Sicherheitszustand der dort betriebenen Reaktoren offengelegt worden. Jetzt finden wir das, was wir nach dem Unfall in Tschernobyl zunächst nur vermutet hatten, leider bestätigt. Es mangelt an Sicherheit auf allen Ebenen: ...

Experten der Gesellschaft für Reaktorsicherheit analysierten zusammen mit Experten der DDR und der ehemaligen Sowjetunion zunächst den älteren Typ WWER 440/230. Die aufgefundenen Sicherheitsmängel waren so gravierend, daß sie nicht durch Nachrüstmaßnahmen zu beheben waren. Für alle Blöcke wurde daher im Laufe des Jahres 1990 die endgültige Abschaltung verfügt...

Süddeutsche Zeitung v. 3.7.92

## Kernkraftwerke: Die Lage im Osten ist verworren

Prof. Adolf Birkhofer: Es existiert dort ein Vakuum

Von BERT FRINGS und LOTHAR PETZOLD

ESSEN. Adolf Birkhofer ist ein weltweit gefragter Mann, wenn es um die Sicherheitstechnologie von Kernkraftwerken geht. Als Inhaber des deutschen Lehrstuhls für Reaktordynamik und -sicherheit an der Technischen Universität München, Chef der international renommierten Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) in Köln und Garching, ist der Berater der Bundesregierung eine erste Adresse in West und Ost. Eine Spitzenrolle spielt Prof. Dr. Adolf Birkhofer (57) in der Internationalen Atomenergie-Organisation IAEA der Vereinten Nationen in Wien. Bei einem Besuch in der NRZ-Redaktion sagte der Wissenschaftler: Die deutsche Industrie sei technisch durchaus in der Lage, die unsicheren Kernkraftanlagen im Osten nach- und aufzurüsten. „Allein es fehlt im Osten an den Milliarden.“ Deshalb seien Wirtschaft und Politik des Westens gefordert, nach Wegen der Hilfe und Finanzierung zu suchen...

Neue Rheinzeitung v. 14.12.91

Auslegungsschwächen und Instabilitäten aufmerksam gemacht. Der Mangel an ausgeprägtem Sicherheitsbewußtsein war einer der wesentlichen Faktoren, die zu einer derartigen Katastrophe führten. Eine Sicherheitskultur kann sich jedoch nur in einem konstruktiv kritischen Umfeld entwickeln. Shteynberg formulierte das so: "Sicherheitskultur kann nicht in einem totalitären Staat existieren, da zu ihren wesentlichen Grundlagen das Zweifeln und das Recht der Menschen auf freie Meinungsäußerung gehören. Doch dies wurde im existierenden gesellschaftlichen System nicht zugelassen."

Eine besondere Aufwertung erfuhr das GRS-Fachgespräch durch Bundesumweltminister Prof. Klaus Töpfer, der in seiner Ansprache auf die Sicherheitspartnerschaft mit den mittel- und osteuropäischen Ländern, die weitere Verbesserung der Reaktorsicherheit und der Schadensvorsorge sowie auf die Entsorgung einging. Hier wurde auch deutlich, daß die GRS vielfach wichtige technisch-wissenschaftliche Erkenntnisse für politisches Handeln bereitstellt.

Mit seinem interessanten Abendvortrag "Der Laie in einer Welt von Experten" konnte Prof. Weinert, Direktor des Max-Planck-Instituts für Psychologische Forschung, München, sicherlich bei manchen Experten Kommunikationsprobleme mit Nichtfachleuten aufdecken.

Der zweite Fachgesprächstag, veranstaltet in den Räumen der GRS in Garching, bot eine Reihe von Fachvorträgen, Vorführungen und Posterpräsentationen. Beispielsweise seien einige Themen genannt, die das breite Arbeitsfeld der GRS charakterisieren: Einsatz von katalytischen Vorrichtungen zur Beseitigung von Wasserstoff bei schweren Störfällen, Methoden und Rechenverfahren zur Bewertung der Brandgefahr in kerntechnischen Anlagen, internationaler Vergleich der Strahlenexposition des Kraftwerkspersonals, Transport radioaktiver Stoffe, Sicherheitsanalyse von Endlagern.

## Workshop zum Information Management

Am 30. und 31. Oktober 1991 fand in Garching der zweite Workshop zum "Information Management in Nuclear Safety, Radiation Protection and Environmental Protection" statt. Es trafen sich ca. 40 Informationsspezialisten, Hostvertreter und Anwender öffentlicher und privater Organisationen aus zehn Ländern bzw. internationalen Organisationen, die über ihre Erfahrungen zum Stand des Informationsmanagements berichteten.

Die Diskussionen machten deutlich, daß zwischen den Interessen der Anwender, dem Selbstverständnis der Informationsvermittler und den Ansätzen der Hosts, benutzerfreundliche Zugänge zur On-line-Datenbankrecherche zu schaffen, noch erhebliche Diskrepanzen festzustellen sind. Diese resultieren aus den unterschiedlichen Positionen innerhalb des Informationsmanagements, so daß hier in den nächsten Jahren ein Schwerpunkt des Erfahrungsaustausches liegen wird.

## Jubiläumsseminar in Gorleben

Anläßlich der 10jährigen Zusammenarbeit mit dem BMU (früherer BMI) auf dem Gebiet der Langzeitsicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle veranstaltete die GRS vom 4. bis 6. November 1991 ein Seminar bei Gartow/Gorleben. Eingeladen waren Experten aus Behörden, wie BMU, BMFT, BfS und BGR, sowie aus Fachinstitutionen, wie PAE, GSF und DBE.

Im Anschluß an einen Statusbericht über die geleistete Arbeit zur Langzeitsicherheit von Endlagern diskutierten die Teilnehmer Perspektiven und Entwicklungspotentiale von Langzeitsicherheitsuntersuchungen national wie international. Abgerundet wurde die Veranstaltung durch eine Besichtigung der Entsorgungseinrichtungen am Standort Gorleben, wie das Zwischenlager, die Baugrube für die Pilotkonditionierungsanlage und die Baustelle des Schachtes.

## OECD/CSNI-Experten-treffen

Am 16. und 17. März 1992 fand in der GRS Köln das erste CSNI-Experten-treffen zum Thema "Instrumentierung zur Beherrschung schwerer Störfälle" statt. Etwa 70 Teilnehmer aus zwölf OECD-Ländern und zwei internationalen Organisationen (CEC und OECD/NEA), ein Wissenschaftler aus der CSFR sowie zahlreiche GRS-Mitarbeiter diskutierten Themen wie

- notwendige Informationen zum Management schwerer Störfälle,
- Fähigkeiten und Grenzen existierender Instrumentierungen,
- unkonventionelle Nutzung und Weiterentwicklung existierender Instrumentierungen und
- computergestützte Operatorunterstützung und künstliche Intelligenz.

Die Veranstaltung hatte gezeigt, daß der Stand der Arbeiten zum anlageninternen Notfallschutz in den einzelnen OECD-Ländern recht unterschiedlich ist. Weitere Arbeiten sind erforderlich, um die bei Störfällen ablaufenden Phänomene sicher zu detektieren, systematisch die notwendigen Informationen zur Beherrschung schwerer Störfälle zu gewinnen, die Nutzung von computergestützten Systemen und künstliche Intelligenz weiter zu entwickeln und mit existierender Meßtechnik auch bei schweren Störfällen bereits vielfältige Informationen nutzen zu können.

## Weitere Fachveranstaltungen

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

- Vermeidung oder Begrenzung von folgenschweren Ereignissen. Teil 2: Notfallschutz außerhalb der Anlage Köln, 25./26. September 1991
- CEC Project Meeting on Nuclide Characterization in Different Waste Streams Köln, 18./19. März 1992

## **In memoriam**

Am 28. März 1991 verstarb nach langer, schwerer Krankheit im Alter von 55 Jahren

### **Kurt Schulz**

Herr Schulz hatte im Jahre 1972 mit seiner Arbeit in der Verwaltung des damaligen IRS begonnen und war zuletzt in der Kopierstelle des Kölner Betriebsteils tätig.

---

Am 14. Oktober 1991 verstarb nach langer, schwerer Krankheit im Alter von 47 Jahren

### **Anita Schwan-Buica**

Frau Schwan-Buica war über 20 Jahre für die GRS in der Verwaltung des Betriebsteils Köln tätig und hat sich nicht zuletzt durch ihr Engagement als Betriebsrätin um die Mitarbeiter verdient gemacht.

Die GRS wird den Verstorbenen stets ein ehrendes Gedenken bewahren.

Redaktion: Regina Knoll  
Fachredaktion: Dr. Renate Nowak  
Grafische Gestaltung und Satz: Atelier Bergob  
Druck: Ziethen Farbdruckmedien GmbH

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

Schwertnergasse 1  
**5000 Köln 1**

Telefon (02 21) 20 68-0  
Telefax (02 21) 20 68 442  
Telex 2 214 123 grs d

Forschungsgelände  
**8046 Garching** b. München

Telefon (0 89) 3 20 04-0  
Telefax (0 89) 3 20 04 299  
Telex 5 215 110 grs md

Kurfürstendamm 200  
**1000 Berlin 15**

Telefon (0 30) 88 41 89-0  
Telefax (0 30) 88 23 655