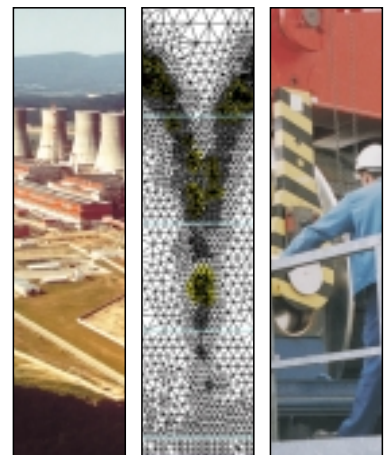




Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

Jahresbericht 1998

Annual Report
1998



IMPRESSUM

Herausgeber / *Published by:*

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Abt. Kommunikation

Ltg.: Dr. Heinz-Peter Butz

Redaktion / *Technical Editors:*

Dr. Heinz-Peter Butz, Ilka Monheimius, Gabriele Berberich (Köln)

Übersetzung / *Translation:*

Frank Janowski-Hansen M.A.,

Erika Gröcker, Kenneth Heim M.Sc., Rita Schneider, Dr. Eckhard Fein, Dr. Michael Maqua

Gesamtherstellung / *Set and printed by:* Moeker Merkur Druck GmbH (Köln)

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

Reproduction in whole or in part only with prior permission of Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Schwertnergasse 1, D-50667 Köln

Internet-Adresse: <http://www.grs.de>



Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

Jahresbericht 1998

*Annual Report
1998*

Inhalt

Contents

<p>1 Einführung 4 <i>Introduction</i> 4</p>	<p>4.2 Bedeutung des Diversitätsprinzips in der Systemgestaltung bei zukünftigen Druckwasserreaktoren 35</p> <p>4.2 <i>Significance of the diversity principle in system technology of future pressurised water reactors</i> 37</p>	<p>5.3 Entwicklung und Validierung des Programmsystems ASTEC 67</p> <p>5.3 <i>Development and Validation of the ASTEC Code System</i> 69</p>
<p>2 Organisation 8 <i>Organisation</i> 8</p>	<p>4.3 Auswertung von Betriebserfahrungen in Deutschland und Frankreich 39</p> <p>4.3 <i>Evaluation of NPP operating experience in Germany and France</i> 41</p>	<p>6 Untersuchungen zu Ver- und Entsorgung und zum Strahlen- und Umweltschutz 73 <i>Investigations Relating to the Nuclear Fuel Cycle, Waste Management and Radiological and Environmental Protection</i> 79</p>
<p>3 Perspektiven der Zusammenarbeit zwischen IPSN und GRS 12 <i>Prospects of the Co-operation of IPSN and GRS</i> 15</p>	<p>5 Forschung und Entwicklung – Grundlagen der Sicherheitsbewertung 44 <i>Research and Development An Essential Basis for Safety Assessments</i> 49</p>	<p>6.1 Kontamination bei Brennelement-Transporten 85</p> <p>6.1 <i>Contamination of Fuel Element-Transports</i> 88</p>
<p>4 Die betriebliche Sicherheit der deutschen Kernkraftwerke im Zeichen von Liberalisierung des Strommarktes und Kernenergieausstieg 19 <i>The operational Safety of German Nuclear Power Plants against the Background of a Liberalised Electricity Market and the Nuclear Phase-Out</i> 24</p>	<p>5.1 Brennstabverhalten unter Störfallbedingungen 55</p> <p>5.1 <i>Fuel Rod Behaviour under Accident Conditions</i> 58</p>	<p>6.2 Machbarkeitsstudie für ein Endlager für Mittelaktive langlebige Radionuklide in einem aufgelassenen Bergwerk in der Ukraine 89</p> <p>6.2 <i>Feasibility Study for an Underground Respository for Medium Active Long-lived Radionuclides in an Abandoned Mine in the Ukraine</i> 92</p>
<p>4.1 GRS-Ansatz für die Durchführung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) der Stufe 2 für einen Druckwasserreaktor (DWR) mit 1300 Mwe 29</p> <p>4.1 <i>GRS Approach to a Level -2 Probabilistic Safety Analysis (PSA) for a 1300-MWe Pressurized Water Reactor (PWR)</i> 32</p>	<p>5.2 Internationale Vergleichsanalysen zur Integrität von Reaktordruckbehältern (RPV PTS ICAS) 61</p> <p>5.2 <i>International Comparative Analyses Relating to Reactor Pressure Vessel Integrity (RPV PTS ICAS)</i> 63</p>	



7

Forschung zur langfristigen Sicherheit von Endlagern und Untertagedeponien

95

Research Concerning the Long Term Safety of Final Repositories and Underground Storage Sites 98

7.1 Das Programmpaket EMOS zur Analyse der Langzeitsicherheit von Endlagern 101

7.1 *The EMOS code package for the analysis of the long-term safety of final repositories* 103

7.2 d^{3f} – Ein neues Rechenprogramm zur Modellierung dichteabhängiger Grundwasserströmungen 106

7.2 *d^{3f} – A New Computer Code for Modelling Density-Dependent Ground Water Flow* 108

7.3 Geotechnische Forschungsarbeiten im Endlagergestein Granit 110

7.3 *Geotechnical Research Concerning Final Repositories in Granite Formations* 112

8

Internationale Zusammenarbeit

114

International Co-operation 116

8.1 Zusammenarbeit mit Osteuropa 119

8.1 *Co-operation with Eastern Europe* 121

9

Forschungsbetreuung

125

Research Management 127

10

Geschäftsstelle SFK/TAA

129

SFK/TAA General Secretariat 131

11

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV)

133

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EEIG) 135

12

Das Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH

139

Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH 143

12.1 Körperschallüberwachungsmaßnahmen zur Früherkennung lockerer Muttern an Steuerstab-Antriebsrohren 148

12.1 *Loose-Parts Monitoring Measures for an Early Detection of Loose Nuts at Control Rod Drive Tubes* 151

12.2 ADAS, ein System zur Erfassung und Auswertung radiologischer Daten 154

12.2 *ADAS, a System for the Acquisition and Evaluation of Radiological Data* 156

13

Kommunikation

160

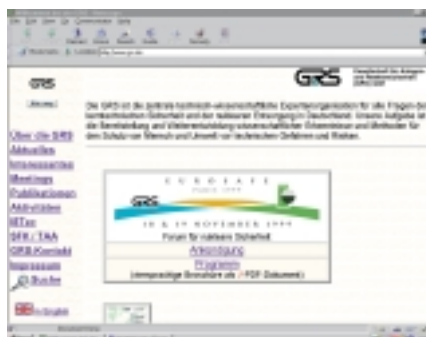
Communication 163

Veröffentlichungen und Vorträge 166

Publications and Lectures 166

Zusammenarbeitsverträge der GRS mit ausländischen Organisationen 172

Co-Operation Agreements between GRS and Foreign Organisations 172



Einführung

Introduction

Das technisch-wissenschaftliche Engagement für die nukleare Sicherheit der kerntechnischen Anlagen stand im vergangenen Jahr weiter im Mittelpunkt der Tätigkeit der GRS. Neben der Verfolgung und Auswertung von Betriebserfahrungen wurden dabei wieder umfangreiche Forschungen und Entwicklungen sowie eine Vielzahl von Analysen und Bewertungen zu sicherheitstechnischen Fragen auf den Gebieten Reaktorsicherheit, Brennstoffversorgung und -entsorgung sowie Endlagerung durchgeführt.

Zahlreiche Projekte konnten erfolgreich abgeschlossen werden, und die Arbeiten haben erneut zu wichtigen Ergebnissen geführt. Die Werkzeuge für die Gewährleistung der nuklearen Sicherheit wurden weiter verbessert und die fachliche Kompetenz der GRS gestärkt.

Die internationale Kooperation spielte dabei wieder eine zentrale Rolle. Viele Projekte wurden im Rahmen von Kooperationen bearbeitet. Von besonderer Bedeutung war die Zusammenarbeit mit Frankreich und mit den osteuropäischen Ländern.

So hat die Intensivierung der Zusammenarbeit mit unserem französischen Partner Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) nun auch auf dem Gebiet der Betriebssicherheit Früchte getragen. Es wurde mit einer gemeinsamen Auswertung der Betriebserfahrung begonnen. Hierbei zeigte sich, daß trotz erheblicher Unterschiede in den Organisationsstrukturen die auf diesem Gebiet eingesetzten Methoden und die Untersuchungstiefe in beiden Ländern sehr ähnlich sind.

Bei der Weiterentwicklung des Rechencodes ATHLET-CD, der zur Simulation von Unfällen mit Kernschmelzen eingesetzt wird, standen die späten Phasen der Kernzerstörung bis zum Versagen des Reaktordruckbehälters (RDB) im Vordergrund. Hier wurden u. a. Modelle für die Wechselwirkung zwischen Schmelze und RDB-Wand entwickelt und untersucht, welche Einflüsse die Restwandstärke des Druckgefäßes bestimmen. Für die Verifikation von ATHLET-CD spielen die Experimente in der PHEBUS-Anlage weiter eine wichtige Rolle. Hier wurden im Jahr 1998 gute Ergebnisse für das Experiment FPT1 erzielt, bei dem ein Bündel vorbestrahlter Brennstäbe bis zum partiellen Schmelzen aufgeheizt wurde.

The technical-scientific commitment to the safety of nuclear power plants continued to be the major field of activity for GRS in the past year. Apart from the monitoring and evaluation of operating experience, extensive research and development was again carried out, as were many analyses and assessments of safety-related issues in the fields of reactor safety, fuel supply and waste disposal as well as final storage.

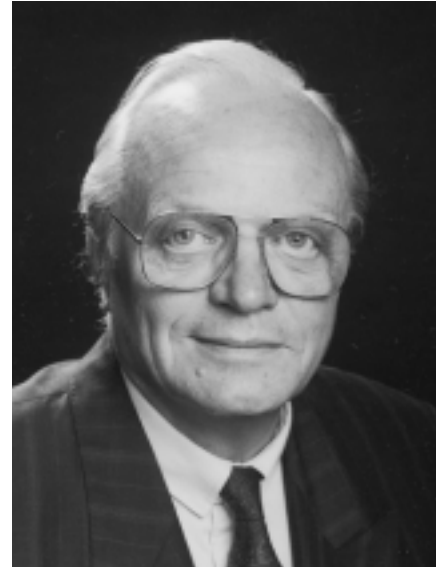
Numerous projects could be successfully concluded and the work has already led again to important results. The tools for guaranteeing nuclear safety were further improved and the technical competence of GRS was strengthened.

International co-operation again played a central role. Many projects were carried out in collaboration with other institutions and countries. The co-operation with France and the East-European countries was particularly significant.

For example, the intensified co-operation with our French partner Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) has already borne rich fruit in the field of operational safety. It began with a joint evaluation of operating experience. Here, it turned out that despite the fact that there are differences in organisational structures, the methods employed and the depth of the investigations in both countries are quite similar.

In connection with the further development of the ATHLET-CD code for the simulation of core meltdown accidents, priority was given to the late phases of core damage up to the failure of the reactor pressure vessel (RPV). In this context, models simulating the interaction between the melt and the RPV wall were developed and investigations were carried out into which influences determine the residual wall-thickness of the RPV. For the verification of ATHLET-CD, the experiments performed at the PHEBUS facility continue to play an important role. Here, good results were achieved in 1998 for the FPT1 experiment in which a bundle of previously irradiated fuel rods was heated up until partial meltdown.

A concerted effort with IPSN is the development of the ASTEC code. It serves for the simulation of the overall system of the reactor with its coolant loops and the containment during the course of a severe accident at very



Prof. Dr. Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer,
Wissenschaftlicher Geschäftsführer
Prof. Dr. Dr.-Ing. h.c. Adolf Birkhofer,
Scientific Director



Dr. jur. Walter Leder,
Kaufmännischer Geschäftsführer

*Dr. jur. Walter Leder,
Managing Director*

Eine gemeinschaftliche Arbeit mit IPSN ist die Entwicklung des Rechencodes ASTEC. Er dient dazu, das „Gesamtsystem“ aus Reaktor mit Kühlmittelschleifen und Sicherheitsbehälter während des Ablaufs eines schweren Unfalls in sehr hoher Rechengeschwindigkeit zu simulieren. Ein wichtiges Ziel ist, eine Vielzahl denkbarer Varianten solcher Abläufe vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung von Spaltprodukten in geschlossener Form berechnen zu können, um im Rahmen probabilistischer Risikoanalysen die Wahrscheinlichkeit unfallbedingter Freisetzungen genauer zu bestimmen. Die Validierung einer ersten Version anhand von Experimenten im In- und Ausland hat begonnen und bereits gute Ergebnisse gebracht.

Eine wichtige neue Aufgabe ist die erste probabilistische Sicherheitsstudie einer Konvoi-Anlage, in der auch die Häufigkeit und das Ausmaß der Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung bei einem Kernschmelzunfall quantifiziert werden sollen (Level-2-Analyse). In diesem Zusammenhang werden auch Methoden für eine dynamische Risikoanalyse entwickelt, mit deren Hilfe zeitabhängige Wechselwirkungen zwischen Phänomenen, stochastischen Ereignissen und Eingriffen des Personals berücksichtigt werden können.

Ein Schwerpunkt in der Endlagerforschung ist die Entwicklung und Erprobung von Modellen und Methoden zur Endlagersicherheit. So wurde das modular aufgebaute Programmpaket „Endlagerbezogene Modellierung von Szenarien (EMOS)“ weiterentwickelt, wodurch nun ein analytisches Instrument zur Abbildung der wesentlichen Endlagereigenschaften und der sicherheitsrelevanten Prozesse zur Verfügung steht. Auch bei der Modellierung von dichtegetriebenen Grundwasserströmungen, ein wichtiger Aspekt bei der Langzeitsicherheit von Endlagern, wurden mit der Entwicklung und Erprobung des Rechenprogramms d^{3f} erhebliche Fortschritte erzielt. Mit diesem Werkzeug können erstmals komplexe dreidimensionale geologische Systeme auch unter Berücksichtigung stofflicher Veränderungen mit der notwendigen Diskretisierung abgebildet werden. Bei der Untersuchung alternativer Endlagerformationen, wie zum Beispiel Granit oder Ton, beteiligt sich die GRS an internationalen Projekten in europäischen Untertage-Labors. Die Schwerpunkte dieser Arbeiten liegen bei der Entwicklung geotechni-

high calculation speed. An important objective is to be able to calculate integrally a large number of conceivable variants of such processes, starting from the initiating event up to the release of fission products into the environment, in order to be able to determine the probability of accidental releases more exactly in connection with probabilistic risk analyses. Validation of a first version has already been begun on experiments in Germany and abroad, and good results have already been achieved.

An important new task is the first probabilistic safety study of a Convoy plant, which is also to include a quantification of the frequency and also the proportion of radionuclides released to the environment in a core meltdown accident (Level-2 analysis). In this context, advanced methods are also being developed for dynamic risk analysis with which time-dependent interactions between phenomena, stochastic events and operator actions can be taken into account.

A point of emphasis in final repository research is the development and testing of models and methods for final repository safety. For example, the modular EMOS code package (for the final-repository-related modelling of scenarios) was developed further, whereby an analytical instrument for portraying the essential repository characteristics and safety-relevant processes has become available. Also, through the development and testing of the d^{3f} computer code, considerable progress was made in the modelling of density-driven groundwater flows, which is an important aspect of the long-term safety of final repositories. With this tool, also taking into account changes in materials, it is possible for the first time to represent complex three-dimensional geological systems with the necessary degree of discretisation. GRS participates in international projects investigating alternative repository formations, as for example granite or clay, in European underground laboratories. The major emphasis of these activities is on the development of geotechnical sealing systems and gas propagation studies.

A topic very much discussed in public and by the press in 1998 had to do with the transgression of permissible contamination limits among a significant fraction of transports to and from reprocessing in France and England. In an expert opinion, the facts of

scher Verschlusssysteme und der Untersuchung von Gasausbreitungen.

Ein auch in der Öffentlichkeit und der Presse ausführlich diskutiertes Thema war 1998 die Überschreitung der zulässigen Kontaminationsgrenzwerte, die bei einem nennenswerten Anteil von Transporten zur und von der Wiederaufarbeitung in Frankreich bzw. in England festgestellt wurden. Hierzu wurden in einem Gutachten der Sachstand zusammengefaßt, die möglichen Ursachen der Kontamination ermittelt und Maßnahmen zur künftigen Vermeidung aufgezeigt.

In der Zusammenarbeit mit Osteuropa sind zu den Themen der Reaktorsicherheit zunehmend auch Entsorgungs- und Sanierungsfragen getreten. So hat die GRS in enger Zusammenarbeit mit ausländischen Institutionen und Organisationen eine Studie zur Endlagerung langlebiger mittelaktiver Abfälle in einem ukrainischen Bergwerk erstellt, die zeigt, daß eine solche Lagerstätte grundsätzlich in Frage kommt. Auch bei den Projektarbeiten im Rahmen der deutsch-französischen Initiative Tschernobyl, die im Jahre 1998 begonnen wurden, spielen Sanierungs- und Entsorgungsfragen in der Ukraine eine wichtige Rolle.

Unsere Tochterfirma ISTec hat mit ihren Verfahren und Produkten ebenfalls wieder gute Beiträge zur Reaktorsicherheit geleistet. Viele im praktischen Einsatz befindliche Produkte und Verfahren haben sich erneut bewährt. Gleichzeitig konnten wesentliche Verbesserungen und Weiterentwicklungen erreicht werden. So konnte beispielsweise gezeigt werden, wie das Körperschall-Überwachungssystem genutzt werden kann, um lockere Muttern an Steuerstabantriebs-Rohren bereits zu einem frühen Schädigungszeitpunkt nachzuweisen.

Die Globalisierung und die Öffnung der Strommärkte ziehen derzeit eine verstärkte Konkurrenz in der Stromwirtschaft und eine tiefgreifende Umstrukturierung dieses Sektors nach sich. Es ergeben sich erhebliche Veränderungen im Betrieb von Kernkraftwerken und zusätzliche Herausforderungen an die Reaktorsicherheit, deren Charakter vielfach international geprägt ist. Die GRS sucht daher noch mehr als bisher die Kooperation mit ausländischen Partnern. Ein wichtiger Schritt in diese Richtung war die Unterzeichnung eines neuen Vertrags zwischen IPSN und GRS im Juli 1998, der eine Intensivierung der Partnerschaft auf allen Gebieten der nuklearen Sicherheit vorsieht. Diese und andere internationale Partnerschaften sollen auch helfen, die Kompetenz und Leistungsfähigkeit der GRS im Interesse ihrer Kunden zu stärken.

the matter were summarised, the possible causes of the contamination determined, and measures spelt out for prevention in the future.

In the co-operation with Eastern Europe, more and more issues of waste management and ecological restoration have been added to the field of nuclear safety. For example, GRS has prepared a study on the final disposal of long-lived medium-active waste in a Ukrainian mine in close collaboration with foreign institutions and organisations. This study has shown that in principle it is possible to have such a repository. Ecological restoration and waste management issues in the Ukraine also play an important role in connection with the projects carried out within the framework of the Franco-German Chernobyl Initiative that got underway in 1998.

With its own methods and products, our subsidiary ISTec has also made again important contributions to nuclear safety. Many of the products and methods have been proven yet again in service. At the same time it has been possible to achieve further improvements and come up with new developments. It was e. g. possible to demonstrate how the loose-parts monitoring system may be used for the detection of loose nuts on control rod guide tubes during the early stages of the damage.

Globalisation and the opening-up of the energy markets are currently causing enhanced competition among the energy industry and a far-reaching restructuring of this sector. As a result, there are major changes to the way nuclear power plants are operated, and extra challenges are arising for nuclear safety, which is an international issue in many ways. GRS is therefore more than ever striving for co-operation with foreign partners. An important move in this direction was accomplished by the signing of the new agreement between IPSN and GRS in July 1998 which stipulates the fostering of the partnership in all areas of nuclear safety. This and other international partnerships are to help enhance the competence and performance of GRS for the benefit of its customers.

Die GRS in . . .



Garching



Braunschweig



Berlin

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln im September 1999

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

Dr. jur. Walter Leder



Köln



● Moskau

● Berlin

● Braunschweig

● Köln

● Paris

● Garching

● Kiew



Moskau



Kiew



Paris

Organisation

Organisation

Struktur

Die GRS – Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH – ist eine technisch-wissenschaftliche Forschungs- und Sachverständigenorganisation. Sie stellt interdisziplinäres Wissen, fortschrittliche Methoden und qualifizierte Daten zur Verfügung, um die Sicherheit technischer Anlagen zu bewerten und zu verbessern, und den Schutz von Mensch und Umwelt vor Gefahren und Risiken solcher Anlagen weiterzuentwickeln. Der Schwerpunkt ihrer Arbeiten liegt auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit.

Die GRS ist gemeinnützig. Ihre Aussagen sind allein technisch-wissenschaftlichen Grundsätzen verpflichtet. Sie stützen sich maßgeblich auf Wissen und Erfahrung aus eigenen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, vertieften Sicherheitsanalysen mit Prototypcharakter, umfangreichen Auswertungen von Betriebserfahrungen sowie aus langjährigen internationalen Kooperationen.

Die Anteile der Auftraggeber am Umsatz 1998 – im Vergleich mit den beiden Vorjahren – sind:

Die GRS hat über 500 Mitarbeiter (ohne Tochtergesellschaften). Davon sind rund 350 hochqualifizierte Ingenieure oder Wissenschaftler aus verschiedenen Fachrichtungen des Ingenieurwesens, der Physik, Chemie, Geochemie, Geophysik, Mathematik, Informatik, Biologie, Rechtswissenschaft und Meteorologie. Den Mitarbeitern steht an allen Standorten eine leistungsfähige Informations-Technologie (IT) mit Hochgeschwindigkeits-Netzverbindungen zur Verfügung. Die GRS unterhält Forschungslabors in Braunschweig und Garching.

Gesellschafter

Die Gesellschafter der GRS sind:

- die Bundesrepublik Deutschland (46 %)
- der Freistaat Bayern (4 %)
- das Land Nordrhein-Westfalen (4 %)
- die Technischen Überwachungsvereine (TÜV) und der Germanische Lloyd (zusammen 46 %)

Organe

Die Organe der GRS sind:

- die Gesellschafterversammlung
- der Aufsichtsrat
Vorsitzender:
Staatssekretär Rainer Baake
ab 18.11.1998
Staatssekretär Erhard Jauck
bis 17.11.1998
Stellvertreter:
Professor Dr.-Ing. Bruno O. Braun
- die Geschäftsführer
Professor
Dr. Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer
Dr. jur. Walter Leder

Tochtergesellschaften

Institut für Sicherheitstechnologie GmbH (ISTec)

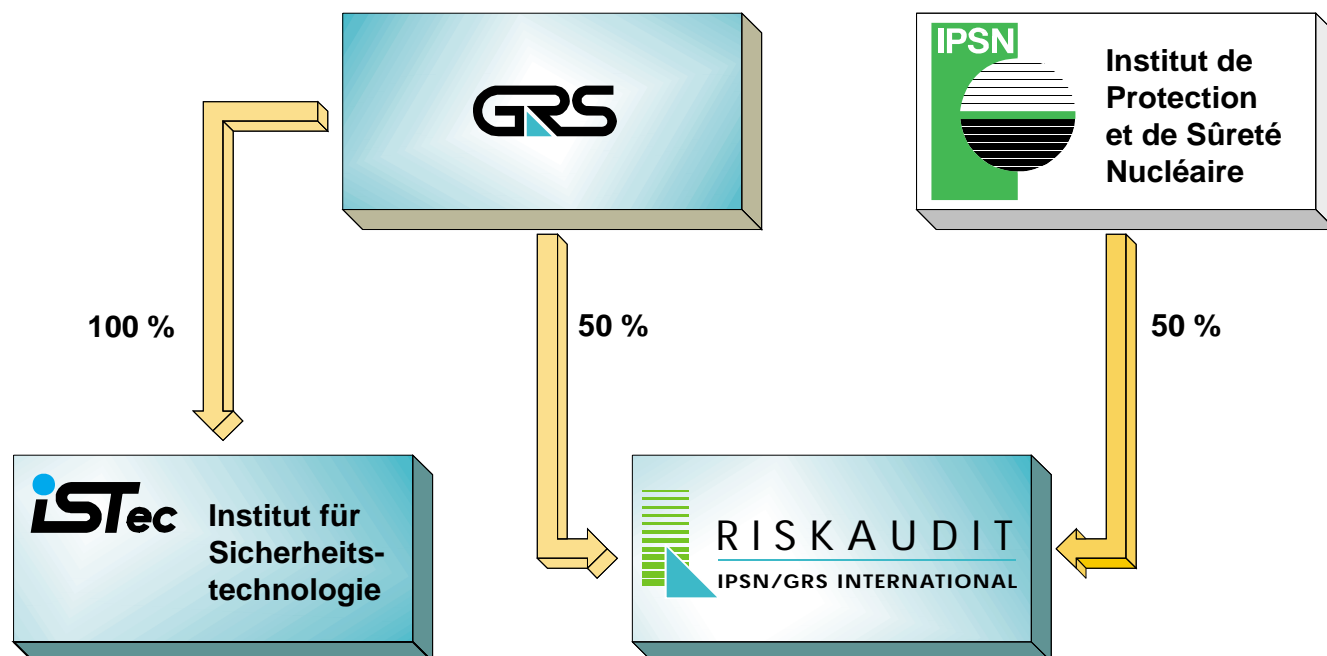
Das Institut für Sicherheitstechnologie ist eine Tochter der GRS mit Sitz in Garching bei München. Es wurde 1992 gegründet und hat die bis dahin in der GRS durchgeführten Beratungs-, Forschungs- und Entwicklungsaufgaben auf den Gebieten der Schadensfrühdiagnose, der Leittechnik, der informationstechnologischen Systeme und der Reststoffentsorgung übernommen. Es bietet diese Leistungen sowohl öffentlichen als auch industriellen Auftraggebern an.

*RISKAUDIT
IPSN/GRS International (EWIV)*

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV) ist eine gemeinsame Gründung der GRS und ihres französischen Partners IPSN (Institut de Protection et de Sécurité Nucléaire) mit Sitz in Paris. Aufgabe von RISKAUDIT ist es, die wissenschaftlich-technische Leistungsfähigkeit von GRS und IPSN in gemeinsame europäische Projekte einzubringen. Die Projekte konzentrieren sich auf die kerntechnische Sicherheit in Mittel- und Osteuropa. RISKAUDIT ist gleichzeitig die Geschäftsstelle des europäischen *Verbunds technischer Sicherheitsorganisationen (TSOG – Technical Safety Organisation Group)*, der sich mit den Fragen der nuklearen Sicherheit auf europäischer Ebene auseinandersetzt.

Auftraggeber Customer	Anteile (%) Contribution (%)		
	1996	1997	1998
BMU	48	46	45
BMBF	35	39	35
Sonstige öffentliche Auftraggeber und TÜVe <i>Other public-sector customers and Technical Inspectorates (TÜVe)</i>	8	6	12
Ausländische Auftraggeber (u.a. EU) <i>Foreign customers (i.a. EU)</i>	6	6	7
Sonstige Auftraggeber <i>Others</i>	3	3	1

Die erzielten Umsätze des Geschäftsjahres 1998 prozentual im Vergleich zu den Vorjahren
The turnover reached in fiscal 1998 in perantiles in comparison to previous years



Organisation

Structure

GRS – Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH – is a scientific-technical expert and research company. It provides interdisciplinary knowledge, advanced methods and qualified data for assessing and improving the safety of technical facilities and for further developing the protection of man and the environment from the hazards and risks of such facilities. GRS activities are mainly focused on the area of nuclear safety.

GRS is a non-profit company. Its assessments are solely committed to the principles of science and technology. They are based on competence gained through own research and development activities, detailed prototype safety analyses, in-depth evaluations of operating experience, and many years of international co-operation.

The customers' shares in the 1998 turnover compared to the two previous years are as follows (see page 8):

GRS has more than 500 employees (excluding subsidiaries). Around 350 of them are highly qualified engineers or scientists from different fields of engineering, physics, chemistry, geochemistry, geophysics, mathematics, computer science, biology, jurisprudence and meteorology.

GRS staff can dispose of a powerful information technology (IT) infrastructure including fast-speed network connections between the main locations. GRS maintains research laboratories in Braunschweig and Garching.

Shareholders

The shareholders of GRS are

- the Federal Republic of Germany (46 %)
- the Free State of Bavaria (4 %)
- the Land of North Rhine-Westphalia (4 %)
- the Technical Inspectorates (TÜVe) and the Germanischer Lloyd (together 46 %)

Executive Bodies

The executive bodies of GRS are:

- the shareholders' meeting
- the supervisory board
Chair: Staatssekretär Rainer Baake from November 18, 1998
Staatssekretär Erhard Jauck until November 17, 1998
Deputy Chair:
Professor Dr.-Ing. Bruno O. Braun
- the managing directors
Professor Dr.
Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer
Dr. jur. Walter Leder

Subsidiaries

Institute for Safety Technology (ISTec)

The Institute for Safety Technology is a subsidiary of GRS with headquarters in Garching near Munich. ISTec was founded in 1992, taking over from GRS advisory and R&D activities related to the fields of early damage diagnosis, I&C, IT systems and waste management. ISTec offers its services to public – as well as private – sector customers.

*RISKAUDIT
IPSN/GRS International (EEIG)*

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EEIG) was jointly founded by GRS and its French partner IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire); its headquarters are in Paris. The objective of RISKAUDIT is to funnel the scientific-technical expertise of both GRS and IPSN into joint European projects. The main focus of the projects is on nuclear safety in Central and Eastern Europe. At the same time, RISKAUDIT acts as general secretariat to the Technical Safety Organisation Group (TSOG) that deals with nuclear safety issues on an European level.

M. Banaschik

Grundsatzfragen
Fundamental Safety Issues

Geschäft
General M

Fachbereiche / *Technical Divisions*

Thermohydraulik

Thermal Hydraulics

Betriebserfahrung

Operating Experience

Entsorgung

Waste Management

**Endlager-
sicherheitsforschung**

*Final Repository
Safety Research*

Sicherheitseinschluß

Containment

DWR-Systeme

PWR-Systems

Brennstoffkreislauf

Nuclear Fuel Cycle

Langzeitsicherheitsanalysen

*Long Term
Safety Analyses*

Kühlkreislauf

Cooling Circuit

SWR-Systeme

BWR-Systems

Strahlen- und Umweltschutz

*Radiological and
Environmental Protection*

Geochemie

Geochemistry

Störfallanalysen

Incident Analyses

Betriebssicherheit

Operational Safety

Endlagerung

Final Storage

Geotechnik

Geotechnics

Reaktordynamik

Reactor Dynamics

Komponentenintegrität

Component Integrity

Unfallanalyse

Accident Analyses

Probabilistik

Probabilistics

Simulationstechnik

Simulation Technology

Sonderfragen

Special Issues

**sführung
management**

**Osteuropa
Eastern Europe**

**Technisches Büro Moskau *)
Moscow Technical Office *)**

**Technisches Büro Kiew *)
Kiev Technical Office *)**

Zentralbereiche / Central Divisions

Projekte und Internationales

*Projects and International
Programmes*

Datenverarbeitung

Data Processing

Verwaltung

Administration

Forschungsbetreuung

Research Management

Projektcontrolling Analysen

*Analyses Project
Controlling*

DV-Anwendungen

DP-Applications

Finanzen und Controlling

Finances and Controlling

Programme und Anlagen

Programmes and Facilities

Projektcontrolling Forschung

*Project Controlling
Research*

DV-Systeme

DP-Systems

Personal und Recht

*Personnel and
Legal Matters*

Störfälle und Komponenten

Incidents and Components

Internationale Aufgaben

International Programmes

Netzwerke

Networks

Verwaltungsdienste

Administration

Zentralaufgaben

Central Activities

Kommunikation

Communication

**Köln
Garching
Berlin
Braunschweig**

Geschäftsstellen

General Secretariats

Störfall-Kommission und Technischer Ausschuß für Anlagensicherheit

*Accident Commission and
Technical Committee for
Plant Safety*

*) gemeinsam mit IPSN / RISKAUDIT

*) jointly with IPSN / RISKAUDIT

Perspektiven der Zusammenarbeit zwischen IPSN und GRS

Prospects of the Co-operation of IPSN and GRS

Aspekte der europäischen Vereinigung

Am Ende des zwanzigsten Jahrhunderts ist die Entwicklung in Europa von der Annäherung zwischen den Ländern Ost- und Westeuropas geprägt. Auch in der Reaktorsicherheit tritt die Länder übergreifende Zusammenarbeit immer mehr in den Vordergrund. Hierdurch stellt sich die Herausforderung, die national entwickelten unterschiedlichen Sicherheitskonzepte einander anzunähern.

Seit vielen Jahren schon stellen sich GRS und IPSN dieser Herausforderung. Bereits im Jahre 1989 haben beide Organisationen in diesem Sinne eine intensivere Zusammenarbeit und ein gemeinsames Engagement in der Kooperation mit Osteuropa vereinbart. Um dies zu unterstützen, wurde 1992 die gemeinsame Tochtergesellschaft RISKAUDIT mit Sitz in Paris gegründet, um die Harmonisierung der europäischen Praktiken auf dem Gebiet der Sicherheit voranzutreiben. Ihre beiden Büros in Moskau und Kiew tragen seither in großem Umfang zur Tätigkeit von IPSN und GRS in Osteuropa bei.

Inzwischen wurden bedeutende Fortschritte erzielt. Zahlreiche Kooperationen mit Partnern in Osteuropa, insbesondere in der Sicherheitsforschung, bei Sicherheitsbewertungen und in der Ausbildung, haben zu einem besseren wechselseitigen Verständnis und zu wichtigen Sicherheitsverbesserungen geführt.

Die Bedeutung der Kompetenz

Ein qualifizierter Sicherheitsansatz hat drei wesentliche Grundlagen: wissenschaftliche und technische Kompetenz, ein auf Spitzenleistung gerichtetes Engagement sowie eine fachbezogene und offene internationale Zusammenarbeit. Auf ihnen beruht die Qualität der Lösungen ebenso wie die Fähigkeit, Einfluß auf die weltweiten Entwicklungen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit zu nehmen.

An erster Stelle steht die Kompetenz. Es ist wesentlich, daß eine technische Sicherheitsorganisation ihre Methoden

und Werkzeuge weiterentwickelt und ihre Kenntnisse vertieft, um zu einer genaueren Einschätzung von Risiken zu gelangen und zur Verbesserung der Sicherheit beizutragen. Dazu sind Anstrengungen in Forschung und Entwicklung notwendig. Nationale Forschungs- und Entwicklungsprogramme für Reaktorsicherheit sind die Grundlage dafür.

Sowohl IPSN als auch GRS betreiben im Rahmen der jeweiligen nationalen Programme Forschungen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes. Ein wichtiges Ziel ist dabei die enge Interaktion zwischen Forschung und Anwendung. Gleichzeitig werden auch die Arbeiten zur Sicherheit und zum Strahlenschutz immer enger miteinander verbunden, um zu einem integrierten Ansatz für das Risikomanagement nuklearer Anlagen zu gelangen.

Für IPSN sind zunächst einige wichtige Programme auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit zu nennen:

- Hinsichtlich der Sicherheit von Leichtwasserreaktoren ist das Programm PHEBUS-PF derzeit von großem Interesse. Es dient zur Validierung des Wissens über unfallbedingte Freisetzungen (Quelltermen) und ist ein wichtiger Beitrag zur Optimierung des anlageninternen Notfallschutzes. Gegenwärtig wer-



Adolf Birkhofer



Michel Livolant

den die Erkenntnisse aus den ersten Versuchen ausgewertet.

- Was die Prävention von Stör- und Unfällen betrifft, so beginnt IPSN derzeit ein breit angelegtes internationales Programm zur Brennstoffsicherheit bei hohem Abbrand, sowohl für UO₂- als auch MOX-Brennstoff. Es beinhaltet Untersuchungen solcher Brennstoffe bei Kühlmittelverlust- und Reaktivitätsstörfällen, um Kriterien für den zukünftigen Einsatz abzuleiten.
- Auf dem Gebiet der Thermohydraulik stehen die Entwicklung und Qualifizierung einer neuen Version des Codes CATHARE für Auslegungsstörfälle sowie eine Weiterentwicklung des Störfallsimulators SIPA im Vordergrund.
- Die Forschungen, welche die gegenwärtig betriebenen Reaktoren und deren Langzeitbetrieb betreffen, werden intensiviert. Insbesondere geht es um Arbeiten zum menschlichen Faktor, zur Sicherheit von Software und zu Fragen der Alterung.
- Gegenwärtig wird an drei probabilistischen Sicherheitsstudien gearbeitet, darunter eine Level-2-Analyse. Sie sollen bis zum Jahr 2000 zu validierten Ergebnissen führen.

- Was die Anlagen des Brennstoffkreislaufs anbelangt, haben Untersuchungen zu Brand- und Kritikalitätsrisiken Priorität. Außerdem wird auf diesem Sektor mit der Entwicklung eines systematischeren Risikoansatzes begonnen.
- Bei der Sicherheit von Transporten radioaktiver Materialien wird ein neues Forschungsprogramm vorbereitet, das theoretische und experimentelle Untersuchungen zu auslegungsüberschreitenden Ereignissen beinhaltet. Zu seinen Themen gehören das Verhalten der Behälter bei besonders starken Einwirkungen, die radiologischen Konsequenzen unfallbedingter Freisetzungen und die Erarbeitung eines Katalogs von Maßnahmen für Unfallsituationen, welche die transportierten Materialien und die jeweiligen Transporteinrichtungen berücksichtigen.
- Die Forschungen zur Sicherheit radioaktiver Abfälle werden mit besonderem Nachdruck vorangetrieben. Zu den Hauptaktivitäten gehören Experimente und Modellentwicklungen, die die Lagerung in tiefen geologischen Formationen betreffen. Die gegenwärtig in der Versuchsstation von Tournemire durchgeführten Arbeiten werden ebenso weiterverfolgt wie die Entwicklung von Interpretations- und Vorhersagemodellen zur Ausbreitung von Radionukliden. Weitere Aktivitäten beinhalten Versuche und Modellentwicklungen zur Oberflächenlagerung und zur Behandlung von störfallverursachten Abfällen sowie von Abfällen mittlerer, schwacher und sehr schwacher Aktivität. Darüber hinaus sollen die gegenwärtigen Überlegungen zur langfristigen Zwischenlagerung an der Oberfläche oder unter Tage vertieft werden.

Die Kompetenz der GRS beruht auf einer ähnlichen Basis:

- Ein zentrales Element sind die Forschungen zur Simulation von Störfällen und Unfällen in Kernkraftwerken. Die GRS hat hier eine umfangreiche Palette von Analysewerkzeugen entwickelt. Deren Fortentwicklung und Validierung mit dem Ziel einer möglichst realistischen Simulation ist weiterhin ein Tätigkeitsschwerpunkt. Ein wichtiges Beispiel ist der zur Störfallanalyse eingesetzte Code ATHLET, der jüngst um die Kopplung zwischen Thermohydraulik und Neutronenkinetik und eine vollständigere Darstellung der Systeme der Kraftwerksanlage erweitert worden ist.
- Eng verbunden mit diesen Untersuchungen sind Arbeiten an Kernkraftwerks-Simulatoren, die qualifizierte Modelle zur Störfallsimulation mit Visualisierung und Interaktivität kombinieren. Eine wichtige Aktivität ist die Anpassung eines solchen von der GRS entwickelten Analysesimulators an die spezifischen Daten einzelner Anlagen. Ziel ist unter anderem, bei besonderen Vorkommnissen schnelle Analysen zu ermöglichen.
- Ein weiterer Schwerpunkt der GRS-Aktivitäten sind Forschungen zu schweren Störfällen und Unfällen. Ein Beispiel ist die Entwicklung des Codes ATHLET-CD für die Simulation von Unfällen mit Beschädigung des Reaktorkerns. Die gegenwärtigen Untersuchungen betreffen insbesondere die Mechanismen der Kühlung des geschmolzenen Kerns im Druckgefäß und die Validierung der Codes auf der Grundlage von Vergleichen mit Experimenten, wie sie zum Beispiel in der französischen Anlage PHEBUS durchgeführt werden.
- Auf dem Gebiet der probabilistischen Sicherheitsanalyse werden neben Methodenentwicklungen insbesondere Pilotstudien durchgeführt. Aktuelle Themen sind Methoden für übergreifende Einwirkungen – wie beispielsweise Brand – bei Level-1-Analysen, Unsicherheitsanalysen, die erste Level-2-Analyse einer Konvoi-Anlage sowie die Entwicklung von Methoden der dynamischen Risikoanalyse, um zeitabhängige Wechselwirkungen von Phänomenen, stochastischen Ereignissen und Personalhandlungen berücksichtigen zu können.
- Ein zentrales Arbeitsgebiet der GRS sind Sicherheitsbewertungen von Kernkraftwerken. Ein wesentlicher Teil dieser Arbeiten befaßt sich mit der Auswertung von Betriebserfahrungen – insbesondere mit Blick auf Fragen grundsätzlicher Bedeutung. So erarbeitet die GRS auch regelmäßig Stellungnahmen zu Problemen, die in deutschen Kraftwerken oder in einem allgemeineren Kontext aufgetreten sind. Jüngste Beispiele sind Untersuchungen zu seismischen Fragen und zu Kontaminationen von Transportbehältern für Brennelemente. Zu letzteren wurde 1998 ein umfassendes Gutachten erstellt, das alle Transporte abdeckt, die seit 1988 zwischen Deutschland, Frankreich und Großbritannien stattfanden. Die Ursachen der Kontaminationen wurden aufgedeckt und Korrekturmaßnahmen empfohlen.
- Ein weiteres zentrales Arbeitsgebiet sind die Aktivitäten zur unterirdischen Lagerung von Abfällen. Dazu gehören vor allem Untersuchungen zur Charakterisierung der geologischen, hydrogeologischen, geochemischen und geotechnischen Eigenschaften geologischer Formationen sowie die Entwicklung und Validierung von Modellen zur Bewertung der Langzeitsicherheit von Endlagern. Diese Arbeiten beinhalten auch die Entwicklung von Werkzeugen zur Analyse von Szenarien, Modelle des unterirdischen Wasserkreislaufs und die Berücksichtigung von physikalisch-chemischen Auswirkungen im näheren und weiteren Umfeld.

Höhere Qualität durch deutsch-französische Kooperation

Internationale Zusammenarbeit baut auf der in nationalen Programmen gewonnenen fachlichen Kompetenz auf. Durch die Bündelung von Ressourcen im Rahmen koordinierter oder gemeinsamer Aktivitäten und durch das Lernen vom anderen können hier noch bessere Lösungen gefunden werden. Dies ist seit vielen Jahren ein wesentliches Ziel der deutsch-französischen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit.

Diese Zusammenarbeit begann bereits in den siebziger Jahren. Sie richtete sich schon damals sowohl auf das Gebiet der Forschung als auch auf die Sicherheitsbewertung. IPSN und GRS bzw. ihre Vorgängerorganisationen konzentrierten damals ihre Bemühungen auf

- die Thermohydraulik bei Störfällen – mit gemeinsamen Aktivitäten hinsichtlich der Versuchsanlagen und der Entwicklung einer Zweiphasen-Instrumentierung,
- den Vergleich der Sicherheitsniveaus von Kernkraftwerken in Frankreich und Deutschland im Rahmen von Arbeitsgruppen der deutsch-französischen Kommission.

Mit der Unterzeichnung des ersten Vertrages über die Zusammenarbeit zwischen den beiden Instituten im Juli 1989 wurde dann eine wichtige neue Etappe eingeleitet. Auf seiner Grundlage konnten Management und Spezialistenteams solide Verbindungen knüpfen und Grundlagen für eine europäische Sicherheitspraxis schaffen:

- Nachdem die französischen und deutschen Hersteller und Betreiber im Jahre 1992 die Entscheidung für die Entwicklung eines zukünftigen „Europäischen Druckwasserreaktors“ (EPR) getroffen hatten, haben GRS und IPSN begonnen, gemeinsame Positionen für Anforderungen an dessen Sicherheit zu entwickeln. Dieselbe Konzeption eines Druckwasserreaktors sollte in beiden Ländern genehmigt werden können. Mit Unterstützung durch GRS und IPSN haben die deutschen und französischen Sicherheitsbehörden die technische Entwicklung dann begleitet. Dabei wurde aus einer gemeinsamen grundlegenden Sicherheitsphilosophie und gemeinsamen Sicherheitsprinzipien auf mehreren Einzelgebieten eine spezifischere Harmonisierung erreicht. Beispiele sind die Konzepte zu Redundanz und Diversität, zum Automatisierungsgrad und zu den Annahmen bei Sicherheitsanalysen.
- Gemeinsam haben GRS und IPSN Verbesserungen der Sicherheit von osteuropäischen Kernkraftwerken in Gang gebracht.
- Gemeinsam entwickeln GRS und IPSN das Computerprogramm ASTEC zur Simulation von schweren Störfällen und Unfällen. Dieser Code dient insbesondere der Durchführung probabilistischer Sicherheitsstudien (Level-2-Analysen). Er soll maßgeblicher Integralcode für die Simulation der vollständigen Abfolge der Ereignisse (vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung) bei einem schweren Störfall in Leichtwasserreaktoren werden. Validiert wird er anhand einer breiten Palette französischer, deutscher und internationaler Experimente, welche die meisten Aspekte der Phänomenologie schwerer Unfälle abdecken.
- Weitere gemeinsame Arbeiten betreffen die Frage der Kühlbarkeit eines

schmelzenden Kerns im Falle eines schweren Reaktorstörfalles, die Bewertung der Maßnahmen zur Reduzierung der mit Wasserstoff verbundenen Risiken bei schweren Störfällen, die Dichtigkeit des Sicherheitsbehälters sowie Forschungen zu Reaktivitätsstörfällen.

- Ein anderer Gegenstand gemeinsamer Aktivitäten ist die Quantifizierung der Unsicherheiten der Rechenergebnisse analytischer Modelle und Simulationen. Diese Bemühungen sind eng mit den weltweiten Forschungen zur möglichst realistischen Berechnung hypothetischer Unfallszenarien verbunden, da mit dem Einsatz solcher Berechnungsverfahren quantitative Angaben zu den Unsicherheiten immer wichtiger werden.
- Die Forschungsarbeiten von GRS und IPSN sind auch auf neue, beim Betrieb von Kraftwerken aufgetretene Fragen gerichtet. Die Betreiber in Deutschland und Frankreich wie auch in anderen Ländern sind dabei, den Abbrand ihrer Brennstoffe zu erhöhen, um Brennstoff einzusparen. In diesem Zusammenhang müssen Reaktivitäts- und Kühlmittelverluststörfälle neu untersucht werden. Die jüngst in den Versuchsreaktoren CABRI und NSRR durchgeführten Versuche deuten darauf hin, daß die gegenwärtigen Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle anzupassen sind, wenn künftig Brennstoffe mit noch höheren Abbränden eingesetzt werden. Das französische Projekt des wassergekühlten Versuchsreaktors CABRI, an dem Deutschland als einer der Hauptpartner teilnimmt, soll ein wesentliches Element dieser Untersuchungen werden.
- Ein anderes Gebiet, auf dem GRS und IPSN ihre Zusammenarbeit künftig intensivieren wollen, sind Auswertungen der Betriebserfahrungen in Deutschland und Frankreich sowie Untersuchungen zu Sicherheitsfragen, die für beide Länder von besonderer Bedeutung sind.

Die in diesem Rahmen durchgeführten gemeinsamen Aktionen führen in Richtung einer Bündelung der deutschen und französischen Kompetenz in der Reaktorsicherheit. Dies hilft uns, in der Forschung ein international hohes Niveau zu erreichen. Gleichzeitig bringen uns unsere Ar-

beiten in der Sicherheitsanalyse und -konzeption einer gemeinsamen europäischen Sicherheitspraxis näher.

Neue Herausforderungen annehmen

Wir erleben heute eine wichtige Periode, in der die nukleare Sicherheit großen neuen Herausforderungen gegenübersteht. Es geht um technische Fragen im Zusammenhang mit dem Strukturwandel im Energiesektor, um die immer stärker hervortretende internationale und vor allem europäische Dimension und um die seitens der Öffentlichkeit und ihrer politischen Vertreter erhobenen Forderungen nach größerer Transparenz, der es auf befriedigende Weise nachzukommen gilt.

So zieht beispielsweise die Verschärfung der Konkurrenz, die aus der Globalisierung und der Öffnung der Strommärkte folgt, tiefe Veränderungen im Betrieb der Kernkraftwerke nach sich, die sich auch auf die Sicherheit auswirken können. Projekte zur Erhöhung der nominalen Leistung und der Verfügbarkeit sowie die Bestrebungen zur Verringerung des Personals werfen hier ebenso Fragen auf, die vertieft analysiert werden müssen, wie der langfristige Betrieb von Kernkraftwerken und die damit zusammenhängenden Fragen der Alterung.

Angesichts der neuen Herausforderungen haben sich IPSN und GRS in Abstimmung mit den Regierungsbehörden ihrer Länder entschlossen, einen neuen Vertrag zu schließen, um ihre Partnerschaft zu vertiefen und stärkere strategische Verbindungen zwischen beiden Organisationen zu entwickeln. Dieser Vertrag wurde im Juli 1998 unterzeichnet. GRS und IPSN haben darin vereinbart, ihre Zusammenarbeit auf allen Gebieten zu intensivieren. Dies betrifft auch Themen, die bisher noch weitgehend getrennt bearbeitet wurden, wie zum Beispiel die Lagerung von radioaktiven Abfällen einschließlich der Definition von Kriterien für die Bewertung der Langzeitsicherheit, die Methoden für die Auswahl und Bewertung von Endlagerstandorten, sowie die Untersuchungen zu natürlichen Analoga.

Der neue Vertrag beinhaltet ferner das Ziel einer gemeinsamen Struktur, welche die Koordination, Harmonisierung und Weiterentwicklung der Strategien beider Organisationen sichern soll. Ferner wurde eine

wesentliche Intensivierung des Personalaustauschs und die Einrichtung gemischter Expertenteams für Analysen und Forschungen vereinbart.

Die Unterzeichnung des Vertrages hat sich rasch in der Praxis niedergeschlagen. Beispielsweise wurden zu mehreren Themen neue gemeinsame Arbeitsgruppen eingerichtet. Zu diesen Themen gehören unter anderem die thermisch induzierte Rißbildung, die probabilistischen Precursor-Analysen sowie ein gemeinsamer Ansatz bei der seismischen Klassifizierung von Komponenten.

Solche positiven Entwicklungen dürften sich auf andere Bereiche ausweiten. So bahnen sich in der Forschung, über die Weiterentwicklung des gemeinsamen Analysecodes ASTEC hinaus, zu mehreren Themen Kooperationen an:

- Das Verhalten von Brennstoffen erhöhten Abbrands bei Störfällen im Rahmen eines deutschen Beitrags zum Projekt

des wassergekühlten Versuchsreaktors CABRI,

- Die Bestimmung von Unsicherheiten bei Störfallanalysen und bei der Berechnung der Ausbreitung von Corium im Falle eines schweren Unfalls,
- Bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle eine Mitarbeit der GRS an der Studie über die Dehydrierung von Ton, die im Untertagelabor Tournemire durchgeführt wird.

Diese Verstärkung der Verbindungen zwischen IPSN und GRS mit Bündelung wichtiger Aktivitäten führt in Richtung eines deutsch-französischen Kompetenzverbunds in der Reaktorsicherheit. IPSN und GRS wollen damit vor allem auf drei Anforderungen antworten:

- Entwicklung einer internationalen Expertise angesichts der neuen Strukturen des Elektrizitätssektors, die aus der Globalisierung und der Deregulierung der Märkte entstehen,

- internationale Kooperation, um die für nukleare Sicherheit notwendige Kompetenz und Infrastruktur nachhaltig zu fördern,
- Engagement für eine europäische Sicherheitspraxis im Hinblick auf die geplante Erweiterung der Europäischen Union.

Die engere Partnerschaft, zu deren Entwicklung sich IPSN und GRS entschlossen haben, eröffnet beiden Organisationen neue Perspektiven. Der entstehende Kompetenzverbund wird für Frankreich und Deutschland einen bedeutenden Kompetenzzuwachs bringen. Er wird auch international Einfluß nehmen können, und er besitzt ein großes Potential, zu einem Kristallisationspunkt für ein europäisches Kompetenznetzwerk in der Reaktorsicherheit zu werden, das die europäische Sicherheitspraxis international wirksam repräsentiert.

Prospects of the Co-operation of IPSN and GRS

Aspects of European unification

At the end of the 20th Century, developments in Europe are marked by the rapprochement of the countries of Eastern and Western Europe. In the field of nuclear safety, too, international co-operation is gaining more and more importance. This results in the challenge to harmonise the different national safety concepts.

GRS and IPSN have already been facing this challenge for many years now. As early as in 1989, the two organisations agreed to co-operate more closely and put in a joint effort in the co-operation with Eastern Europe. To support these activities, a joint subsidiary – RISKAUDIT with headquarters in Paris – was founded in 1992 with the aim to drive forward the harmonisation of European practices in the field of nuclear safety. The two offices of this subsidiary in Moscow and Kiev have since then contributed to a large extent to the work of IPSN and GRS in Eastern Europe.

Considerable progress has been made in the meantime. Numerous co-operation

projects with partners in Eastern Europe – especially in the areas of safety research, safety assessments and training – have led to a better mutual understanding and to important safety improvements.

The importance of competence

A qualified safety approach has three essential bases: scientific and technical competence, a commitment to top performance, as well as specialised and open international co-operation. On these bases rest the quality of the solutions as well as the ability to take influence on world-wide developments in the field of nuclear safety.

Competence is the first priority. It is essential that a technical safety organisation continues developing its methods and tools and deepens its knowledge in order to come to a more exact assessment of risks and contribute to the enhancement of safety. Towards this end, efforts in research and development are necessary, for which national nuclear safety research and development programmes are the basis.

IPSN as well as GRS carry out research in the field of nuclear safety and radiation protection within the framework of the res-

pective national programmes. An important objective in this context is the close interaction between research and practical application. At the same time, the work in connection with safety and radiation protection is more and more interwoven in order to obtain an integrated approach for the risk management of nuclear facilities.

As for IPSN, some examples of important programmes in the field of nuclear safety are as follows:

- Regarding the safety of light water reactors, the PHEBUS-PF programme is currently of major interest. It serves for the validation of the knowledge gathered on accidental releases (source term) and represents an important contribution to the optimisation of accident management (AM). The results of the first experiments are presently being evaluated.
- As concerns the prevention of incidents and accidents, IPSN is currently beginning a broad international programme on fuel safety at high burn-up, for UO₂ fuel as well as for MOX fuel. It contains analyses of these types of fuel in the context of loss-of-coolant and reactivity accidents in order to derive criteria for future use.

- In the field of thermal hydraulics, the development and qualification of a new version of the CATHARE design basis accident code and the further development of the SIPA accident simulator have priority.
- Research concerning the currently operated reactors and their long-term operation is intensified. This concerns in particular research into human factors, software safety, and issues of ageing.
- Work is presently going on in connection with three probabilistic safety studies, among them one Level-2 analysis. They are to yield validated results by the year 2000.
- As regards nuclear fuel cycle facilities, studies concerning fire and criticality risks have priority. In addition, the development of a more systematic risk approach has begun in this sector.
- Regarding the safety of radioactive material transports, a new research programme is in preparation which contains theoretical and experimental analyses of beyond-design-basis events. Its topics include vessel behaviour under particularly heavy impacts, the radiological consequences of accidental releases, and the elaboration of a catalogue of measures for accident situations considering the transported materials and the respective means of transport.
- Research concerning the safety of radioactive wastes is pursued with particular emphasis. Among the major activities are experiments and model developments concerning waste disposal in deep geological formations. The work currently performed at the Tournemire test site is also continued, as is the development of interpretation and prediction models concerning radionuclide diffusion. Further activities include experiments and model developments regarding surface storage and the treatment of incident-related wastes as well as medium-, low- and very-low-active wastes. In addition, the current considerations in connection with long-term interim storage on surface level or below ground are to be continued in more detail.
- A central element is the research concerning the simulation of incidents and accidents in nuclear power plants. In this context, GRS has developed an extensive range of analysis tools. Their further development and validation with the aim to achieve simulations that are as realistic as possible continues to be a focus of activities. One important example is the ATHLET code used for accident analyses which has recently been extended by a coupling between thermal hydraulics and neutron kinetics as well as by a more complete representation of power plant systems.
- Closely linked with these analyses is the work on nuclear power plant simulators that combine qualified models for accident simulation with visualisation and interactive operation. One important activity is the adaptation of one of those analysis simulators developed by GRS to the specific data of individual plants. Here, the aim is among other things to make it possible to perform analyses fast in case of any special events.
- A further focus of GRS activities is on research into severe accidents. One example is the development of the ATHLET-CD code for the simulation of accidents involving core damage. Current investigations concern in particular the mechanisms of molten-core cooling in the reactor pressure vessel and the validation of the code on the basis of comparisons with experiments, as e. g. those carried out in the French PHEBUS facility.
- In the field of probabilistic safety analyses it is in particular pilot studies, that are performed besides code developments. Current topics are methods for spreading impacts – as e. g. fires – in connection with Level-1 analyses, uncertainty analyses, the first Level-2 analysis of a Convoy plant as well as the development of dynamic risk analysis methods to be able to take into account the time-dependent interaction of phenomena, stochastic events, and operator actions.
- A central field of activity of GRS is made up of nuclear power plant safety assessments. An essential part of the work deals with the evaluation of operating experience – especially regarding questions of fundamental importance. For example, GRS comments regularly on problems that have occurred in German nuclear power plants or in a more general context. Most recent examples are investigations concerning seismic issues and the contamination of fuel element transport casks. As for the latter, a comprehensive expert opinion was prepared on this matter in 1998, covering all transports to and from Germany, France and Britain. The cause of the contamination was uncovered and corrective measures were recommended.
- A further central field of work is represented by the activities in connection with the underground disposal of waste. These include above all studies for the characterisation of geological, hydro-geological, geo-chemical and geotechnical properties of geological formations as well as the development and validation of models for the assessment of the long-term safety of final repositories. These activities also include the development of tools for the analysis of scenarios, models of the underground water cycle, and the consideration of physical and chemical effects in the closer and further surroundings.

Better quality through Franco-German co-operation

International co-operation builds on the technical competence gained through national programmes. By bundling resources within the framework of co-ordinated or joint activities and by learning from each other, even better solutions can be found here. This has for many years been an essential goal of Franco-German co-operation in the field of nuclear safety.

This co-operation already started in the 70s. Even then it was already aimed both at the field of research and at safety assessments. At that time, IPSN and GRS (or their predecessor organisations) concentrated their efforts on

- thermal hydraulic processes during incidents – with joint activities concerning experimental facilities and the development of a two-phase instrumentation,
- the comparison of the safety level of nuclear power plants in France and Germany within the framework of Working

The competence of GRS rests on a similar basis:

Groups of the Franco-German Commission.

Subsequently, with the signing of the first agreement about the co-operation between the two institutes in July 1989, an essential new stage was initialised. This agreement made it possible for management and specialist teams alike to establish solid links and create a basis for a European safety practice:

- After the French and German manufacturers and utilities had taken the decision to develop a future „European pressurized water reactor“ (EPR) in 1992, GRS and IPSN started to develop common positions concerning the requirements for its safety. The aim was to have one pressurised water reactor design that would be granted a licence in both countries. With the support of GRS and IPSN, the German and French safety authorities then accompanied the technical development. In the process, it was possible to harmonise more specifically the common fundamental safety philosophies and common safety principles in several individual areas. Examples are the concepts relating to redundancy and diversity, the degree of automation, and the underlying assumptions of safety analyses.
- Together, GRS and IPSN have got improvements of the safety of East-European nuclear power plants under way.
- GRS and IPSN are jointly developing the ASTEC computer code for the simulation of severe accidents. This code serves in particular for the performance of probabilistic safety studies (Level-2 analyses). It is intended to become a substantial integral code for the simulation of the full sequence of events (from the initiating event up to the release of fission products into the environment) in connection with a severe accident in a light water reactor. It is validated by means of a wide range of French, German and international experiments covering most aspects of the phenomenology of severe accidents.
- Further joint activities concern the issue of the coolability of a melting core in a severe reactor accident, the assessment of the measures to reduce the risks

associated with hydrogen during severe accidents, the leakage integrity of the containment, and research regarding reactivity accidents.

- Another object of joint activities is the quantification of the uncertainties of the calculation results of analytic models and simulations. These efforts are closely connected with world-wide research aiming at calculations of hypothetical accident scenarios that are as realistic as possible, since quantitative details about the uncertainties become more and more important in connection with the use of such calculation methods.
- The research activities of GRS and IPSN are also looking into new problems that have come up during power plant operation. In Germany, France as well as in other countries, the utilities are increasing fuel burn-up rates in order to save fuel. In this connection, reactivity and loss-of-coolant accidents must be examined anew. The experiments conducted recently in the CABRI and NSRR experimental reactors have indicated that the current safety criteria for reactivity accidents will have to be modified if in future fuel with even higher burn-up rates is used. The French project of the water-cooled CABRI experimental reactor – in which Germany is involved as one of the major partners – is to become an essential element of these analyses.
- Another field in which GRS and IPSN intend to intensify co-operation in future is the evaluation of operating experience in Germany and France as well as the study of safety issues that are particularly relevant for both countries.

The joint activities performed in this context are leading towards the bundling of German and French competence in nuclear safety. This helps us to reach an internationally high standard of research. At the same time, our activities concerning safety analyses and safety design bring us closer to one common European safety practice.

Accepting new challenges

Today, we are experiencing an important period in which nuclear safety is faced with strong new challenges. This has to do with technical issues in connection with the structural changes within the energy sec-

tor, with the ever more prominent international and, above all, European dimension, and with the demand by the general public and its political representatives for more transparency, all of which has to be complied with in a satisfactory manner.

For example, the increased competition that follows from the globalisation and liberalisation of the electricity markets brings with it drastic changes in the way nuclear power plants are operated, and these changes may also have an effect on safety. Projects to increase rated output and availability as well as efforts to reduce staff, also open up new questions that need to be analysed in depth, like the long-term operation of nuclear power plants and the associated issues of ageing.

In view of the new challenges, IPSN and GRS – in co-ordination with the government authorities of these countries – decided to conclude a new agreement in order to intensify their partnership and develop a stronger strategic link between the two organisations. In this agreement, which was signed in July 1998, GRS and IPSN commit themselves to intensifying their co-operation in all areas. This also concerns topics that so far used to be dealt with largely separately, as e. g. the storage of radioactive wastes, including the definition of criteria for the assessment of long-term safety, the methods for the selection and assessment of final repository sites, and the studies relating to natural analogues.

The new agreement contains furthermore the target of a common structure which is to safeguard the co-ordination, harmonisation and further development of the strategies of both organisations. Also, it was agreed that the staff exchange scheme is to be intensified considerably and that mixed teams of experts are to be set up for analyses and research.

The signing of the contract has quickly been followed by its implementation in practice. For example, new joint working groups on several topics were set up. Among other things, some of these topics are thermally induced crack formation, probabilistic precursor analyses as well as a common approach to the seismic classification of components.

Such positive developments should also reach into other areas. There are e. g. co-

operation projects in the offing on various research topics apart from the further development of the joint analysis code ASTEC:

- the accident behaviour of fuel with increased burn-up within the framework of a German contribution to the project of the water-cooled CABRI experimental reactor,
- the identification of uncertainties of accident analyses and of the calculation of corium spreading in the event of a severe accident,
- in the field of radioactive waste disposal, collaboration of GRS in the study on the dehydration of clay, performed at the Tournemire underground laboratory.

This strengthening of links between IPSN and GRS, with the bundling of important

activities, leads towards a Franco-German association of competence in nuclear safety with which the two organisations intend to react above all to the following three challenges:

- development of international expertise in the face of the new structures of the electricity sector resulting from the globalisation and deregulation of the markets,
- international co-operation for the sustainable promotion of the competence and infrastructure necessary to ensure nuclear safety,
- commitment for a common European safety practice with a view to the planned expansion of the European Union.

The even closer partnership, which IPSN and GRS have decided to develop, opens

up new horizons to both organisations. The association of competence that is growing here will bring with it a considerable increase in competence for Germany and France. It will also be able to take an influence internationally and has a large potential to become a crystallisation point for a European competence network for nuclear safety which could represent European safety practice effectively on an international scale.

Michel Livolant¹, Adolf Birkhofer

¹ Überarbeitete Fassung der Rede von Michel Livolant, Direktor des IPSN, beim GRS-Fachgespräch 1998 in Berlin

¹ Revised version of the paper presented by Michel Livolant, Director of IPSN, at the 1998 GRS Fachgespräch in Berlin



Die betriebliche Sicherheit der deutschen Kernkraftwerke im Zeichen von Liberalisierung des Strommarktes und Kernenergieausstieg

The operational Safety of German Nuclear Power Plants against the Background of a Liberalised Electricity Market and the Nuclear Phase-Out

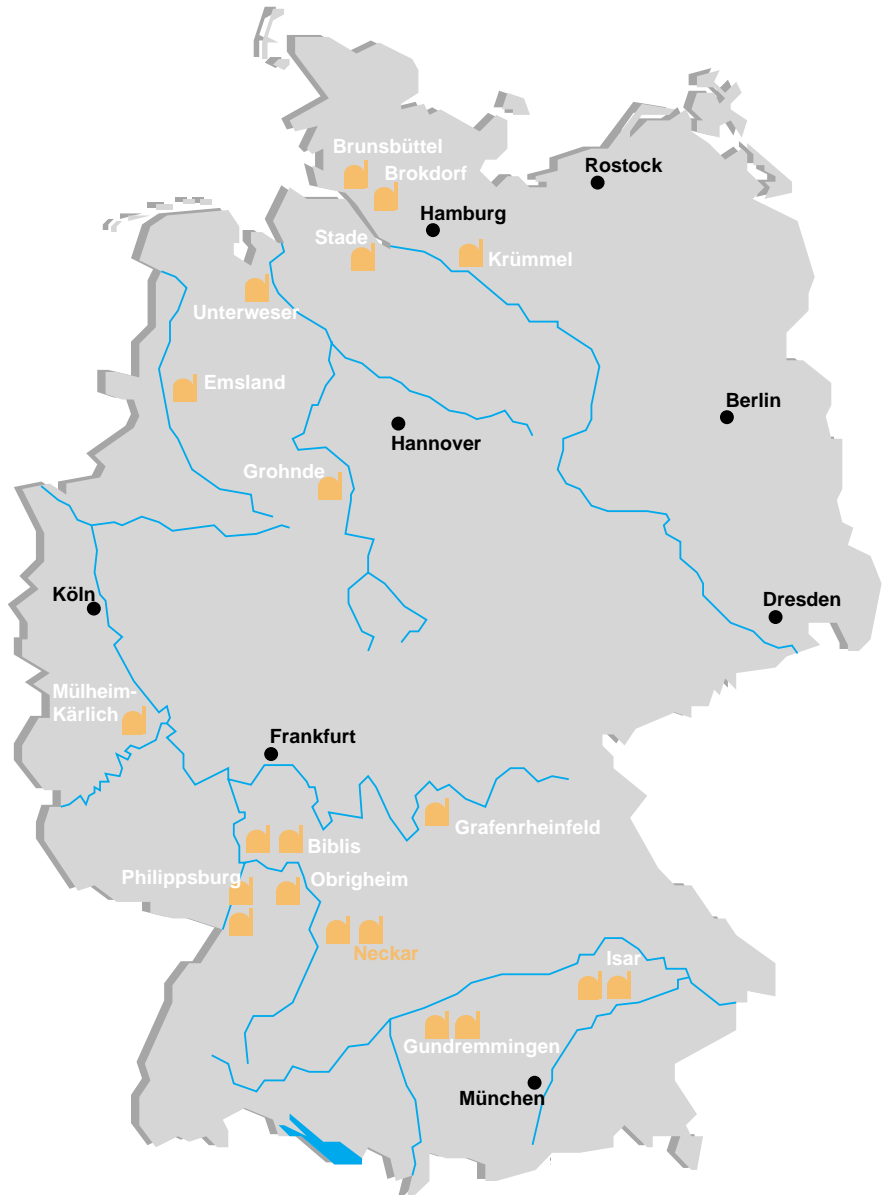
Technisch-wissenschaftlicher Sachverstand und langjährige Erfahrung an zentraler Stelle können negative Auswirkungen verhindern

Die Liberalisierung des Strommarktes zwingt auch die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke, die Betriebskosten zu senken. Dies wirft die Frage auf, ob der verstärkte Kostendruck die Reaktorsicherheit beeinträchtigen kann. Die Problematik wird noch verschärft durch das politische Ziel der Bundesregierung, die friedliche Nutzung der Kernenergie in Deutschland möglichst bald zu beenden. Warum soll bei begrenzten Restlaufzeiten noch Geld in die Sicherheit investiert werden, insbesondere in Anbetracht des hohen Sicherheitsniveaus der deutschen Kernkraftwerke?

Die Sicherheit von Kernkraftwerken, ebenso wie die Sicherheit anderer Industrieanlagen, ist kein statischer Zustand. Gerade ein sehr hohes Sicherheitsniveau braucht ständige technische Pflege und technischen Sachverstand.

Die Kontroverse um die Kernenergie zeigt es nahezu täglich: Politik und Wirtschaft beherrschen die Szene, technische Argumente spielen kaum eine Rolle. Ganz anders als z. B. in der Automobilbranche sind die technischen Anforderungen an die Sicherheit bei der Diskussion um die Kernenergie kaum mehr ein strategisches Argument. Allenfalls werden die hohen Kosten für Technik ins Feld geführt. Woran liegt das? Fehlen den Technikern die plakativen Argumente, die die Öffentlichkeit aufhorchen lassen, und die dort auch verstanden werden? Die Kerntechnik ist in dieser Hinsicht ein Musterbeispiel: ihre Terminologie – ihr „Fachchinesisch“ – ist kaum für andere Techniker verständlich, geschweige denn für die Öffentlichkeit.

Die Technik spielt im täglichen Leben eine unverzichtbare Rolle, die weithin als selbstverständlich angesehen wird. Bewußt wird vielen Menschen die Rolle der Technik erst dann, wenn etwas nicht mehr so reibungs-



Standorte der Kernkraftwerke in Deutschland
Nuclear power plant sites in Germany

los läuft. Im folgenden soll ohne Rückgriff auf das „Fachchinesisch“ der Kerntechnik aufgezeigt werden, auf welchen Grundlagen der „reibungslose“ – und damit sichere – Betrieb der Kernkraftwerke beruht. Einzelne Sachverhalte werden an verständlichen Beispielen vor allem aus der Haus- und Automobiltechnik verdeutlicht.

Vorsorge in der Technik

Jeder weiß aus Erfahrung, daß Technik versagen kann, aber er erwartet zu Recht, daß dagegen vorgesorgt wird und er möglichst unbehelligt bleibt. Diese Vorsorge wird in der Technik auf drei Wegen erreicht: durch eine sicherheitsgerichtete konstruktive Gestaltung – die Techniker sagen dazu

Auslegung – , durch schonende Betriebsweise mit umfassender Instandhaltung und schließlich durch Auswertung und Umsetzung der im Betrieb gewonnenen Erfahrung.

Soweit wie möglich wird eine Auslegung gewählt, bei der die Folgen nicht vermeidbarer Ausfälle einzelner Bausteine und menschlicher Fehlhandlungen begrenzt sind. So darf ein Kurzschluß in einem Haushaltsgerät weder das Gerät selbst zerstören, noch die Stromversorgung des Hauses nachhaltig beeinträchtigen. Letztlich gefordert wird die Technik jedoch erst im praktischen Einsatz. Eine wichtige Rolle spielen schonende Betriebsweise und Instandhaltung mit regelmäßiger Wartung, Prüfung und vorsorglicher Austausch von Verschleißteilen, um den ordnungsgemäßen Zustand zu gewährleisten. Zudem wird die Betriebserfahrung genutzt, um Schwachstellen so rechtzeitig zu erkennen und zu beseitigen, daß es nicht zu einem folgenschweren Ausfall kommen kann. Ein Beispiel aus der Haustechnik soll die Vorgehensweise verdeutlichen: Um den Kamin zu schonen, wird bei gas- oder ölbefeuerten Heizungsanlagen – abgesehen von „Brennwertanlagen“ – die Verbrennungstemperatur relativ hoch eingestellt, zum Teil um den Preis eines erhöhten Energieverbrauchs. Dadurch soll die Kondensatbildung der Abgase im Kamin gering gehalten werden, um eine fortgesetzte Beaufschlagung des Kamins mit Feuchtigkeit und säurehaltigen Stoffen aus der Verbrennung („Versottung“) zu vermeiden. Durch regelmäßige Wartung der Heizungsanlage und Reinigung des Kamins wird u. a. dafür Sorge getragen, daß die Voraussetzungen für die schonende Betriebsweise und der ordnungsgemäße Zustand des Kamins erhalten bleiben. Weist die Betriebserfahrung auf Schwachstellen hin, so reichen die Gegenmaßnahmen – je nach den möglichen Schäden – von technischen Verbesserungen der Heizungsanlage bis zu weiterreichenden Sanierungsmaßnahmen am Kamin.

Ein ähnliches Vorsorgeprinzip gilt auch für Kernkraftwerke – und es wird hier besonders konsequent angewendet. Die Basis für einen sicheren Betrieb ist ein umfassendes Sicherheitskonzept. Bestandteile sind eine mehrstufige Sicherheitsvorsorge durch die Auslegung, die Vorsorge im Betrieb durch eine sicherheitsgerichtete Betriebsweise einschließlich Instandhal-

tung sowie die Umsetzung der nationalen und internationalen Betriebserfahrung. Trotz der Vorsorgemaßnahmen bei der Auslegung und im Betrieb und trotz vieler nachträglicher Sicherheitsverbesserungen lieferte die Betriebserfahrung immer wieder neue technische Erkenntnisse. Dabei wurde auch deutlich, daß Vorkehrungen gegen systematische Fehler besonders wichtig sind. Was nutzt z. B. ein redundantes Bremssystem und ein Antiblockiersystem (ABS) beim Auto, wenn die Bremscheiben so vorgeschädigt sind, daß sie im Notfall versagen.

Die Betriebserfahrung ist somit ein wichtiger Indikator, der zeigt, ob die Vorsorge im Betrieb ausreichend ist. Die Sicherheit der Kernkraftwerke ist nur solange gewährleistet, wie auch die Betriebserfahrung konsequent nach Hinweisen auf sicherheitstechnische Schwachstellen durchforstet wird. Frühzeitig erkannt, in ihrer Bedeutung richtig eingeschätzt und mit Sachverstand beseitigt, sind solche Schwachstellen ohne nachhaltige sicherheitstechnische Bedeutung. Zu spät aufgespürt, bergen sie die Gefahr, daß die mehrfach vorhandenen Sicherheitseinrichtungen dann nicht wirksam sind, wenn sie gebraucht werden. Darüber hinaus sind die Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung eine wichtige Grundlage für die Fortschreibung

technischer Regeln und der Sicherheitskonzepte für die Anlagen.

Die GRS spielt bei der Umsetzung des Erfahrungsrückflusses eine zentrale Rolle. Ihre Tätigkeit hat zu erheblichen sicherheitstechnischen Verbesserungen bei allen deutschen Kernkraftwerken geführt. Die aufgrund von Untersuchungsergebnissen der GRS veranlaßten sicherheitstechnischen Nachbesserungen haben die Betreiber über 6 Milliarden DM und damit mehr gekostet als eines der zuletzt gebauten Kernkraftwerke vom Typ Konvoi.

Allerdings hat es auch Bestrebungen für Nachrüstungen gegeben, die – nicht zuletzt aufgrund von fachlichen Stellungnahmen der GRS – nicht realisiert wurden. Dies war vor allem dann der Fall, wenn die sicherheitstechnische Gesamtbewertung ergab, daß sich durch weitere Vorkehrungen gegen extrem unwahrscheinliche Unfälle Nachteile für die betriebliche Sicherheit ergeben hätten. So würde die GRS beispielsweise die Erhöhung der passiven Sicherheit eines Kleinwagens durch schwere Eisenträger niemals positiv beurteilen, wenn dies die Straßenlage sowie das Lenk-, Brems- und Beschleunigungsverhalten – und damit die aktive Sicherheit – negativ beeinflusst.

Kernkraftwerke: Komplexe technische Bauten ***Nuclear power plants: complex technical structures***

Ein Kernkraftwerk ist eine technisch äußerst aufwendige Einrichtung. Es erfordert große Erfahrung, das Zusammenwirken der Vielzahl unterschiedlicher, miteinander verknüpfter Einzelbausteine zu durchschauen. In deutschen Kernkraftwerken, die besonders hohe sicherheitstechnische Anforderungen erfüllen, sind mehr als eine halbe Million Einzelteile – wie Motoren, Ventile, Pumpen, Behälter, Schalter, Meßkreise – auf vielfältige Art miteinander verknüpft. So werden etwa 160 km Rohrleitung mit ca. 12 000 Formteilen wie Bögen, T-Stücke und Abzweige, die mit rund 140 000 Schweißnähten verbunden und an ca. 55 000 Haltepunkten befestigt sind, sowie etwa 3 300 km elektrische Kabel verwendet.

A nuclear power plant is a technically extremely complex facility. It needs a whole lot of experience to see through the interaction of the numerous interconnected modules. In German nuclear power plants – which have to meet particularly high requirements – more than half a million single parts such as motors, valves, pumps, vessels, switches, measuring circuits, etc. are interconnected in various ways. For example, about 160 km of piping are connected with about 12,000 modelled parts like pipe elbows, tee sections and branches that are joined together by about 140,000 welds and held in place at about 55,000 arrest points; also, about 3,300 km of electric cables are used.

Auswertung und Umsetzung der Betriebserfahrung erfordern hohen technischen Sachverstand

Die mehrfach gestaffelte sicherheitstechnische Auslegung und eine sicherheitsgerichtete Betriebsweise sind zusammen mit der Umsetzung der Erfahrungen aus dem Betrieb entscheidend für die Sicherheit der Kernkraftwerke. Die Auswertung der Betriebserfahrung konzentriert sich zunächst auf die deutschen Kernkraftwerke, doch wird auch der Betrieb der ausländischen Kernkraftwerke aufmerksam verfolgt.

Es nutzt aber wenig, sich mit den Details der Betriebserfahrung auseinanderzusetzen, wenn der reale Bezug zu den Anlagen nicht gesehen wird, oder wenn der auf

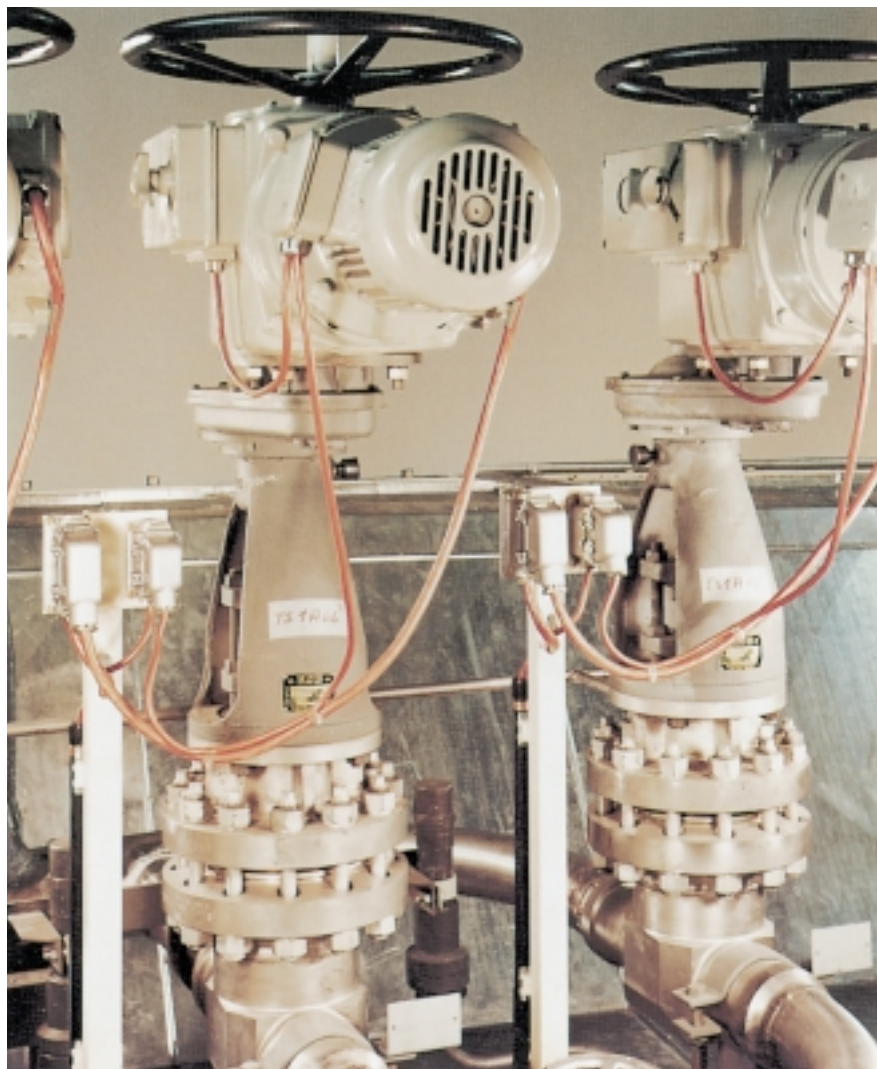
Sachverstand begründete Überblick fehlt. Was nützt es – um beim Beispiel Auto zu bleiben –, eine vermeintlich defekte Batterie zu ersetzen, wenn der Laderegler der Lichtmaschine nicht funktioniert?

Die GRS beschäftigt sich – einschließlich ihrer Vorgängerorganisationen – seit mehr als 35 Jahren mit Reaktorsicherheit. Mit ihren Arbeiten hat sie sich auf allen wichtigen Fachgebieten der Reaktorsicherheit durch eigenständige Analysen sowie durch Forschung und Entwicklung ein technisches Know-how aufgebaut, das – nicht zu vergessen – den Steuerzahler weit über 1 Milliarde DM gekostet hat. Auch bei der Umsetzung der Erfahrung aus dem Betrieb der Kernkraftwerke nimmt die GRS seit

Jahrzehnten eine zentrale Rolle für die anlagenübergreifende Auswertung wahr. Dies ist eine Aufgabe, die von keiner anderen Institution in Deutschland durchgeführt wird und in absehbarer Zeit auch nicht durchgeführt werden kann, da die erforderliche Erfahrung erst langfristig aufgebaut werden müßte. Die Stärke der GRS ist die interdisziplinäre Zusammenarbeit ihrer etwa 350 Wissenschaftler und Techniker und die Zusammenführung von Wissenschaft und Praxis bei der Lösung zentraler sicherheitstechnischer Fragestellungen. In der GRS sind nicht nur Ingenieure aus allen für die Reaktorsicherheit wichtigen Fachrichtungen (Verfahrenstechnik, Maschinenbau, Elektrotechnik/Elektronik, Bauwesen) vertreten, sondern auch Physiker, Chemiker, Mathematiker, Informatiker, Biologen, Geologen und Arbeitspsychologen.

Durch ihre wissenschaftlich-technischen Arbeiten und ihre praxisnahen sicherheitstechnischen Aussagen ist die GRS international anerkannt. In vielen international besetzten Gremien sind GRS-Mitarbeiter – häufig in führenden Positionen – tätig. National wirkt die GRS wie ein anlagenübergreifendes technisches Sicherheitsbarometer, das die Bedeutung neuerer sicherheitstechnischer Erkenntnisse aus der weltweiten Betriebserfahrung und Sicherheitspraxis für die Kernkraftwerke in Deutschland zusammen mit erforderlichen Sicherheitsverbesserungen anzeigt. Grundlage dafür sind vor allem die Auswertung der weltweiten Betriebserfahrung mit Kernkraftwerken und die vertieften Sicherheitsanalysen für die Kernkraftwerke in Deutschland. Die Qualität dieser Arbeiten wurde von ihren Auftraggebern, dem BMU, dem BMFT, den Landesbehörden und der EU, stets anerkannt und geschätzt.

Die Auswertung der Betriebserfahrung mit Kernkraftwerken ist kein Privileg der GRS. Auch die Technischen Überwachungsvereine (TÜV), Betreiber, Hersteller und andere Institutionen beschäftigen sich damit, aber jeweils beschränkt auf ihren speziellen Verantwortungs- oder Zuständigkeitsbereich: TÜV und Betreiber im wesentlichen auf einzelne Kernkraftwerke konzentriert, Hersteller und andere Institutionen orientiert an ihrer Produktpalette. Die GRS dagegen durchforstet systematisch die nationale und internationale Betriebserfahrung nach Erkenntnissen, die



Ventile, wie sie in Kernkraftwerken zum Einsatz kommen. Sie können wahlweise per Motor oder mit einem Handrad geöffnet bzw. geschlossen werden.

Valves of the kind used in nuclear power plants. They can be opened or closed either driven by a motor or manually by handwheel.

sicherheitstechnisch für alle Kernkraftwerke in Deutschland von Bedeutung sind.

Auch dieses Prinzip läßt sich am Beispiel Auto veranschaulichen. Wenn bei einem Auto das Kühlwasser zu heiß wird, so ist der Fahrer vor allem daran interessiert, daß das Problem bei seinem Auto behoben wird. Stellt die Kundendienstwerkstatt fest, daß die Regeleinrichtung für eine gleichbleibende Kühlwassertemperatur, der Thermostat, defekt ist, so ersetzt sie den Thermostaten und überprüft, ob die Regelung der Kühlwassertemperatur dann funktioniert. Darüber hinaus wird der Schaden der zentralen Qualitätsstelle der Autofirma gemeldet. Bei der zentralen Qualitätsstelle laufen auch die Meldungen von anderen Kundendienstbetrieben zusammen. Ergeben sich aus diesen Meldungen Hinweise auf einen systematischen Fehler, werden Ursachen und mögliche Folgen genauer untersucht. Die Untersuchungen zeigen nun z. B., daß es sich um einen Fertigungsfehler handelt, der sich auf einzelne Serien von Thermostaten beschränkt. Weiterhin wird festgestellt, daß dieser Fehler keine nachhaltigen Auswirkungen auf die Sicherheit und Verfügbarkeit der betreffenden Fahrzeugtypen hat. In diesem Fall würden die Erkenntnisse – für den Kunden weitgehend unbemerkt – bei der Qualitätsverbesserung der Automarke genutzt. Ergeben dagegen die vertieften Untersuchungen, daß bei einem verzögerten Öffnen des Thermostaten der Wärmetauscher der Heizung versagen und dann heißes Wasser in den Fahrgastraum eindringen kann, so würde dies sicher eine Rückrufaktion für den betreffenden Fahrzeugtyp auslösen.

Die zentrale Erfassung und Auswertung der Betriebserfahrung ist eine wesentliche Voraussetzung, um derartige Probleme möglichst frühzeitig zu erkennen. Dies gilt natürlich auch – und in besonderem Maße – für Kernkraftwerke. Die Bundesregierung hat daher in Übereinstimmung mit den Bundesländern die GRS seit 25 Jahren damit beauftragt, anlagenübergreifend die technische Sicherheit der in Deutschland stehenden Kernkraftwerke zu überwachen und die Behörden bei ihrer Aufsicht über diese Anlagen technisch zu unterstützen. Die GRS ist aber nur sicherheitstechnischer Berater der Behörden. Dem Ermessen der Behörde bleibt es vorbehalten,

den technischen Rat aufzugreifen und eventuell in Weisungen für die Betreiber umzusetzen, wenn diese nicht schon von sich aus aktiv geworden sind. Die Empfehlungen der GRS beziehen sich dabei ausnahmslos auf von ihr festgestellte sicherheitstechnische Schwachstellen und technisch realisierbare Maßnahmen, mit denen diese Schwachstellen in angemessener Zeit behoben werden sollten. Entscheidungen über Weiterbetrieb oder Abschaltung von Anlagen wirtschaftlich, politisch und rechtlich zu begründen, gehört nicht zum Beratungsauftrag der GRS.

Betriebserfahrung zentral ausgewertet

Ihre sicherheitstechnischen Erkenntnisse erzielt die GRS im wesentlichen durch zwei Arten von Untersuchungen, die jedoch ein gemeinsames Ziel haben: Das vorbehaltslose Aufdecken und die Beseitigung von sicherheitstechnischen Schwachstellen.

Als Ansatz für die erste Art der Untersuchungen nutzt die GRS die von den Betreibern national und international nach verbindlichen Kriterien gemeldeten Ereignisse. Sie bildet sich – auf der Grundlage sorgfältiger Recherche und Untersuchungen – ein eigenes Urteil über die sicherheitstechnische Bedeutung des jeweiligen Ereignisses. Ist das Ereignis von anlagenübergreifender Bedeutung für die deutschen Kernkraftwerke, so werden Behörden, Gutachter, Betreiber und Hersteller durch eine „Weiterleitungsnachricht“ informiert. Darin werden die Ergebnisse der Untersuchungen der GRS über das Ereignis, seine Ursachen, seine sicherheitstechnische Bedeutung und die getroffenen Abhilfemaßnahmen dargestellt. Darüber hinaus werden die von der GRS festgestellte anlagenübergreifende sicherheitstechnische Bedeutung und die empfohlenen Sicherheitsverbesserungen aufgezeigt.

Diese Weiterleitungsnachrichten lösen in der Regel umfangreiche Reaktionen aus. Die Betreiber prüfen sie für ihre Anlagen. Die zuständigen Landesbehörden lassen von ihren Gutachtern und den Betreibern Stellungnahmen zu den Weiterleitungsnachrichten erarbeiten. Die Stellungnahmen der Betreiber werden nochmals von den Gutachtern überprüft. Über die von den einzelnen Anlagen durchgeführten

Änderungen wird die GRS wiederum informiert. Sie wertet alle eingehenden Änderungsmeldungen aus und informiert jährlich alle Beteiligten über den Erfahrungsrückfluß. Darüber hinaus werden die Weiterleitungsnachrichten von den Betreibern zur internen Schulung genutzt.

In nahezu 25 Jahren ihrer Tätigkeit auf diesem Gebiet hat sich die GRS insgesamt mit etwa 12 000 von den Kernkraftwerken im In- und Ausland gemeldeten Ereignissen auseinandergesetzt und dazu etwa 250 Weiterleitungsnachrichten erstellt, von denen rund 20 % ausländische Kernkraftwerke betrafen. Im Mittel führte jede Weiterleitungsnachricht bei etwa 40 % der Kernkraftwerke in Deutschland zu sicherheitsverbessernden Maßnahmen. Der Großteil betrifft technische und organisatorische Details wie die Verwendung anderer Bauteile, Betriebsweisen oder Prüfungen sowie Änderungen von Wartungsvorschriften, Prüfzyklen und Freischaltungen. Insgesamt haben die Verbesserungen dazu geführt, daß die Kernkraftwerke heute nahezu immun sind gegen nicht vermeidbare Zufallsausfälle von Komponenten oder gegen nicht auszuschließende Fehlhandlungen des Betriebspersonals.

Bei dieser Tätigkeit hat sich zwischen allen Beteiligten ein sachbezogener, freier Meinungsaustausch auf hohem technischen Niveau und weitgehend frei von formalen Hindernissen entwickelt. Dies sind Voraussetzungen, um schnell zu sachgerechten Lösungen zu kommen und diese in den Anlagen umzusetzen. Es gibt aber auch Beispiele, wo formale Hürden aus Sicht der GRS längst fällige Sicherheitsverbesserungen verhindern.

Probabilistische Sicherheitsanalysen

Die zweite Art von Untersuchungen, die von der GRS erfolgreich genutzt werden, um die Sicherheit der Kernkraftwerke im Betrieb zu erhalten und zu verbessern, sind probabilistische Sicherheitsanalysen, kurz PSA. Für diese Analysen war die GRS in Deutschland Wegbereiter. Sie praktiziert auch heute noch einen Standard, der in der technisch-wissenschaftlichen Tiefe über das hinausgeht, was zumindest in Deutschland sonst dazu vorgelegt wird.

Der Vorteil der PSA gegenüber der üblichen („deterministischen“) Sicherheitsana-

Jede Ebene enthält sicherheitstechnische Ziele und ein Bündel von Maßnahmen, die das Erreichen der Ziele gewährleisten. Die Ebenen sind gestaffelt aufgebaut, d.h., im Falle einer Störung oder eines Störfalles werden sie nacheinander wirksam. Nur wenn Ebenen unwirksam sind, kann sich der Anlagenzustand zu der nächsten Ebene hin verlagern. Das heißt, aus einer Betriebsstörung kann sich ein Störfall entwickeln oder aus einem Störfall ein Unfall.

Each level contains safety objectives and a bundle of measures to ensure that these objectives are fulfilled. The levels are graded, which means that in case of an anomaly or a design basis accident, they become effective one after the other. Only when levels are ineffective can the plant state shift to the next following level. This means that a design basis accident may develop from an anomaly or a severe accident from a design basis accident.

Ebene 4 Level 4	Unfall Severe Accident	Ziel: Objective: a: Beherrschung seltener Ereignisse b: Vermeidung von Kernschäden c: Schadensminderung bei Kernschäden <i>a: Control of rare events</i> <i>b: Prevention of core damage</i> <i>c: Damage mitigation in case of core damage</i>
		Schutzmaßnahme: Protection measure: Spezielle Maßnahmen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes <i>Special measures</i> <i>Accident management measures</i>
Ebene 3 Level 3	Störfall Design basis accident	Ziel: Objective: Beherrschung von Auslegungsstörfällen <i>Control of design basis accidents</i>
		Schutzmaßnahme: Protection measure: Inhärent sicheres Anlagenverhalten und Sicherheitssysteme <i>Inherently safe plant behaviour and safety systems</i>
Ebene 2 Level 2	Störung Anomaly	Ziel: Objective: Verhinderung von Störfällen <i>Prevention of design basis accidents</i>
		Schutzmaßnahme: Protection measure: Inhärent sicheres Anlagenverhalten und technische Einrichtungen, zum Beispiel Begrenzungseinrichtungen <i>Inherently safe plant behaviour and technical systems, e. g. limitation systems</i>
Ebene 1 Level 1	Normal- betrieb Normal operation	Ziel: Objective: Verhinderung von Betriebsstörungen und Minimierung der Abgabe radioaktiver Stoffe <i>Prevention of anomalies and minimisation of radioactive releases</i>
		Schutzmaßnahme: Protection measure: Hohe Qualität technischer Einrichtungen und der betrieblichen Abläufe sowie sicherheitsbezogenes Handeln <i>High quality of technical systems and operational processes as well as safety-directed actions</i>

Schematische Darstellung des mehrstufigen Schutzkonzeptes
Schematical representation of the defence-in-depth concept

lyse liegt in ihrer streng systematischen Vorgehensweise. Die PSA unterstellt konsequent, daß jedes Einzelteil und jede Handlung des Betriebspersonals, die für die Sicherheit einer technischen Einrichtungen von Bedeutung sind, versagen, und quantifiziert die Wahrscheinlichkeit eines Versagens. Damit ergibt sich ein Maß für die Zuverlässigkeit der technischen Einrichtungen. Schwachstellen der Auslegung werden erkennbar. In vielen Bereichen der Technik wird Zuverlässigkeit nur qualitativ bewertet und an vorhandenen Sicherheitsfaktoren und Redundanzen sowie an der Intensität von Qualitätssicherungsmaßnahmen und ähnlichem gemessen. Ein einfaches Beispiel soll zeigen, daß dies zu unbefriedigenden Ergebnissen führen kann: Daß drei Pumpenmotoren von drei verschiedenen Herstellern gleichzeitig ausfallen, wird normalerweise ausgeschlossen. Die Motoren bestehen jedoch aus Einzelteilen, und die unterschiedlichen Hersteller der Motoren beziehen die Einzelteile z. T. vom gleichen Unterlieferanten. Ein Fertigungsfehler in einem dieser Teile, z. B. die falsche Wicklung von Ankerspulen, kann daher zum gleichzeitigen Ausfall führen. Solche und ähnliche, normalerweise vernachlässigte, Effekte werden von der GRS bei der PSA berücksichtigt.

Die von der GRS modellhaft für einzelne Anlagen durchgeführten PSA haben mit zu

den aufwendigsten Sicherheitsverbesserungen für die Kernkraftwerke in Deutschland geführt. Dadurch wurde sicherheitstechnisch erreicht:

- Ein robustes betriebliches Verhalten, so daß es bei den gängigen betrieblichen Anforderungen nicht zu gefährlichen Situationen kommt (bei einem PKW wäre dies mit einem aufwendigen Fahrwerk und dessen gutmütigem Verhalten bei allen Anforderungen des Straßenverkehrs vergleichbar).
- Eine hohe Zuverlässigkeit der technischen Einrichtungen zur Vermeidung von Unfällen (vergleichbar ist dies mit der Bremsanlage beim PKW mit innenbelüfteten Brems Scheiben, einem Zweikreisbremssystem und ABS-Unterstützung, die es einem durchschnittlich geübten Fahrer ermöglicht, den PKW auch noch in extremen Situationen zu beherrschen).
- Die Nutzung technischer Reserven der Anlagen, um auch dann noch Unfälle zu vermeiden, wenn die dazu vorgesehenen Einrichtungen nicht mehr ansprechen (so kann ein geübter Fahrer einen PKW mit Hilfe der Handbremse um 180° drehen, wenn er erkennt, daß der Bremsweg trotz überdimensionaler Bremsanlage und ABS zu lang wäre).
- Maßnahmen zur Minderung der Folgen von nicht zu vermeidenden Unfällen

(vergleichbar mit dem Airbag beim PKW).

Die sorgfältig ausgeführten PSA haben der GRS ein systematisches Bild über mögliche Reaktionen der Kernkraftwerke bei besonderen Ereignissen vermittelt, wie es bei keiner anderen Institution in Deutschland vorhanden ist. Wahrscheinlichkeitszahlen sind zwar kein Allheilmittel, doch sie ermöglichen es dem Analytiker, sicherheitstechnische Schwachstellen bei Kernkraftwerken bis in die Extrembereiche auszuleuchten und angemessene Ertüchtigungen zu empfehlen.

Fazit

Die Sicherheit der bestehenden Kernkraftwerke in Deutschland ist weiterhin gewährleistet, wenn alle dafür notwendigen Maßnahmen aufrecht erhalten und an zentraler Stelle die betrieblichen Sicherheitsindikatoren sachkundig und aufmerksam verfolgt und analysiert werden. Dies ist eine der Hauptaufgaben der GRS. Sie hat sich durch ihre langjährige Tätigkeit zur zentralen Forschungs- und Sachverständigenorganisation in Deutschland entwickelt und ist heute ein Eckpfeiler für die Sicherheitsgewährleistung der deutschen Kernkraftwerke.

The Operational Safety of German Nuclear Power Plants against the Background of a Liberalised Electricity Market and the Nuclear Phase-Out

A central pool of technical and scientific expertise and long-standing experience can prevent negative consequences

The liberalisation of the electricity market also forces the operators of the German nuclear power plants to lower the running costs. This raises the question whether the increased cost pressure can impair reactor safety. This problem is made even more difficult by the political target of the Federal Government to end the peaceful use of nuclear power in Germany as soon as possible. Under the condition of limited operating times, why should any more money be

invested in safety, especially if one looks at the high level of safety of the German nuclear power plants?

The safety of nuclear power plants, just like the safety of other industrial plants, is no static condition. A high level of safety requires in particular constant technical updating and expertise.

Almost every day, the controversy around nuclear energy demonstrates that politics and economic aspects dominate the scene and that technical facts are hardly taken into account at all. Contrary to e. g. the motor industry, technical safety requirements have almost ceased to be a strategic argument in the discussion about nuclear power. If it is used, it will only be to point out the high costs of the technology. Why is this so? Have the technical experts no striking arguments that would make the general public listen and would also be generally understood? In this respect,

nuclear engineering is a classic example: the associated terminology – technical jargon – is hardly understandable for technical experts of other fields, let alone for the public.

In everyday life, technology plays an indispensable role that is continued to be taken for granted. Many people only realise the role of technology when something does not run as smoothly as usual. The following is to show without using the technical jargon of nuclear engineering on which foundations the smooth and therefore safe operation of the nuclear power plants is based. Some individual aspects will be clarified by using comprehensible examples taken from home and car technology.

Prevention in technology

Everyone knows from experience that technology can fail, and everyone is justified to expect that corresponding pre-

cautions are taken and that the individual will remain as unharmed as possible. Such prevention in technology is achieved in three ways: by a safety-oriented structural layout (what the technical experts call the "design"), by careful operation with comprehensive maintenance, and finally by evaluation of the experience gained from operation and subsequent implementation of the findings.

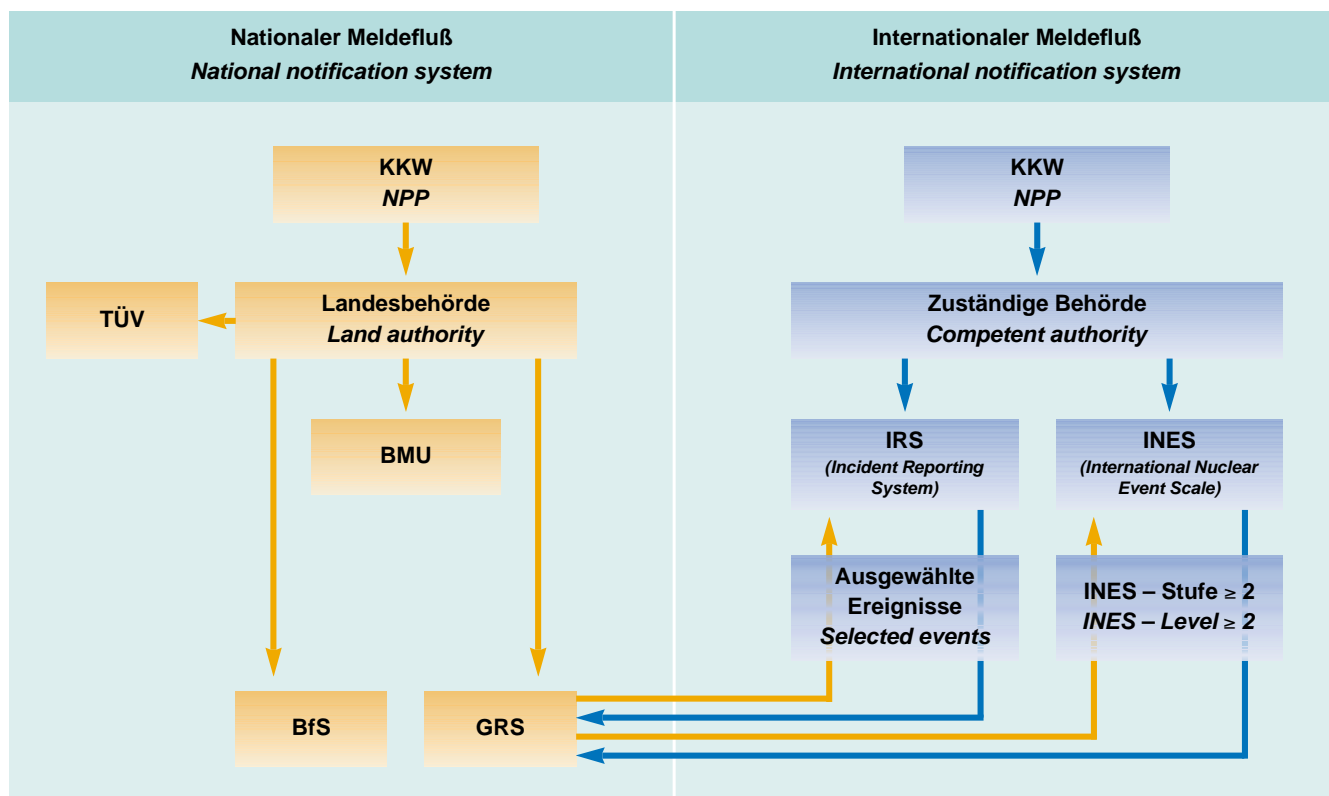
Wherever possible, a design is chosen in which the consequences of unavoidable failures of single modules and human errors are limited. For example, a short circuit in a home appliance must neither destroy the appliance itself nor put a lasting strain on the power supply of the house. The ultimate test for each kind of technology, however, is its application in practice. Here, an important part is played by careful operation and corrective and regular preventive maintenance as well as by inspection and preventive replacement of wear parts to ensure the specified condition. Moreover, operating experience is used to detect and eliminate weak points in time so that severe failures are prevented from occurring. Here is an example from home technology to illustrate

the method: to protect the chimney, the combustion temperature of gas- or oil-fired heating systems – apart from "heating-value systems" – is adjusted relatively high, partly at the cost of increased energy consumption. This is done to keep the formation of condensate by the exhaust gas in the chimney at a low level in order to avoid continued sooting of the chimney by humidity and acid-containing substances resulting from combustion. Regular maintenance of the heating system and sweeping of the chimney ensure, among other things, that the prerequisites for careful operation and the specified conditions of the chimney are fulfilled. If operating experience shows that there are any weak points, counter-measures will range – depending on the possible damage – from technical improvements of the heating systems up to further-reaching reconstruction measures at the chimney.

There is a similar principle of prevention in the case of nuclear power plants, where it is applied particularly consistently. The basis for safe operation is a comprehensive safety concept. It consists of several stages of safety precaution in the plant's design, the precautions taken during its

operation by a safety-oriented mode of operation that includes maintenance, and in the implementation of national and international operating experience. Despite the prevention measures in the design and during operation and despite many later safety improvements, operating experience has continued to reveal new technical findings. In this context it has become clear that precautions against systematic failures are particularly important. What is the use, for example, of a redundant brake system and an anti-lock brake system in a car if the brake disks are thus much incipiently damaged that they will fail in case of an emergency?

Operating experience is therefore an important indicator that shows whether the precautions taken for operation are sufficient. The safety of nuclear power plants is only ensured for as long as operating experience is consequently evaluated for indications of any safety-related weak points. Such weak points – if they are detected early, their relevance is judged correctly, and if they are expertly eliminated – have no lasting safety significance. If discovered too late, they bear the hazard



Meldewege für die meldepflichtigen Ereignisse
Notification paths in connection with notifiable events

that the multiple safety systems may not function normally when they are needed. In addition, the findings derived from operating experience represent an important basis for the continuous development of technical rules and the safety concepts of the facilities.

GRS plays a key roll in the implementation of the backflow of experience. Its work has led to considerable safety-related improvements for all German nuclear power plants. The safety-related reworks induced by the results of the GRS analyses have cost the utilities more than DM 6 billion, which is more than the price of one of the last built Convoy-type nuclear power plants.

However, there have also been efforts to implement backfits that eventually were not realised – not least because of expert comments by GRS. This was above all the case if the safety-related overall assessment showed that further provisions against extremely unlikely accidents would have resulted in drawbacks for operational safety. To illustrate this on an example: GRS would never pass a positive judgement on the enhancement of the passive safety of a small car by building in heavy iron girders if this were to have a negative influence on the car's road holding as well as on its steering, braking and accelerating behaviour – and thereby its active safety.

Evaluation and implementation of operating experience require high technical expertise

Together with the implementation of operating experience, the several times staggered safety-related design and a safety-oriented mode of operation are of decisive importance for the safety of the nuclear power plants. The evaluation of operating experience is mainly concentrated on German nuclear power plants, but the operation of foreign nuclear power plants is also monitored closely.

However, it is not much use to have a good look at the details of operating experience if one does not see the real reference to the installations or if a general overview based on expertise is lacking. What is the use – to stay with the example of the motor car – of replacing a supposedly defective battery if the charge regulator of the alternator is not working properly?

GRS (including its predecessor organisations) has been dealing with reactor safety issues for more than 35 years. By its work, the company has built up vast expert know-how in all relevant subject fields of reactor safety. This has been achieved by own analyses as well as by research and development which – and this is not to be overlooked – has cost the German taxpayer far more than DM 1 billion. For decades, GRS has also been playing a central role in the application of the findings from NPP operating experience to general assessments. This is a function that is fulfilled by no other institution in Germany, and this will remain so for the foreseeable future because any other organisation would first have to built up the necessary experience over a long period of time. The strength of GRS lies in the interdisciplinary collaboration of its about 350 scientific and technical staff and in the joining together of theoretical and applied science for the solution of central safety-related problems. The staff of GRS does not only consist of engineers from all the disciplines that are relevant for reactor safety (process engineering, mechanical engineering, electrical engineering, civil engineering) but also of physicists, chemists, mathematicians, computer scientists, biologists, geologists and work psychologists.

Its scientific and technical work and its practical safety-related comments and statements have made GRS internationally renowned. GRS experts can be found on many international committees – frequently in top positions. On a national level, GRS has the effect of a "general technical safety barometer", indicating the relevance of recent safety-related findings from worldwide operating experience and safety practices for the nuclear power plants in Germany and showing where safety improvements are necessary. The basis for this is formed above all by the evaluation of world-wide NPP operating experience and the in-depth safety analyses of the NPPs in Germany. The customers of GRS – BMU and BMFT, the *Länder* authorities and the EU – have always recognised and appreciated its work.

The evaluation of NPP operating experience is not a privilege of GRS. The Technical Inspectorates (TÜV), utilities, manufacturers and other institutions are also involved in this field albeit in areas restricted

to their special competencies and responsibilities: the TÜVs and the utilities concentrating mainly on individual nuclear power plants, the manufacturers and other institutions dealing primarily with issues relating to their own spectrum of products. GRS, on the other hand, systematically goes through national and international operating experience, looking for findings that are safety-relevant for all nuclear power plants in Germany.

This principle, too, can be illustrated on our example of the motor car. If the cooling water of a car gets too hot, the driver will mainly be interested in having the problem solved. If the mechanics at the garage find that the control system for a constant cooling water temperature the thermostat, is defective, they will replace the latter and will check whether the cooling water temperature control is functioning again. Moreover, the damage will be reported to the central quality department of the car company. This central quality department also collects reports from other garages. If these reports indicate a systematic fault, the causes and possible consequences will be examined more closely. The analyses may now show e. g. that the fault results from manufacturing and is restricted to individual thermostat series. In addition it may be found that this fault will have no adverse effects on the safety and availability of the type of car affected. In this case, the findings would be used for the car company's process of quality improvement – which would largely go unnoticed by the customer. If, on the other hand, the in-depth analyses revealed that in case of a delay in the thermostat's opening, the heat exchanger of the heating system would fail and water could enter into the passenger area as a consequence, then this would most likely lead to a recall of the type of car concerned.

The central registration and evaluation of operating experience is an essential prerequisite for the detection of such problems at the earliest possible stage. This, of course, also applies to nuclear power plants – and to a high degree as well. This is why the Federal Government, in consensus with the *Länder* has been commissioning GRS during the last 25 years to monitor the technical safety of all nuclear power plants in Germany and to provide expert assistance to the authorities in

connection with the supervision of these plants. Still, GRS only has the function of safety advisor to the authorities. It remains within the judgement of the authorities whether they decide to take the technical advice and possibly implement it in the form of directives for the utilities if the latter have not already acted themselves. In this context, the recommendations of GRS concern without exception safety-related weak points its experts have discovered as well as measures that are technically feasible and by which these weak points should be eliminated within an adequate period of time. The advisory function of GRS does not include any recommendations given on an economic, political or legal basis as to the further operation or shutdown of plants.

Central evaluation of operating experience

GRS draws its safety-related findings essentially from two kinds of analysis which nevertheless have the same objective: the unconditional uncovering and elimination of safety-related weak points.

As an approach for the first kind of analysis, GRS makes use of the information about events reported nationally and internationally by the utilities in accordance with binding criteria. Here, our experts form their own judgement – based on careful research and examination – of the safety significance of the event concerned. If the event is generally relevant for the German nuclear power plants, the authorities, authorised inspection agencies, utilities and manufacturers are informed by way of an "Information Notice" containing a presentation of the results of the GRS analysis of the event, its cause and safety-significance, and the corrective measures taken. Moreover, the general safety significance seen by GRS for other plants and the recommendations for safety improvements are also shown up.

Usually, these Information Notices are followed by a whole range of different reactions. The utilities check them with regard to the possible applicability to their plants. The competent *Länder* authorities ask their authorised inspection agencies and the utilities for comments on the Information Notices. The comments presented by the utilities are once more checked by the

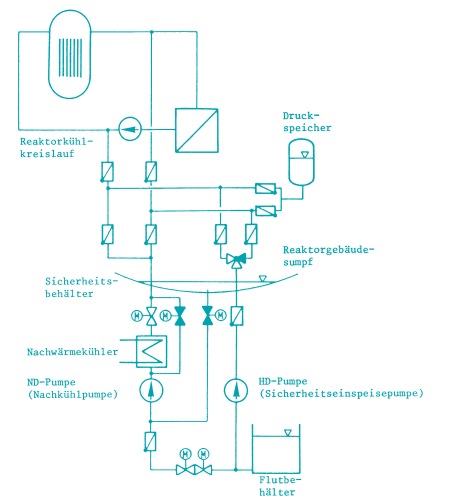
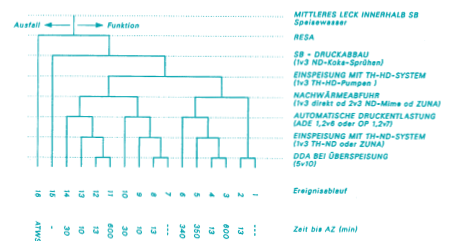
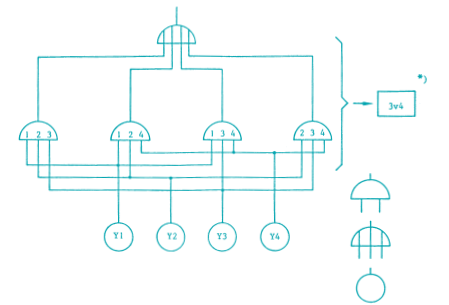
authorised inspection agencies. GRS is in turn informed by the different plants about the modifications that the latter have carried out. The company also evaluates all incoming reports on modifications and, on an annual basis, informs all that are involved about the backflow of experience. The Information Notices are also used by the utilities for internal training purposes.

During the almost 25 years of its work in this field, GRS has dealt with a total of about 12,000 events reported by nuclear power plants in Germany and abroad and has issued about 250 Information Notices, of which around 20 % concerned foreign nuclear power plants. On average, each Information Notice has led to safety improvements for about 40 % of the nuclear power plants in Germany. The majority concerns technical and organisational details, like the use of different components, modes of operation or inspections instructions, test cycles and isolation procedures. Altogether, the improvements have led to the fact that today the nuclear power plants are almost immune against unavoidable chance-dependent component failures or against maloperation by the operating personnel, which cannot be excluded.

During the course of these activities, a matter-of-fact and free exchange of opinions on a high technical level and largely free of formal obstacles has developed among all involved. These are prerequisites that are needed to achieve fast proper solutions and implement them on plant level. However, there are also examples of where formal obstacles are preventing the implementation of safety improvements which, from the point of view of GRS, are long overdue.

Probabilistic safety analyses

The second kind of analysis that is successfully applied by GRS to uphold and maintain the operational safety of nuclear power plants is that of the probabilistic safety analysis, or short "PSA". Here, GRS was the forerunner in Germany. Even today, GRS experts are still applying probabilistics at a standard which at least in Germany – with respect to its scientific and technical depth – goes beyond what is presented by others in this field.



Typische technische und mathematische Methoden, die im Rahmen von Probabilistischen Sicherheitsanalysen verwendet werden

Typical technical and mathematical methods used in connection with probabilistic safety analyses

The advantage of a PSA compared with the usual ("deterministic") safety analysis lies in its strictly systematic approach. The PSA assumes consistently that each individual component and each operator action important for the safety of technical systems will fail, and it subsequently quantifies the failure probability. The result is a measure for the reliability of the technical systems. Weak points in the design become obvious. In many areas of the technology, reliability is assessed only quantitatively and is measured on existing safety factors and redundancies as well as on the

intensity of quality assurance measures and similar aspects. Here is a simple example to illustrate that this can lead to unsatisfactory results. Under normal conditions it is excluded that three pump motors made by three different manufacturers will fail at the same time. The motors, however, are assembled from several individual parts, and the different manufacturers of the motors sometimes buy the individual parts from one and the same supplier. A manufacturing fault in one of these parts, e. g. the wrong winding of armature coils, can thus lead to simultaneous failures. These and similar – usually neglected – effects are taken into account by GRS in connection with the PSA.

The model PSAs performed by GRS for individual plants have resulted in the most expensive safety improvements for nuclear power plants in Germany. The following safety-related goals were achieved:

- a robust operational behaviour, so that no hazardous situations will arise from the normal operational requirements (in

the case of a car, this would be comparable to a complex chassis and its balanced behaviour in all road traffic situations);

- high reliability of the technical systems for the prevention of accidents (this is comparable to a car's brake system with vented brake disks, a two-circuit brake system and an anti-lock brake system, which enables a driver with average driving skills to keep control of the car even under extreme conditions);
- use of the plants' technical reserves to prevent accidents even in cases where the systems provided for this purpose no longer respond (a skilled driver can e.g. perform a 180°-turn of the car with the help of the handbrake if he recognises that the stopping distance will be too great despite an oversize brake system and an anti-lock brake system);
- measures for the mitigation of the consequences of an unavoidable accident (comparable to a car's airbag).

Its thorough PSAs have provided GRS – like no other institution in Germany – with a systematic picture of the possible behaviour of nuclear power plants in the case of special events. Probability statistics may be no cure-all, but they at least enable the analyst to shed light on safety-related weak points of nuclear power plants even in extreme areas and recommend suitable improvements.

Conclusion

The safety of the operating nuclear power plants in Germany will remain ensured if all necessary measures are maintained and if the operational safety indicators are monitored and analysed in a well-informed and alert manner by a central institution. This is one of the main functions of GRS. Through its long-standing involvement in the nuclear field, the company has grown to become Germany's leading research and expert organisation. Today, it represents a cornerstone for the ensured safety of German nuclear power plants.

D. Rittig

GRS-Ansatz für die Durchführung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) der Stufe 2 für einen Druckwasserreaktor (DWR) mit 1300 Mwe

Die GRS hat im Jahr 1998 mit einer PSA der Stufe 2 begonnen. Referenzanlage ist das Kernkraftwerk Neckarwestheim 2 (GKN-2, 1365 MWe, in Betrieb seit Dezember 1988). Der Betreiber stellt der GRS die für die PSA erforderlichen Informationen über die Anlage zur Verfügung. Darüber hinaus kann die GRS die durch Siemens-KWU für die Periodische Sicherheitsüberprüfung erstellte PSA (Stufe 1) für GKN-2 als Ausgangsbasis für ihre Analyse verwenden.

Nutzen einer probabilistischen Sicherheitsanalyse

Umgang mit Ungewißheit

Auch bei der Sicherheitsauslegung und Sicherheitsbeurteilung von technischen Anlagen können sich Entscheidungen und Bewertungen häufig nur auf unvollständiges Wissen stützen. Ungewißheiten werden verursacht durch – im Prinzip behebbare – Wissenslücken, vor allem aber – und prinzipiell nicht behebbare – durch stochastische, d. h. zufallsbedingte, Phänomene.

Die klassische Vorgehensweise bei der Sicherheitsauslegung technischer Systeme wird als „deterministisch“ bezeichnet. Sie legt fest (d. h. sie „determiniert“), ab welcher Schwelle Extrembedingungen außer Betracht bleiben, da ihr Eintreten nicht mehr „glaubhaft“ ist. Dahinter verbirgt sich letztlich eine implizite und qualitative Abschätzung der Wahrscheinlichkeiten für das Überschreiten von Schwellenwerten. Wenn beispielsweise ein „1000-jähriges“ Hochwasser berücksichtigt wird, ist ein unmittelbarer Bezug zur Eintrittswahrscheinlichkeit offensichtlich.

Bei der probabilistischen Vorgehensweise wird die Wahrscheinlichkeit für ein Systemversagen explizit ermittelt. Ungewißheiten aufgrund stochastischer Einflüsse und aufgrund von Wissenslücken werden (soweit wie möglich) quantifiziert. Ein System gilt dann als sicher, wenn die Versagenswahrscheinlichkeit hinreichend klein ist.

Die deterministische Vorgehensweise hat – zumindest vordergründig – den Vorteil, daß sie zu eindeutigen Entscheidungen führt. Werden die festgelegten Sicherheitsanforderungen erfüllt, so gilt das System als sicher. Dennoch ist ein Versagen nicht ausgeschlossen. Eine quantitative Angabe des tatsächlich erreichten Sicherheitsniveaus ist – jedenfalls vorausschauend –

kaum möglich. Die probabilistische Vorgehensweise liefert dagegen – mit der Versagenswahrscheinlichkeit – ein quantitatives Maß für die Sicherheit des untersuchten Systems.

Zur Ermittlung der Wahrscheinlichkeit für das Versagen eines komplexen Systems ist das Zusammenwirken von Komponenten und Teilsystemen zu untersuchen. Dieser Prozeß kann wichtige Einsichten in die Eigenschaften des Systems auch ohne quantitative Bewertung liefern. Die Vorteile der Probabilistik werden allerdings mit einem – gegenüber der Deterministik – höheren Analyseaufwand erkauft.

Bei der deterministischen Sicherheitsbeurteilung bestehen – scheinbar – keine Ungewißheiten. Dies mag als Vorteil erscheinen. Objektiv betrachtet ist es nachteilig, wenn Ungewißheiten nicht erkennbar werden.

Probabilistische Zuverlässigkeitsanalysen

Einige Bereiche der Technik bewerten seit langem die Funktionssicherheit komplexer Systeme auch unter Verwendung von Wahrscheinlichkeiten, d. h. probabilistisch. So werden in der Reaktorsicherheit seit vielen Jahren probabilistische Zuverlässigkeitsanalysen angewendet.

Die hierbei vorwiegend eingesetzte „Fehlerbaumanalyse“ untersucht zunächst das Zusammenwirken der einzelnen Komponenten im System. Der „Fehlerbaum“ stellt in einer logischen Struktur dar, welche Kombinationen von Komponentenausfällen zum Ausfall des Systems führen. Aus den Versagenswahrscheinlichkeiten der Komponenten läßt sich dann – entsprechend der logischen Struktur des Fehlerbaums – die Versagenswahrscheinlichkeit des Systems berechnen.

Risikostudien

Ausgelöst durch die öffentliche Diskussion über die Risiken der Kernenergie wurde Anfang der siebziger Jahre damit begonnen, in „Risikostudien“ neben der Wahrscheinlichkeit für das Versagen von Systemen auch die Konsequenzen eines Versagens analytisch zu ermitteln und so das Risiko abzuschätzen.



Kernkraftwerk Neckarwestheim
Neckarwestheim NPP

In der Risikostudie wird die Fehlerbaumanalyse mit der Ereignisablaufanalyse kombiniert. Ein Ereignisablaufdiagramm stellt in strukturierter Form dar, welche Abläufe sich aus einem „störfallauslösenden Ereignis“ ergeben können, je nachdem ob die zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systeme planmäßig arbeiten oder ob sie versagen. Aus der Eintrittshäufigkeit des auslösenden Ereignisses und den – meist mit Fehlerbaumanalysen – ermittelten Versagenswahrscheinlichkeiten der benötigten Sicherheitseinrichtungen kann dann die Eintrittshäufigkeit der unterschiedlichen Abläufe errechnet werden.

Probabilistische Sicherheitsanalyse

Die Erwartung, Risikostudien könnten zu einer Versachlichung der Kernenergie-Diskussion beitragen, wurde weitgehend enttäuscht. Gleichzeitig zeigte sich jedoch, daß die Methoden der Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalyse dazu beitragen können, die Sicherheit bei Auslegung und Betrieb der Anlagen zu erhöhen.

Inzwischen sind PSAs der Stufe 1 weltweit ein wichtiges Instrument zur Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken. In Deutschland wurden im Rahmen der „Periodischen Sicherheitsüberprüfung“ für alle KKW anlagenspezifische PSAs der Stufe 1 nach einheitlichen methodischen Anforderungen erstellt. Aufgrund dieser PSAs wurden zahlreiche Maßnahmen zur Sicherheitsoptimierung durchgeführt, sowohl bei der Systemauslegung als auch in der Betriebsweise. In vielen Fällen konnte mit relativ geringem Aufwand, z. B. durch Änderungen in der Leittechnik oder durch Ergänzungen im Betriebshandbuch, das Sicherheitsniveau erhöht werden.

Warum wird eine PSA der Stufe 2 durchgeführt?

Es ist üblich, bei der PSA drei Stufen zu unterscheiden:

- **Stufe 1** ermittelt die Häufigkeit (und die näheren Umstände) eines Kernschmelzens. Die wichtigsten Methoden sind die Ereignisablauf- und die Fehlerbaumanalyse. Die Störfallsimulation liefert Informationen über die zur Störfallbeherrschung erforderlichen Systemfunk-

tionen, die bei der Ereignisablaufanalyse zu berücksichtigen sind.

- **Stufe 2** baut auf den Ergebnissen der Stufe 1 auf und ermittelt die (bedingte) Wahrscheinlichkeit dafür, daß nach einem Kernschmelzen der Sicherheitseinschluß versagt. Darüber hinaus ermittelt Stufe 2 Häufigkeit und Ausmaß der Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung. Neben der Ereignisablaufanalyse ist hier vor allem die rechnerische Simulation der physikalisch-chemischen Vorgänge im Sicherheitsbehälter nach einem Kernschmelzen von Bedeutung.
- **Stufe 3** ermittelt schließlich Häufigkeit und Ausmaß der Schäden, die durch die freigesetzten Radionuklide außerhalb des Kernkraftwerks verursacht werden können. Eine PSA der Stufe 3 wird auch als „Probabilistische Risikoanalyse“ oder „Risikostudie“ bezeichnet, da hier nicht die Sicherheitsbeurteilung der Anlage, sondern die Risikoermittlung im Vordergrund steht.

Bisher wurde und wird in Deutschland überwiegend die Stufe 1 angewendet. PSA im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung für alle deutschen Kernkraftwerke behandeln ein breites Spektrum anlageninterner störfallauslösender Ereignisse, einschließlich Überflutung und Transientenstörfälle mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung („ATWS“). Andere übergreifende Einwirkungen von innen und außen werden nicht, oder nur in Form grober Abschätzungen, behandelt. Die Analysen unterstellen, daß sich die Anlage bei Störfalleintritt im Leistungsbetrieb befindet. Störfälle im Nichtleistungsbetrieb, d. h. beim Anfahren, Abfahren oder bei abgeschalteter Anlage, wurden in Forschungsvorhaben für ausgewählte Fälle beim DWR und Siedewasserreaktor (SWR) behandelt.

Die in den PSA ermittelten Summenhäufigkeiten für Zustände mit Gefährdung der Kernkühlung liegen bei allen Anlagen – meist deutlich – unter 10^{-4} pro Jahr. Bei Berücksichtigung von anlageninternen Notfallmaßnahmen liegen die Summenhäufigkeiten für Kernschmelzen unter 10^{-5} pro Jahr.

Eine PSA der Stufe 2 wurde in Phase B der Deutschen Risikostudie durchgeführt –

allerdings nicht vollständig. Die Vorgänge im Sicherheitsbehälter nach einem Kernschmelzen wurden mit den damals verfügbaren Methoden untersucht. Wahrscheinlichkeiten für die verschiedenen Versagensarten des Sicherheitsbehälters wurden nicht ermittelt, da die Rechenprogramme zur Unfallsimulation in wichtigen Punkten nicht ausreichend belastbar waren.

Die Methodik der Stufe 2 einer PSA unterscheidet sich in wesentlichen Merkmalen von der Methodik der Stufe 1. Folgende Merkmale bestimmen die Analysen zur Stufe 1:

- Die Konfiguration der Anlage entspricht weitgehend dem „normalen“ Zustand.
- Für die Ereignisabläufe sind Funktion oder Ausfall von auslegungsgemäßen Systemfunktionen (und die Verfügbarkeit von präventiven anlageninternen Notfallmaßnahmen) entscheidend.
- Die Ausfallwahrscheinlichkeiten für die erforderlichen Systemfunktionen – und damit für die Verzweigung im Ereignisablaufdiagramm – werden überwiegend durch Fehlerbaumanalysen für diese geforderten Systemfunktionen bestimmt. Die Stufe 1 ist damit „systemorientiert“.

Die Stufe 2 stellt bei wichtigen Merkmalen andere methodische Anforderungen:

- Die Konfiguration der Anlage entfernt sich zunehmend vom auslegungsgemäßen Zustand. Dies gilt insbesondere nach dem Versagen des Reaktor-druckbehälters.
- Die Unfallabläufe hängen meist nicht von der Funktion bestimmter Systeme ab, sondern von der mehr oder weniger zufälligen Entwicklung physikalisch-chemischer Phänomene (z. B. Dampfexplosion, Ausmaß der Erzeugung und Art der Verteilung von Wasserstoff, Zündquellen).

Die Stufe 2 der PSA ist damit vorwiegend unfallphänomenorientiert und ihre Qualität hängt davon ab, wie gut die Vorgänge im Sicherheitsbehälter bei einem Kernschmelzunfall simuliert werden können.

Obwohl es sich bei Phase B der Deutschen Risikostudie um eine PSA der Stufe

<ul style="list-style-type: none"> ● Problem: Umgang mit „Ungewißheit“, die verursacht wird durch Problem: Dealing with “uncertainty” caused by <ul style="list-style-type: none"> - unvollständiges Wissen - <i>incomplete knowledge</i> - stochastische, d.h. zufallsabhängige Vorgänge - <i>stochastic - i.e. chance-dependent - processes</i> 	
<ul style="list-style-type: none"> ● Deterministische Vorgehensweise Deterministic procedure <ul style="list-style-type: none"> - Festlegung („Determinierung“) von Sicherheitsanforderungen unter pessimistischen Annahmen, aber Ausschluß „unglaublicher“ Vorgänge - <i>Determination of safety requirements under pessimistic assumptions, but exclusion of “implausible” processes</i> - Einbau von Auslegungsreserven (Sicherheitsfaktoren) - <i>Inclusion of design reserves (safety factors)</i> <p>➔ Ungewißheit wird nicht explizit ausgewiesen Uncertainty is not explicitly expressed</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● Probabilistische Vorgehensweise Probabilistic procedure <ul style="list-style-type: none"> - Explizite Verwendung von Wahrscheinlichkeiten - <i>Explicit use of probabilities</i> <p>➔ Quantifizierung der Ungewißheit (soweit wie möglich) Quantification of the uncertainty (as far as possible)</p>

Deterministische vs. probabilistische Sicherheitsbeurteilung
Deterministic vs. probabilistic safety assessment

„2 minus“ handelte, haben die Erkenntnisse aus dieser Analyse zur Realisierung von schadensmindernden Maßnahmen in den Anlagen geführt.

Die Phase B der Deutschen Risikostudie wurde vor über 10 Jahren fertiggestellt. Gestützt auf experimentelle Untersuchungen machte die Simulation von Kernschmelzabläufen und der mit ihnen verbundenen Phänome im Sicherheitseinschluß inzwischen erhebliche Fortschritte. Mit der PSA der Stufe 2 für einen großen DWR soll der aktuelle Kenntnisstand in einer möglichst vollständigen Analyse zusammengeführt werden. Damit soll auch festgestellt werden, ob es weitere Ansatzpunkte zur Verbesserung schadensmindernder Maßnahmen bei Unfällen gibt.

Geplante Vorgehensweise bei der PSA der Stufe 2

Die Stufe 2 der PSA soll auf einer möglichst vollständigen Stufe 1 aufbauen. Wir haben damit begonnen, die vom Betreiber des Kernkraftwerks GKN-2 zur Verfügung gestellte PSA der Stufe 1 nach den bei der GRS angewandten PSA-Methoden zu überarbeiten und den Analyseumfang zu ergänzen.

Die methodische Anpassung betrifft unter anderem die Bewertung gemeinsam verursachter Ausfälle. Ergänzt bzw. überarbeitet werden sollen Ereignisablaufanalysen für anlageninterne systemübergreifende Einwirkungen (Überflutung, Brand, Strukturversagen von Großkomponenten) und Einwirkungen von außen (Erdbeben, Flugzeugab-

sturz). Die bisher für Störfälle aus dem Leistungsbetrieb durchgeführte PSA wird durch Analysen zum Nichtleistungsbetrieb ergänzt. Außerdem werden anlageninterne Notfallmaßnahmen zur Verhinderung eines Kernschadens („präventives AM“) berücksichtigt.

Für die Stufe 2 werden zunächst die vorhandenen Methoden und Rechenprogramme (EVNTRE für die Ereignisablaufanalyse, MELCOR für die Unfallsimulation) eingesetzt. Die Ereignisablaufanalyse wird so angepaßt, daß Ereignisabläufe aus der Stufe 2 in die Stufe 1 zurückverfolgt werden können. Bis Ende 2000 sollen auf dieser methodischen Grundlage die nach Häufigkeit und Auswirkungen dominierenden Abläufe ermittelt werden.

Parallel zu diesen Arbeiten werden Methoden weiterentwickelt zur Analyse von Einwirkungen durch Brand und Erdbeben, von Komponentenverhalten und Personalhandlungen unter Unfallbedingungen und zur Ermittlung von Daten- und Modellunsicherheiten.

Darüber hinaus arbeiten wir an einem neuen Ansatz der probabilistischen Bewertung von Unfallabläufen durch „stochastische Simulation“. Das Ziel ist, die Unfallsimulation unter Berücksichtigung der stochastischen Variabilität von Parametern und der Modell- und Parameter-Unsicherheiten durchzuführen.

In zwei bis drei Jahren soll die Methodenentwicklung so weit fortgeschritten sein, daß die in der ersten Phase identifizierten dominierenden Abläufe neu bewertet werden können.

GRS Approach to a Level-2 Probabilistic Safety Analysis (PSA) for a 1300-MWe Pressurized Water Reactor (PWR)

In 1998, GRS began a Level-2 PSA, using the Neckarwestheim 2 (GKN-2, 1365 MW, in operation since December 1988) nuclear power plant as reference plant. The information about the plant that is required for the PSA is provided by the utility. Furthermore, the Probabilistic Safety Analysis (Level-1 PSA) performed by Siemens/KWU for GKN-2 is available to GRS to use as a starting point for its own analysis.

Benefits of a Probabilistic Safety Analysis

Treatment of uncertainties

Even as regards the safety design and safety assessment of technical facilities it holds true that decisions and judgements can often only be made on the basis of incomplete knowledge. Uncertainties are caused by knowledge gaps – which can in principle be filled – but above all by stochastic, i. e. chance-dependent, phenomena – which in principle cannot be overcome.

The classic procedure in the safety design of technical systems is referred to as “deterministic”. It specifies (i. e. “determines”) the threshold beyond which extreme conditions are no longer considered because their occurrence is not “credible” any more. What is hidden behind this

approach is in the end an implicit and qualitative estimate of the probabilities of a transgression of thresholds. If, for instance, a “millennium flood” is taken into account, it is obvious that this will have a direct effect on the frequency of occurrence.

With the probabilistic approach, the probability of a system failure is determined explicitly. Uncertainties due to stochastic influences and knowledge gaps are (as far as possible) quantified. A system is considered safe if the failure probability is adequately low.

On the surface at least, the deterministic approach has the advantage that it leads to clear decisions. If the specified safety requirements are fulfilled, the system is considered as safe. Still, its failure cannot be excluded. A quantitative statement on its actually achieved safety level is hardly possible, at least with regard to the future.

The probabilistic approach, on the other hand, provides – by giving the failure probability – a quantitative measure of the safety of the analysed system.

To determine the probability of the failure of a complex system, one has to examine the interaction of components and sub-systems. This process can yield important insights into the characteristic features of the system even without a quantitative judgement. Compared with the deterministic method, however, the advantages of a probabilistic approach are paid for with an increase in the time and energy needed for the analysis.

Deterministic safety assessments seem to have no uncertainties. This may appear to be an advantage. Seen objectively, it is a drawback if uncertainties cannot be recognised.

Probabilistic reliability analyses

In some areas of this field of technology, the functional safety of complex systems has for a long time also been judged by taking probabilities into account. In the field of reactor safety, for example, it has been common for many years to perform probabilistic reliability analyses.

The “fault tree analysis”, that is predominantly applied in this context, looks at first at the interaction of the system’s individual components. The “fault tree” shows in a logical structure which combinations of component failures will lead to the loss of the system. From the failure probabilities of the components it is then possible to calculate – according to the logical structure of the fault tree – the failure probability of the system.

Risk studies

Triggered by the discussion among the general public at the beginning of the 70s about the risks involved in nuclear energy, efforts were undertaken in so-called “risk studies” to determine analytically not only the probability of system failures but also

● Zuverlässigkeitsanalysen / Reliability analyses

ermitteln die Wahrscheinlichkeit für den Ausfall von Sicherheitssystemen
determine the probability of the loss of safety systems

➔ **Ziel** Beurteilung der Zuverlässigkeit einzelner Systeme
Aim Judgement of the reliability of individual systems

● Risikostudien / Risk studies

ermitteln die zu erwartende Häufigkeit und die (externen) Schadensfolgen von nicht beherrschten Störfällen
determine the expected frequency and the (external) damage consequences of uncontrolled accidents

➔ **Ziel** Risikoabschätzung, Risikovergleich
Aim Risk estimate, comparison of risks

● Probabilistische Sicherheitsanalysen (Stufe 1) / Probabilistic safety analyses (Level 1)

ermitteln die zur erwartende Häufigkeit von Kernschmelzen
determine the expected core meltdown frequency

➔ **Ziel** Beurteilung und Optimierung der Sicherheit (Auslegung + Betrieb)
Aim Judgement and optimisation of safety (design + operation)

Probabilistische Methoden zur Sicherheitsbeurteilung von KKW
Probabilistic methods for the safety assessment of NPPs

the consequences of a failure and thus to estimate the risk.

In a risk study, the fault tree analysis is combined with the event sequence analysis. An event sequence diagram shows in structured form which sequences may evolve from an "initiating event", depending on whether the systems needed for accident control are working as specified or whether they fail. It is then possible to calculate the probability of occurrence of the different sequences from the probability of occurrence of the initiating event and the failure probabilities of the needed safety systems, which are in most cases determined with the help of fault tree analyses.

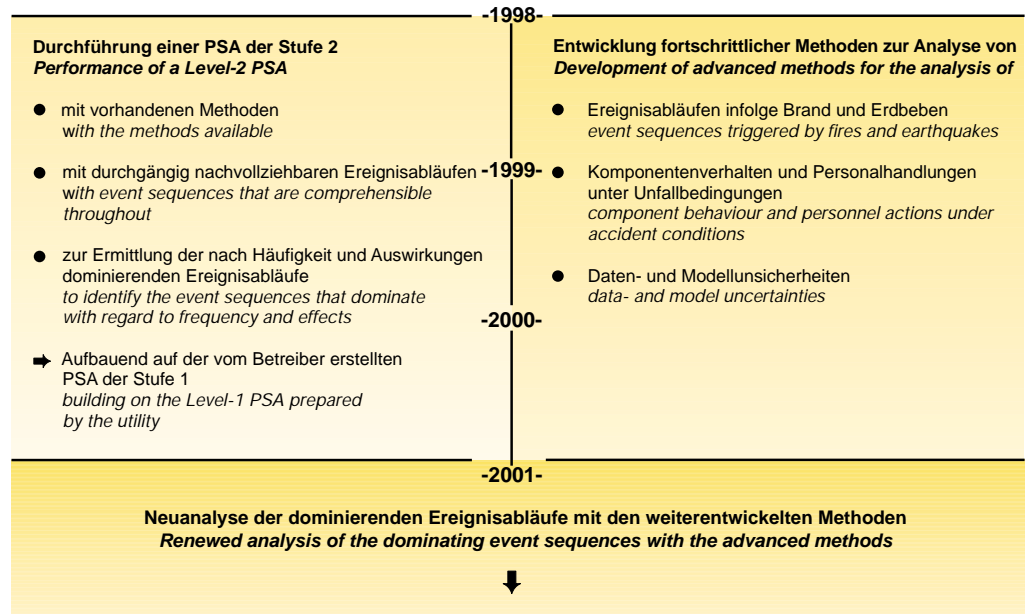
Probabilistic safety analysis

The expectation that risk studies could contribute to a de-emotionalisation of the controversy surrounding nuclear energy remained largely unfulfilled. It turned out at the same time, however, that the methods of the event tree and fault tree analysis can contribute to enhancing safety in connection with the design and operation of the plants.

In the meantime, Level-1 PSAs have become an important instrument for the safety assessment of nuclear power plants all over the world. In Germany, plant-specific Level-1 PSAs have been performed according to standardised methodical requirements for all NPPs within the framework of the Periodic Safety Review. As a result of these PSAs, numerous measures have been implemented to optimise safety, concerning both systems design and mode of operation. In many cases it was possible to enhance the safety level at relatively low expenditure, e. g. by modifications in the I&C system or through additions to the operating manual.

Why perform a Level-2 PSA?

It is common to distinguish between three PSA levels:



Vorgehen bei der PSA des 1300 MW DWR
PSA procedure for the 1300-MW PWR

- **Level 1** determines the frequency (and the more detailed circumstances) of a core meltdown. The most important methods are the event sequence and fault tree analyses. Accident simulations provide information about the system functions needed for accident control; these systems have to be taken into account in the event sequence analysis.
- **Level 2** builds on the results of Level 1 and determines the (conditional) probability of containment failure following core meltdown. Furthermore, Level 2 determines the frequency and extent of the release of radionuclides into the environment. Apart from the event sequence analysis, the calculatory simulation of the physical and chemical processes within the containment following core meltdown is of importance here.
- **Level 3** finally determines the frequency and extent of the damage that may be caused outside the nuclear power plant by the released radionuclides. A Level-3 PSA is also referred to as "probabilistic risk analysis" or "risk study" as in this case it is not the safety assessment of the plant but the identification of the risk that is at the centre of interest.

So far, it has mainly been Level 1 that has been applied in Germany. PSAs within the framework of the Periodic Safety Review

for all German nuclear power plants deal with a broad range of plant-internal initiating events, including flooding and anticipated transients without scram (ATWS). Other internal and external spreading impacts are only treated in the form of rough estimates or not at all. The analyses assume that the plant is in power operation mode when the accident starts. Accident during low-load and shutdown operation – i. e. during start-up, shutdown or standstill – have been treated in dedicated research projects for selected cases relating to pressurised water reactors (PWR) and boiling water reactors (BWR).

The cumulative frequencies determined in the PSAs for the states that involve a hazard for core cooling lie – in most cases clearly – below 10^{-4} per year for all plants. If accident management measures are taken into account, the cumulative core meltdown frequencies lie below 10^{-5} per year.

A Level-2 PSA was performed in connection with Phase B of the German Risk Study, albeit not to the full extent. The processes developing within the containment following core meltdown were analysed with the help of the methods available at the time. No probabilities were determined for the different containment failure modes as the computer codes for the simulation of accidents were not sufficiently reliable in some important points.

The Level-2 methodology of a PSA differs in essential features from the Level-1 methodology. The following features characterise the analyses pertaining to Level 1:

- The plant's configuration corresponds largely to its "normal" condition.
- The functioning or the loss of system functions specified by the design (and the availability of preventive accident management measures) is of decisive relevance for the event sequences.
- The failure probabilities for the requisite system functions – and therefore for the branching points in the event sequence diagram – are predominantly determined by fault tree analyses for these system functions. Level 1 is therefore "system-oriented".

Level 2 has different methodical requirements for important features:

- The plant's configuration becomes more and more remote from the design condition. This applies in particular following the failure of the reactor pressure vessel.
- In most cases, the accident sequences do not depend on the functioning of certain systems but rather on the more or less chance-dependent evolution of physical and chemical phenomena (e. g. steam explosion, extent of hydrogen generation and kind of its distribution, ignition sources).

Level 2 of a PSA is thus mainly accident-phenomenon-oriented, and its quality depends on how well the processes within the containment during a core meltdown accident can be simulated.

Even though Phase B of the German Risk Study was a "Level-2 minus" PSA, the insights gained from this analysis have led to the realisation of damage-mitigating measures on plant level.

Phase B of the German Risk Study was completed more than 10 years ago. Since then, considerable progress has been made on the basis of experimental studies with the simulation of core meltdown sequences and the associated phenomena within the containment. By means of a Level-2 PSA for a large PWR, the knowledge currently available is to be pooled in an analysis that is to be as complete as possible. This analysis is also to establish whether there exist further starting points to improve damage-mitigating accident management measures.

Planned Approach for a Level-2 PSA

The Level-2 PSA is to build on a Level-1 PSA that is as complete as possible. We have begun to revise the Level-1 PSA provided by the utility operating the GKN-2 nuclear power plant according to the PSA methods applied at GRS and to supplement the analysis scope.

The methodological adaptation concerns among other things the assessment of common-cause failures. Event sequence analyses for plant-internal spreading impacts affecting several systems (flooding, fire, structural failure of large components) and for external impacts (earthquake, aircraft crash) are to be supplemented or revised. The PSA that was originally performed with regard to accidents during power operation will be

supplemented by analyses concerning low-load and shutdown operation. In addition, accident management measures to prevent core damage ("preventive AM") will also be considered.

To start with, existing methods and codes (EVNTRE for the event sequence analysis, MELCOR for accident simulation) will be used for the Level-2 PSA. The event sequence analysis will be adapted in a way that event sequences on Level 2 can be traced back to Level 1. By the end of the year 2000, the sequences that dominate with regard to frequency and effects are to be determined on this methodological basis.

Parallel to these activities, methods are under development for the analysis of the effects of fires and earthquakes, of component behaviour and operator actions under accident conditions, and for the identification of data and model uncertainties.

We are moreover working on a new approach to the probabilistic assessment of accident sequences by "stochastic simulation". Here, the aim is to carry out the simulation of the accident under consideration of the stochastic variability of parameters and the model and parameter uncertainties.

In two to three years from now, method development is to be thus far advanced that it will be possible to re-assess the dominating sequences that were identified during the first phase.

K. Köberlein, H. Löffler, M. Türschmann

Bedeutung des Diversitätsprinzips in der Systemgestaltung bei zukünftigen Druckwasserreaktoren

Der deutsch-französische Sicherheitsansatz für zukünftige Druckwasserreaktoren wurde von der GPR (Groupe Permanent chargé des Réacteurs Nucléaires) und der RSK (Reaktor-Sicherheitskommission) mit Unterstützung von GRS und IPSN entwickelt. Er wurde 1993 vom DFD (Deutsch Französischer Direktionsausschuß) angenommen und vom BMU (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit) und der DSIN (Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires) veröffentlicht. Dieser Sicherheitsansatz wurde parallel zu den Entwicklungsphasen des EPR-Projektes in den folgenden Jahren erweitert und in Details ausgearbeitet. Die in dieser Zeit geleistete Arbeit von GRS und IPSN wurde in rund 50 gemeinsamen Berichten dokumentiert. Einer der thematischen Schwerpunkte war das Diversitätsprinzip, dessen wichtige Aspekte bei der Entwicklung sowohl des allgemeinen Sicherheitsansatzes als auch der detaillierten Empfehlungen berücksichtigt wurden.

Das Diversitätsprinzip wird angewendet, um Fehler gemeinsamer Ursache oder deren Auswirkungen zu vermeiden. Es wurde bei der Systemauslegung in Frankreich und Deutschland auch in der Vergangenheit schon verwirklicht. Beispiele für französische Anlagen sind diversitäre Antriebe für die Notspesewasserversorgung und diversitäre Anregungen für die Schnellabschaltung. Ein Beispiel für die deutschen Konvoi-Anlagen ist die Speisewasserversorgung, die aus drei diversitären Systemen besteht.

Wesentliche Ziele des gemeinsamen Sicherheitsansatzes

Der gemeinsame Sicherheitsansatz von 1993 enthält mehrere Sicherheitsziele. Die drei wichtigsten sind:

- Weitere Reduzierung der Kernschmelzhäufigkeit
- Der „praktische Ausschluß“ von Unfallsituationen, die zu frühen massiven Freisetzungen radioaktiven Materials führen könnten
- Für Kernschmelzfälle im Niederdruckbereich muß die Anlage so ausgelegt sein, daß die damit verbundenen maximalen Freisetzungen örtlich und zeitlich nur sehr begrenzte Schutzmaßnahmen erforderlich machen:
 - Keine permanente Umsiedlung
 - Keine notfallbedingte Evakuierung außerhalb

der unmittelbaren Umgebung der Anlage

- Keine langfristige Einschränkung beim Nahrungsmittelverbrauch

Das erste Sicherheitsziel wird durch eine Kernversagenshäufigkeit von 10^{-6} pro Jahr für alle anlageninternen Ereignisse weiter konkretisiert. Diese probabilistische Zielgröße ist ein Orientierungswert und keine quantitative Anforderung. Vorausgesetzt, man kann nicht nachweisen, daß ein Sicherheitssystem, das aus mehreren redundanten Strängen besteht, eine Nichtverfügbarkeit von $< 10^{-4}$ pro Anforderung besitzt, dann ergibt sich, daß für häufige Ereignisse mindestens zwei diversitäre Systeme für deren Beherrschung notwendig sind.

Das zweite Ziel erfordert noch höhere Verfügbarkeiten, wenn der „praktische Aus-

schluß“ von Unfallsituationen über die Auslegung von Systemen erreicht werden muß. Eine derartige Unfallsituation ist z. B. Kernschmelzen bei hohem Primärdruck. Es ist daher ein Auslegungsziel, Kernschmelzen bei hohem Primärdruck mit hoher Zuverlässigkeit in solche mit niedrigem Primärdruck zu überführen. Dies kann durch die Kombination von zwei Forderungen erreicht werden:

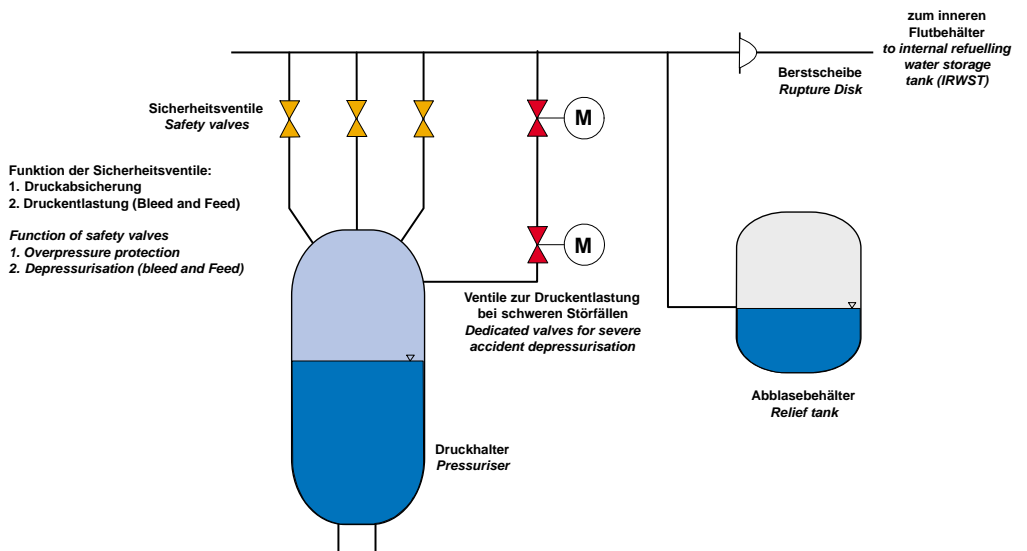
- Verhinderung von Ereignisabläufen, die zu Kernschmelzen unter hohem Systemdruck führen können und
- Bereitstellung zusätzlicher Maßnahmen, um Kernschmelzen unter hohem Systemdruck in Kernschmelzen mit niedrigem Systemdruck zu überführen.

Die Zuverlässigkeit der primärseitigen Druckentlastungsfunktion hat dabei eine besondere Bedeutung.

Das dritte Ziel erfordert zusätzliche Funktionen und Systeme, die nicht erforderlich sind, um die ersten beiden Ziele zu erfüllen: Wasserstoffabbau, Kühlung der Schmelze im und Wärmeabfuhr aus dem Reaktorsicherheitsbehälter. Dies bedeutet eine nahezu vollständige Diversität von Funktionen und Systemen. Die Systeme müssen allerdings unabhängig von denen sein, die zur Erfüllung der beiden ersten Ziele benötigt werden.

Diversität auf der Ebene von Funktionen und Systemen

Die optimale Umsetzung des Diversitätsprinzips erfordert einen neuen systemati-



Primärseitige Überdruckbegrenzung und Druckentlastung beim EPR
 Primary system overpressure protection and depressurisation system of the EPR

schen Ansatz. Er steht im Einklang mit der Verstärkung des gestaffelten Sicherheitskonzepts und ist durch die Anwendung des Diversitätsprinzips auf den verschiedenen Sicherheitsebenen charakterisiert:

- diversitäre Sicherheitsfunktionen für die gleiche Sicherheits-Grundfunktion (Unterkritikalität, Kernkühlung und Rückhaltung radioaktiver Stoffe)
- diversitäre Systeme für die gleiche Sicherheitsfunktion
- diversitäre Komponenten in mehrsträngigen Systemen

Das Diversitätsprinzip wird am wirksamsten auf der ersten Ebene umgesetzt. Dort wird der größte Grad an Systemdiversität erreicht, weil bereits die auszuführenden Funktionen diversitär sind. Diversität auf der zweiten und dritten Ebene ist gängige Praxis in bestehenden Anlagen. Die Verwirklichung des Diversitätsprinzips beim EPR am Beispiel für die Sicherheits-Grundfunktion „Kernkühlung“, die in engem Zusammenhang mit dem Verhindern von schweren Kernschäden steht, kann wie folgt dargestellt werden:

Sicherheits-Grundfunktion	Sicherheitsfunktionen	Systeme
Kernkühlung	Sekundärseitige Wärmeabfuhr	– Hauptspeisewasser
		– Anfahr- und Abfahrssystem
		– Notspeisewasser
	Primärseitige Wärmeabfuhr durch „Bleed and Feed“	– Sicherheitsventile
		– Spezielle Ventile
		– Nachwärmeabfuhr
		– Niederdruck-Sicherheitseinspeisung

Verwirklichung des Diversitätsprinzips beim EPR am Beispiel der Sicherheits-Grundfunktion „Kernkühlung“

Ereignisklassifizierung im Lichte des Diversitätsprinzips

Um das mehrstufige Diversitätsprinzip in die Praxis umzusetzen, ist es notwendig, ein entsprechendes Klassifizierungskonzept für Ereignisse und Systeme einzuführen. Der deutsch-französische Sicherheitsansatz verwendet eine Ereignisklassifizierung nach „Plant Condition Categories (PCC)“, die in etwa der Auslegungsbasis für existierende Anlagen entspricht, und „Risk Reduction Categories (RRC)“, die die Strategie der Verhinderung und Eingrenzung schwerer Störfälle umsetzt. Die Struktur dieser Klassifizierung spiegelt auch die Strategie der Verstärkung des gestaffelten Sicherheitskonzepts (defence-in-depth) wider.

Ereignisse in der Kategorie RRC-A sind laut Definition unter anderem solche auslösenden Ereignisse, die in die Klassen PCC gehören, bei denen aber zusätzlich ein vollständiger Ausfall eines Sicherheitssystems der Klasse F1 angenommen wird. Die Systeme, die zur Beherrschung solcher Ereignisse installiert werden, müssen

zuverlässig sein und außerdem diversitär zu den Systemen, die als ausgefallen an-

genommen worden sind. Sie werden der Klasse F2 zugeordnet. ATWS (Anticipated Transients without Scram) ist ein typisches Beispiel für ein Ereignis der Klasse RRC-A. Die Tabelle zeigt außerdem, daß für häufige Ereignisse mindestens eine dreifache Diversität garantiert ist, um Kernschmelzen zu verhindern (Betriebs- oder Begrenzungssysteme, Sicherheitssysteme der Klasse F1, diversitäres Sicherheitssystem der Klasse F2). Für weniger häufige Ereignisse ist die Diversität immer noch mindestens zweifach. Bezüglich der Begrenzung von radioaktiven Freisetzungen nach Kernschmelzunfällen (RRC-B) ist die gesamte Diversität aller Systeme immer einen Grad höher.

Primärseitiges „Bleed and Feed“

Eine der wichtigsten diversitären Funktionen, die im EPR verwirklicht sind, ist das primärseitige „Feed and Bleed“. Es ist eine Diversität zur Funktion der sekundärseitigen Wärmeabfuhr, ergänzt um die zusätzliche Entlastungsfunktion, um Kernschmelzen unter hohem Druck „praktisch auszuschließen“.

Ausblick

Es war offensichtlich, daß die hochgesteckten Sicherheitsziele einen optimierten und teilweise neuen Ansatz in der Systemarchitektur verlangten, insbesondere

Ereigniskategorien	Systeme zur Beherrschung der Ereignisse	
1. „Plant Condition Categories“		
Normalbetrieb	PCC 1	Betriebssysteme / Begrenzungssysteme
Betriebsstörungen	PCC 2	Betriebssysteme / Begrenzungssysteme Sicherheitssysteme (Klasse F1)
Störfälle	PCC 3	Sicherheitssysteme (Klasse F1)
Seltene Störfälle	PCC 4	Sicherheitssysteme (Klasse F1)
2. „Risk Reduction Categories“		
Verhinderung von Kernschmelzunfällen	RRC-A	Diversitäre Sicherheitssysteme (Klasse F2) zur Verhinderung von Kernschmelzunfällen
Verhinderung von großen Freisetzungen nach Kernschmelzunfällen	RRC-B	Systeme (diversitär zu allen ausgefallenen Systemen) zur Begrenzung der Folgen von Kernschmelzunfällen

Klassifizierung von Ereignissen und Systemen

re durch die Anwendung des Diversitätsprinzips. Die von GPR und RSK empfohlenen Sicherheitsprinzipien sowie eine systematische Klassifizierung von Ereignissen und von Sicherheitsfunktionen und

-systemen sind wichtige Voraussetzungen, um diese Ziele zu erfüllen. Die vom EPR-Projekt bisher vorgestellten Auslegungsentwürfe lassen erkennen, daß technische Lösungen möglich sind, die

das Potential haben, die hoch gesteckten Sicherheitsziele zu erfüllen. Eine endgültige Bewertung wird erst mit detaillierten deterministischen und probabilistischen Analysen möglich sein.

Significance of the diversity principle in system technology of future pressurised water reactors

The Franco-German safety approach for future pressurised water reactors was developed by GPR (Groupe Permanent chargé des Réacteurs Nucléaires) and RSK (Reactor Safety Commission) with support of GRS and IPSN. In 1993, it was adopted by DFD (Franco-German Directorate) and published by BMU (Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety) and DSIN (Direction de la Sécurité des Installations Nucléaires). In the following years, this safety approach was extended and refined in parallel to the development stages of the EPR design project. The work done by GRS and IPSN during this time was documented in nearly 50 common reports. One of the major subjects was the diversity principle, and its significant aspects were taken into account for both the development of the general safety approach and the detailed recommendations.

The diversity principle is applied to avoid common-cause failures or their consequences. In France and Germany, it already has been applied in system design. Examples for French plants are diverse drives for the emergency feedwater supply and diverse actuations of reactor scram. An example for the German Konvoi plant is the feedwater supply consisting of three diverse systems.

Main objectives of the common safety approach

The common safety approach of 1993 contains several safety objectives. The three most important ones are:

- further reduction of the core melt frequency
- the "practical elimination" of accident situations which could lead to large early releases of radioactive material
- for low-pressure core melt situations the design has to be such that the associated maximum releases conceivable would necessitate only very limited protective measures in area and time:
 - no permanent relocation
 - no need for emergency evacuation outside the immediate vicinity of the plant

- no long-term restriction on food consumption.

The first safety objective is further characterised by a core damage frequency of 10^{-6} per year for all internal events. This probabilistic target is an orientation value and no quantitative requirement. On the assumption that the non-availability of a safety system consisting of several redundant trains cannot be demonstrated to be less than 10^{-4} per demand, the availability of at least two diverse systems is required for the control of frequent events.

The second objective requires even higher availabilities, if the "practical elimination" of accident situations is to be obtained by the design of systems. Such an accident situation is, for example, core melt under high primary system pressure. Therefore, it is a design objective to transfer high-pressure core melt to low-pressure core melt with a high reliability. This can be obtained by the combination of two requirements:

- preventing event sequences which may lead to core melt under high system pressure, and
- providing additional measures for the transfer of core melt under high system pressure to core melt under low system pressure.

The reliability of primary bleed is of special importance in this respect.

The third objective requires additional functions and systems which are not required to achieve the first and second objective: hydrogen reduction, core debris cooling, and heat removal from the containment. This implies a nearly complete diversity of functions and systems. However, the systems have to be independent of those required to achieve the first and second objective.

Diversity on the level of functions and systems

The optimal realisation of the diversity principle requires a new systematic approach. It is consistent with the enhancement of the defence-in-depth concept and is characterised by the application of the diversity principle on different safety levels:

- diverse safety functions for the same basic safety functions (subcriticality, core cooling, and confinement of radioactive substances)
- diverse systems for the same safety function
- diverse equipment in multi-train systems.

The most efficient way of implementing the diversity principle takes place on the first level. There, the largest degree of diversity for the systems is reached since the functions to be fulfilled are already diverse. Diversity on the second and third level is common practice in existing plants. The realisation of the diversity principle for the EPR is demonstrated exemplary for the basic safety function "core cooling", which is closely related to the prevention of severe core damage, in the following:

Basic Safety Function	Safety Functions	Systems
Cooling of the core	Secondary-side heat removal	– Main feedwater
		– Start-up and shut-down
		– Emergency feedwater
	Primary-side heat removal via Bleed and Feed	– Safety valves
		– “Dedicated Valves”
		– Residual heat removal
		– Low-head safety injection

Realisation of the diversity principle for the EPR, exemplary for the basic safety function “core cooling”

Event classification in view of the diversity principle

In order to put the multilevel diversity principle into practice it is necessary to introduce an appropriate classification concept for events and systems. The Franco-German safety approach uses an event classification according to “Plant Condition Categories (PCC)”, which

largely corresponds to the design basis for existing plants, and “Risk Reduction Categories (RRC)”, which represents the severe accidents prevention and mitigation strategy. The structure of this classification also reflects the strategy of enhancement of the defence-in-depth safety concept.

Event Categories	Systems to cope with the events	
1. “Plant Condition Categories”		
Normal operation	PCC 1	Operational systems / Limitation systems
Anticipated operational occurrences	PCC 2	Operational systems / Limitation systems Safety systems (Class F1)
Incidents	PCC 3	Safety systems (Class F1)
Limiting accidents	PCC 4	Safety systems (Class F1)
2. “Risk Reduction Categories”		
Prevention of core melt	RRC-A	Diverse safety systems (Class F2) to prevent core melt
Prevention of large releases after core melt	RRC-B	Systems (diverse to all failed systems) to mitigate consequences of core melt

Classification of events and systems

Events of the RRC-A are defined, among others, as initiating events belonging to the PCC, but with the additional assumption of a complete failure of a safety system of Class F1. The systems to be installed to control such events have to be reliable and also diverse to the systems which were assumed to have failed. They are classified F2. ATWS (Anticipated Transients without Scram) is a typical example for an RRC-A event. Moreover, Table 2 shows that for frequent events at least a threefold diversity is guaranteed to prevent core melt (operational or limiting systems of Class F1, diverse safety system of Class F2). For less frequent events the diversity is still at least twofold. With regard to the limitation of radioactive releases after core melt accidents (RRC-B), the total diversity of all systems involved is always one degree higher.

Primary bleed and feed

One of the most important diverse functions implemented in the design of the EPR is primary feed and bleed. It is a diversity to the secondary heat removal function, supplemented by the additional bleed function to “practically eliminate” core melt under high pressure (“dedicated valves”).

Outlook

It was obvious that the ambitious safety objectives required an optimised and partly new approach in safety system architecture, especially due to the application of the diversity principle. The safety principles recommended by GPR and RSK and a systematic approach concerning the classification of events, safety functions and systems are essential prerequisites to fulfil these objectives. The design solutions presented by the EPR project so far indicate that technical solutions are possible which have the potential to fulfil these ambitious safety objectives. A final judgement will only be possible on the basis of detailed deterministic and probabilistic analyses.

W. Frisch, G. Gros (IPSN)

Auswertung von Betriebserfahrungen in Deutschland und Frankreich

GRS und IPSN arbeiten seit Jahren eng zusammen, um den Herausforderungen durch die europäische Integration gewachsen zu sein. Im Rahmen dieser Zusammenarbeit wurde 1997 ein Austausch von technisch-wissenschaftlichem Personal auf dem Gebiet der Auswertung von Betriebserfahrungen aus Kernkraftwerken begonnen.

Die Auswertung von Betriebserfahrungen ist ein wichtiger Bestandteil des Sicherheitskonzepts von Kernkraftwerken. Sie trägt entscheidend dazu bei, das Sicherheitsniveau der Kernkraftwerke zu erhalten und zu verbessern. Daher ist sie von größtem Interesse bei Betreibern und Behörden in Frankreich und in Deutschland. In beiden Ländern unterstützen IPSN und GRS als technische Sachverständigenorganisationen die nationalen Behörden auf dem Gebiet der Auswertung von Betriebserfahrungen aus Kernkraftwerken. Dieser Beitrag zeigt Gemeinsamkeiten und Unterschiede auf.

Auswertung von Betriebsdaten

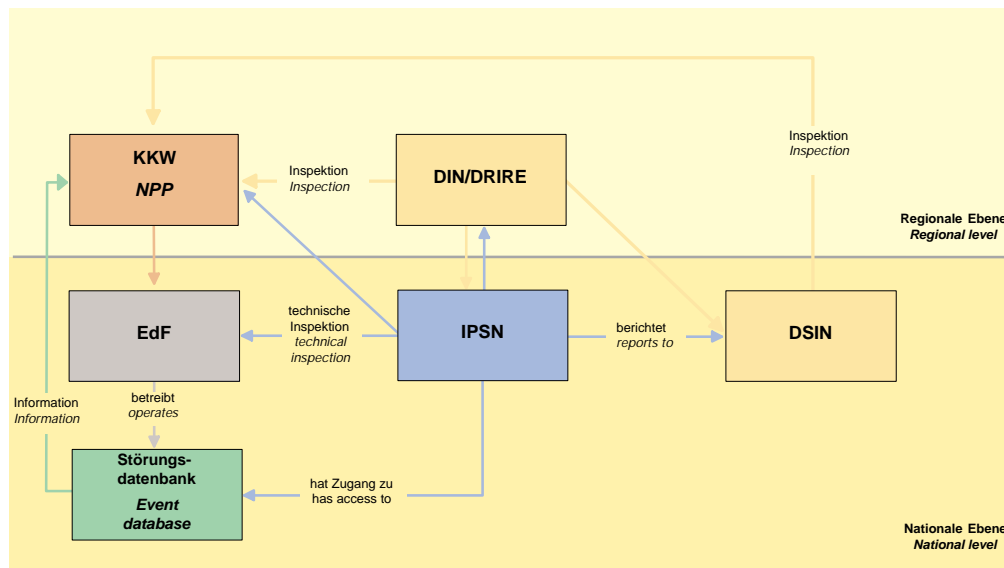
Die Auswertung von Betriebsdaten umfaßt die Analyse aller Daten, die in einem Kernkraftwerk angezeigt und gespeichert werden. Dadurch kann der Betreiber das Betriebsverhalten der Anlage überwachen, Störungen entdecken, Instandhaltungsmaßnahmen einleiten oder wirtschaftliche Fragestellungen beantworten. Er nutzt die Betriebsdaten auch dazu, Schwachstellen aufzudecken und entsprechende Verbesserungen vorzunehmen.

Die Behörden und ihre technischen Sachverständigenorganisationen haben im Rahmen ihrer aufsichtlichen Tätigkeit Zugang zu diesen Daten. Dadurch sind sie über den Betrieb der Anlagen und auch über nicht anzeigepflichtige Anlagenänderungen informiert.

In Frankreich überwachen die Genehmigungsbehörde DSIN (Direction de Sûreté des Installations Nucléaires) und die regionalen Behörden DIN/DRIRE (Division des Installations Nucléaires der Direction Régionale de l'Industrie, de la Recherche et de l'Environnement) die nuklearen Anlagen. Das IPSN unterstützt häufig die Behörden bei den Inspektionen. Dabei erhalten das IPSN und die Behörden Informationen über die Betriebsdaten aus allen französischen Anlagen. Die betrieblichen, nicht meldepflichtigen Ereignisse werden in einer wöchentlichen Besprechung beim IPSN systematisch ausgewertet. Ziel dieser Besprechungen ist es, Trends zu identifizieren und die Ereignisse auf vergleichbare Ereignisse in anderen Anlagen hin zu untersuchen. Die EdF (Electricité de Fran-

ce) ist in Frankreich der einzige Betreiber von Kernkraftwerken. In zentral organisierten Abteilungen wird die Betriebserfahrung aller Blöcke ausgewertet und in einem Datenbanksystem gespeichert. Dieses Datenbanksystem ist die Grundlage der Zuverlässigkeitsdaten in Frankreich. Das IPSN hat Zugang zu der EdF-Störungsdatenbank.

In Deutschland ist die Aufsicht föderal organisiert. Dem BMU obliegt die Recht- und Zweckmäßigkeitssaufsicht über die Länderbehörden. Die Länderbehörden und ihre technischen Sachverständigenorganisationen, im wesentlichen die TÜVe (Technische Überwachungs-Vereine), überwachen den Kraftwerksbetrieb. Dabei haben sie Zugang zu den betrieblichen Daten. Sie verfolgen anlagenspezifisch die Umsetzung der Betriebserfahrung. Generische Auswertungen von Betriebsdaten gibt es von Behördenseite aus nur in wenigen Fällen. Die GRS hat Betriebsdaten für sicherheitsrelevante Komponenten und Systeme einiger Kernkraftwerke ausgewertet, um Zuverlässigkeitsdaten zu erhalten. Die 19 Kernkraftwerke Deutschlands werden von verschiedenen Elektrizitätsversorgungs-Unternehmen betrieben. Jedes Kraftwerk wertet seine eigenen Betriebsdaten aus. Die VGB (Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber) und die VdEW (Vereinigung deutscher Elektrizitätswerke) organisieren Arbeitsgruppen zur Auswertung von Betriebsdaten. Im Auftrag der VGB hat der Anlagenbauer Siemens eine Zuverlässigkeitsdatenbank für einige ausgewählte Komponenten sicherheitstechnisch relevanter Systeme aufgebaut. Die Betriebsdaten werden nicht übergreifend systematisch ausgewertet.



Erfassung und Auswertung von Betriebsdaten in Frankreich
Registration and evaluation of operational data in France

Auswertung von meldepflichtigen Ereignissen

Die französischen Kernkraftwerke melden alle meldepflichtigen Ereignisse gemäß ihren Meldekriterien an DSIN, DIN/DRIRE und IPSN. Diese werden im IPSN auf ihre sicherheitstechnische Bedeutung hin analysiert. Innerhalb von zwei Monaten legt der Betreiber den Behörden einen ausführli-

Evaluation of NPP operating experience in Germany and France

GRS and IPSN have been co-operating closely for many years to be able to face the challenges of European integration. Within the framework of this co-operation, an exchange of technical and scientific experts specialising in the evaluation of NPP operating experience was begun in 1997.

The evaluation of operating experience is an important part of the safety concept of nuclear power plants. It contributes crucially to maintaining and enhancing the safety level of nuclear power plants. The evaluation of operating experience is therefore of highest interest for utilities and authorities in France as well as in Germany. In the two countries, IPSN and GRS – in their role as technical expert organisations – assist the national authorities in the field of the evaluation of NPP operating experience. This article shows up the similarities and differences.

Evaluation of operational data

Generally, the evaluation of operational data covers the analysis of all data that arise in a NPP and are stored there. The utility uses these data to monitor the operating behaviour of the plant, detect disturbances, plan maintenance measures, and perform economic evaluations. The evaluation of operational data is also used to identify weak points and implement corresponding improvements.

The authorities and their technical support organisations have access to these data in the connection with their routine supervision. They are thus well informed about the on-going operation and also about minor plant modifications that need no approval by the authority.

In France, the licensing authority DSIN (Direction de Sûreté des Installations Nucléaires) – which is a ministerial department reporting to the Ministry of Industry and the Ministry for the Environment – and the departments for nuclear facilities of the regional authorities DRIRE (Direction Régionale de l'Industrie, de la Recherche et de l'Environnement) perform the supervision of nuclear facilities. IPSN often accompanies DSIN and DRIRE during the inspections to support the authorities with its technical expertise. Thus the authorities and IPSN obtain information about the operational data of all French installa-

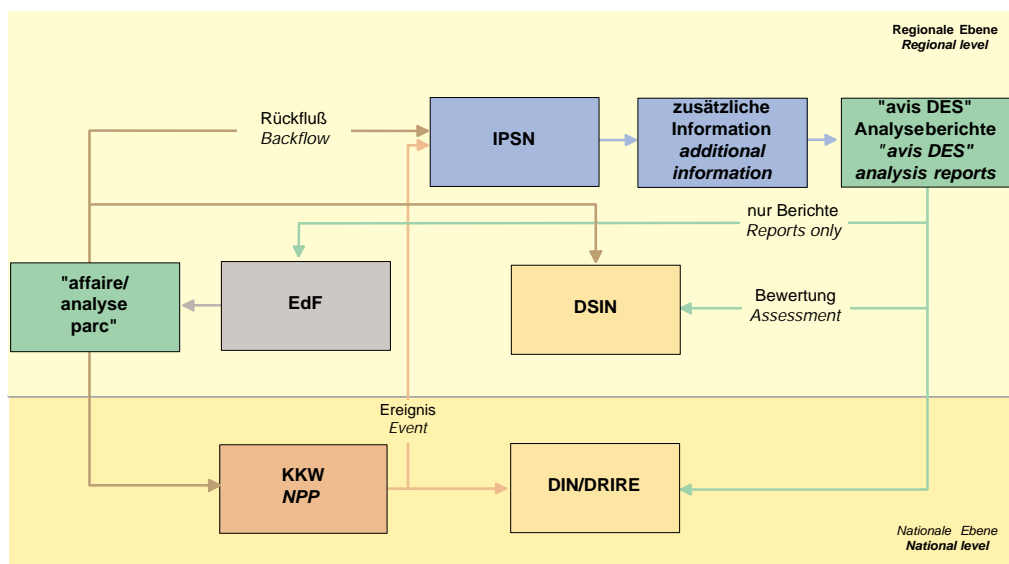
tions. The occurrences (i.e. component or system failures which do not have to be reported) are evaluated systematically by IPSN in weekly meetings. The aim of these meetings is to identify trends and perform comparative analyses of similar failures in other plants. In France, EdF (Electricité de France) is the only NPP operator. In centrally organised departments, the operational data of all NPP units are analysed and stored in a data base system. This data base system is the basis for the French reliability data. IPSN has access to this data base.

In Germany, nuclear licensing and supervision are organised in line with the country's federal system. The Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (Bundes-

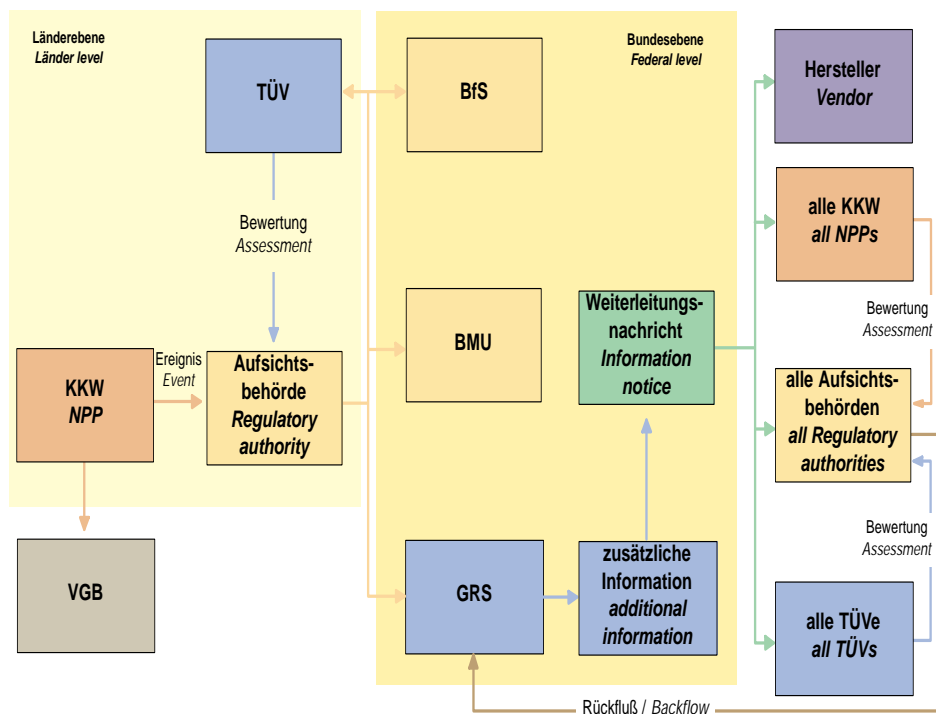
ministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit – BMU) performs the supervision of the *Länder* authorities regarding lawfulness and expediency. The *Länder* authorities and their technical support organisations, mainly the Technical Inspectorates (Technische Überwachungsvereine – TÜV), supervise NPP operation. These authorities and organisations have access to the operational data of the plants. They monitor the plant-specific implementation of the operating experience. Generic evaluations by the regulators of operational data have been performed only in special cases. GRS has evaluated operational data restricted to several safety-relevant components and systems of some plants to obtain reliability data for PSA use. The 19 German NPPs are operated by several power utilities. Each power plant performs its own evaluation of operational data. The utility associations VGB (Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber) and VDEW (Vereinigung Deutscher Elektrizitätswerke) organise working groups for the evaluation of operational data. On behalf of the VGB, the manufacturer Siemens operates a reliability data base on failures of selected components in safety-relevant systems. There is no systematic evaluation of operational data on a national level.

Evaluation of notifiable events

The French NPPs report all events according to the reporting criteria by telex or fax to DSIN, the regional DRIRE and IPSN.



Rückfluß der Betriebserfahrung in Frankreich
Backflow of operating experience in France



Rückfluß der Betriebserfahrung in Deutschland. Die Arbeit der GRS im Auftrag des BMU ist wesentlich darauf gerichtet, die Übertragbarkeit eines Ereignisses auf Anlagen anderer Bauweisen zu bewerten.

Backflow of operating experience in Germany. The work of GRS on behalf of the BMU is mainly directed at assessing the applicability of an event to plants of different types.

These event reports are evaluated at IPSN with regard to their safety significance. Within two months, the utility has to present a detailed event report which is again evaluated at IPSN. Here, the aim is to identify generic aspects of the events and, if necessary, to stipulate further analyses. IPSN runs the French data base on notifiable events. The supervision of the correctness of the INES (International Nuclear Event Scale) classification by the utility is performed by DSIN.

The reaction of IPSN is adapted to the safety significance of the event. In some cases, DSIN is informed in an informal letter. As for events with safety significance, IPSN prepares the "avis DES" (DES – Département d'Evaluation de la

	Frankreich France	Deutschland Germany
Systematische Erfassung und vertiefte Auswertung von betrieblichen Daten <i>Systematic registration and in-depth evaluation of operating data</i>	KKW, EdF – DSIN, DIN/DRIRE, IPSN <i>NPP, EdF – DSIN, DIN/DRIRE, IPSN</i>	KKW – Länderbehörden, TÜV (anlagenspezifisch), [GRS in besonderen Fällen] <i>NPP – Länder authorities, TÜV (plant-specific), [GRS in special cases]</i>
Ereignis-Datenbank <i>Event database</i>	EdF – IPSN	VGB – BfS
Systematische Auswertung aller Ereignisse <i>Systematic evaluation of all events</i>	EdF – IPSN	GRS
Generische Untersuchungen <i>Generic studies</i>	EdF – IPSN	VGB (in besonderen Fällen) – GRS <i>VGB (in special cases) – GRS</i>
INES-Einstufung <i>INES classification</i>	KKW – DSIN <i>NPP – DSIN</i>	KKW – GRS <i>NPP – GRS</i>

Beteiligte Organisationen bei der Auswertung von Betriebserfahrungen. Die verwendeten Methoden und der Tiefgang der Untersuchungen in Frankreich und Deutschland sind sehr ähnlich und der sicherheitstechnischen Bedeutung der Ereignisse angepaßt. Wesentliche Unterschiede sind auf die zentralistische Organisation in Frankreich und die föderale Struktur in Deutschland zurückzuführen.

Organisations involved in the evaluation of operating experience. The methods used and the depth of the analyses in France and Germany are very similar and are adapted to the safety significance of the respective events. Essential differences are due to the centralist organisation in France and the federal structure in Germany.

Sûreté: department of IPSN) which is sent to the safety authorities DSIN and DRIRE. The "avis DES" contains an assessment of the event the measures planned by the utility. Regarding its underlying technical analysis, the "avis DES" is comparable to an Information Notice issued by GRS.

EdF also analyses all events. For generic problems, additional detailed analyses are performed ("analyse parc", "affaire parc"). EdF and the French authorities – with technical assistance provided by IPSN – have made every effort to treat generic issues adequately. Owing to the relatively large number of equal-type units, such issues arise comparatively often.

In Germany, the NPPs report any event to the competent authority, its related TÜV and VGB. The authority forwards the reporting form to the BMU and at the same time to the Federal Office for Radiation Protection (Bundesamt für Strahlenschutz – BfS) as well as to GRS. After a notifiable event has been re-

ported, the respective TÜV prepares an assessment on behalf of the authority. In this assessment, the event and the measures taken by the NPP are analysed and judged, and recommendations for further measures are given if necessary.

The VGB forwards the event notification to all NPPs, the utilities and manufacturers. It runs its own event data base. However, plant-independent in-depth evaluations of the events or generic analyses are only performed in selected cases.

On the authority side, the BfS checks the correctness of the reporting criteria and runs the national event data base. GRS analyses each event in depth. Similar to the IPSN approach, they are analysed regularly with regard to their safety significance, generic aspects, and classification according to the INES scale.

For GRS, the main tool to communicate the results of its evaluation of operating experi-

ence is the Information Notice ("Weiterleitungsnachricht"). These Information Notices are issued if the events concerned are safety-significant and may be applicable to other plants. They contain recommendations for actions to be taken and further measures. Following authorisation, GRS distributes the Information Notices on behalf of the BMU to all authorities, TÜVs, the NPPs, the utilities, and manufacturers. The utilities and the TÜVs analyse the recommendations on plant level and initiate corrective measures if necessary. For some years now, the Länder authorities have been reporting back on measures that have been carried out. It is therefore possible to evaluate the feedback of the Information Notices, which is made available to all concerned in an annual report written and distributed by GRS.

M. Maqua, A. Thizon

Forschung und Entwicklung - Grundlagen der Sicherheitsbewertung

Research and development – An Essential Basis for Safety Assessments

Bei der Beurteilung der Sicherheit von Kernkraftwerken ist der Stand von Wissenschaft und Technik maßgebend. Für diese Aufgabe bietet die GRS den Behörden ihren Sachverstand an. Dieser gründet sich auf eine enge Verzahnung von Reaktorsicherheits-Forschung, fundierten technischen Kenntnissen der Anlagen und langjähriger Praxis in der Auswertung von Betriebserfahrungen. Neue Erkenntnisse aus der Forschung werden bei der Beantwortung sicherheitstechnischer Fragen unmittelbar umgesetzt. Anforderungen aus Aufsicht und Genehmigung werden bei der Planung von Forschung und Entwicklung (FuE) einbezogen. FuE sind daher ein wesentliches Element zur umfassenden Beurteilung der Sicherheit.

Die GRS konzentriert ihre FuE darauf, abgesicherte Methoden und Verfahren zur sicherheitstechnischen Bewertung von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor (LWR) bereitzustellen. Die Arbeiten umfassen sowohl die Begleitung und Auswertung von Reaktorsicherheits-Experimenten als auch die Entwicklung von Rechenprogrammen zur Simulation von Stör- und Unfällen. Entwicklung und Validierung dieser Rechenprogramme sind eine ständige Aufgabe. Die 1998 erzielten Fortschritte sind im folgenden dargestellt.

Reaktorkern

Für die Simulation des Kernverhaltens unter Stör- und Unfallbedingungen wird das mehrdimensionale Rechenprogramm QUABOX/CUBBOX weiterentwickelt. Die Kopplung mit dem Thermohydraulik-Programm ATHLET eröffnet neue Möglichkeiten, Transienten mit starker Wechselwirkung zwischen Thermohydraulik und Neutronenkinetik zu simulieren, z. B. Deborierungs- und Kaltwasser-Transienten.

Zur Überprüfung der Genauigkeit gekoppelter Rechenprogramme wurde im Rahmen der OECD das Benchmark-Problem zum Frischdampf-Leitungsbruch in einem Druckwasserreaktor (DWR) international definiert. Es wurde in drei Schritten angegangen:

1. Mit ATHLET-QUABOX/CUBBOX wurde die Aufgabe mit Punktkinetik gelöst.
2. Im zweiten Schritt wurde das gekoppelte dreidimensionale (3D) Verhalten des Kerns mit vorgegebenen zeitlichen thermohydraulischen Randbedingungen berechnet.
3. Die Berechnung mit gekoppeltem 3D-Kernmodell ist in Vorbereitung.

Auf einem Workshop bei der GRS in Garching wurden die Ergebnisse präsentiert und die Unterschiede in den Berechnungen diskutiert, die durch zusätzliche Sensitivitätsanalysen aufgeklärt wurden. An dem Workshop haben sich 15 Organisationen aus Ländern der OECD beteiligt, ein Beleg für das große internationale Interesse.

Die Entwicklung bei der Auslegung von Brennelementen zielt darauf ab, Uran- und Mischoxid-Brennstoff besser auszunutzen. Dies führt zu einer heterogenen Verteilung des Brennstoffs im Kern. Um Reaktivitätsverhalten und Nuklidinventar weiterhin ausreichend genau berechnen zu können, muß die bisherige Rechenmethodik weiterentwickelt werden. Dies geschieht auf der Grundlage des in der GRS entwickelten Abbrandmodells OREST und des Standard-Neutronentransport-Modells KENO. Mit diesem von kommerziellen Programmen unabhängigen Modell lassen sich ortsabhängige Einflüsse der Moderation und des Brennstoffgehalts auf das Neutronenspektrum erfassen. Programmablauf und Datenaustausch zwischen den Rechenmodulen wurden festgelegt und eine neue Wirkungsquerschnitts-Bibliothek für KENO bereitgestellt. Die Reaktivität in Abhängigkeit vom Abbrand konnte deutlich verbessert berechnet werden.

Kühlkreislauf

ATHLET ist ein leistungsstarkes Rechenprogramm, mit dem das Verhalten des gesamten Dampferzeugungs-Systems von LWR simuliert werden kann. Es deckt den Bereich der Auslegungsstörfälle und der auslegungsüberschreitenden Störfälle

bis hin zum Beginn schwerer Kernschäden ab. Durch Einbeziehung von Anlagenkomponenten außerhalb des Kühlkreislaufs in die Simulation lassen sich Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes untersuchen. Für probabilistische Sicherheitsanalysen haben Störfälle bei Teillast und im abgeschalteten Zustand Bedeutung erlangt, die mit ATHLET berechnet werden können.

ATHLET wird in der Version Mod 1.2A von etwa 50 Organisationen im In- und Ausland für aktuelle Sicherheitsanalysen eingesetzt. Dabei erfreut sich die PC-Version wachsender Beliebtheit. Erfahrungsrückfluß von den Anwendern und systematische Validierung bestimmen maßgeblich die Weiterentwicklung des Programms. Höhere Robustheit und größere Schnelligkeit sind der bedeutendste Fortschritt für die Anwender. Dank der erreichten Rechengeschwindigkeit sind heute auch Sensitivitäts-Untersuchungen komplexer Störfälle möglich.

Die Kopplung des Moduls FLUBOX mit ATHLET öffnet eine weitere ATHLET-Entwicklung. Sie soll es ermöglichen, die Zweiphasen-Strömung im Reaktordruckbehälter zwei- und dreidimensional zu simulieren. Die Ringraum-Strömung wurde bereits zweidimensional berechnet. Ein Modul zur dreidimensionalen Berechnung für das untere Plenum wird z. Z. entwickelt.

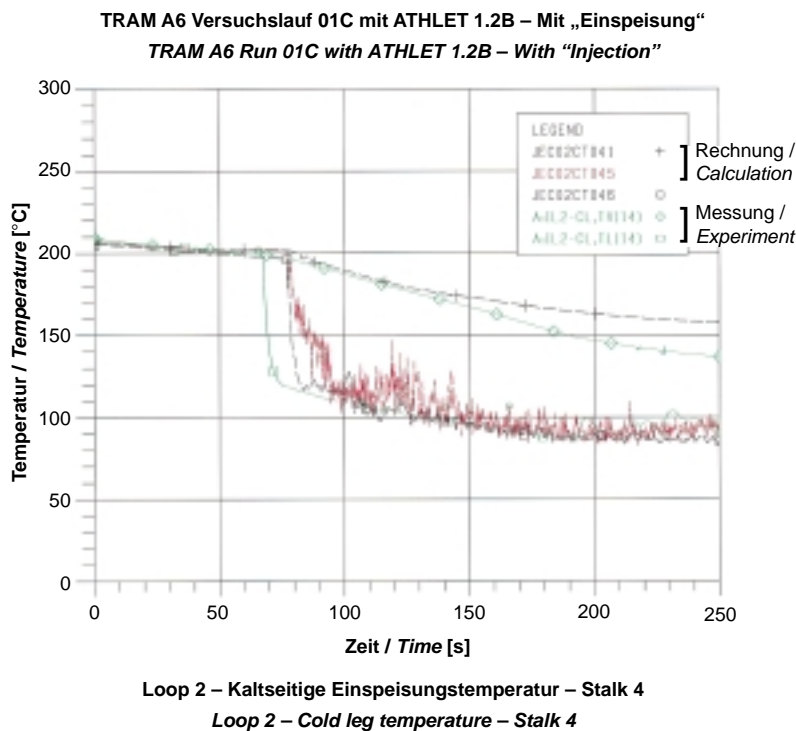
Die Quantifizierung der Aussagesicherheit von Rechenprogrammen bleibt ein weiterer Schwerpunkt der FuE. Grundlagen für wesentliche Modelle der Rechenprogramme sind Meßergebnisse, die üblicherweise um einen Mittelwert streuen. Daher wird zur Quantifizierung der Aussagesicherheit für einen Modellparameter kein Einzelwert, sondern ein Wertebereich angesetzt. Mit dem bei der GRS entwickelten Programm SUSA (**S**oftware-System für **U**nsicherheits- und **S**ensitivitäts-**A**analysen) kann die Aussagesicherheit quantifiziert werden: Ausgehend von den Wertebereichen und Häufigkeitsverteilungen der Parameter sowie den Unsicherheiten der Anfangs- und

ATHLET-Modellverbesserungen: Beispiel UPTF-TRAM Experiment A6

Modellverbesserungen werden anhand experimenteller Ergebnisse überprüft. Dies wird am Beispiel des Kondensationsmodells erläutert: Im UPTF-TRAM Experiment A6 wird aus den Druckspeichern 30 °C kaltes Wasser in die mit Dampf gefüllten Haupt-Kühlmittelleitungen eingespeist. Am Einspeisestrahler und in seiner unmittelbaren Umgebung kondensiert der Dampf, und der Druck sinkt. Für die Wirksamkeit entscheidend ist die Frage, ob das Notkühlwasser aus den Druckspeichern den Druck im Reaktorsystem auf die Förderhöhe der Niederdruckpumpen senken kann.

Ob die Kondensation realistisch modelliert ist, läßt sich durch Vergleich der berechneten und gemessenen Wassertemperatur überprüfen. Die Fluidtemperaturen werden mit einer Meßblanze in der Kühlmittelleitung zwischen der Einspeisestelle und dem Reaktordruckbehälter gemessen. Die obere Meßposition liegt im dampfgefüllten Teil der Leitung und stimmt mit der berechneten Dampf-temperatur T_v überein. Die beiden tiefer liegenden Meßpositionen zeigen nach Überflutung eine deutliche Temperaturabsenkung, die davon abhängt, wie stark das Notkühlwasser durch Kondensation erwärmt wurde. Die gute Übereinstimmung der berechneten Wassertemperatur T_L mit diesen Messungen bestätigt hier die Gültigkeit des Kondensationsmodells.

Die Modellierung der Phasengrenzfläche für unterschiedliche Strömungsformen und die weitere Verkürzung der Rechenzeit sind Schwerpunkte für die Weiterentwicklung.



UPTF-TRAM Experiment A6: Gemessene Temperaturen an der Meßblanze und mit ATHLET berechnete Dampf- und Wassertemperaturen in der „kalten“ Haupt-Kühlmittelleitung

Randbedingungen werden die daraus resultierenden Streuungen und Häufigkeitsverteilungen der Rechenergebnisse ermittelt. Typisch sind Angaben über die Wertebereiche für die maximale Temperatur der Brennstabhüllen und für den Füllstand im Reaktordruckbehälter.

ATHLET-CD zur Simulation von Unfällen mit Kernschmelzen wird weiterentwickelt, wobei Modelle des Instituts für Kernenergie der Universität Stuttgart eingebunden werden. Ziel ist die realistische Beschreibung der Kernschädigung, der Spaltproduktfreisetzung, des Spaltprodukt- und Aerosoltransports und der Belastung des Reaktordruckbehälters (RDB) einschließlich ihrer wesentlichen Wechselwirkungen.

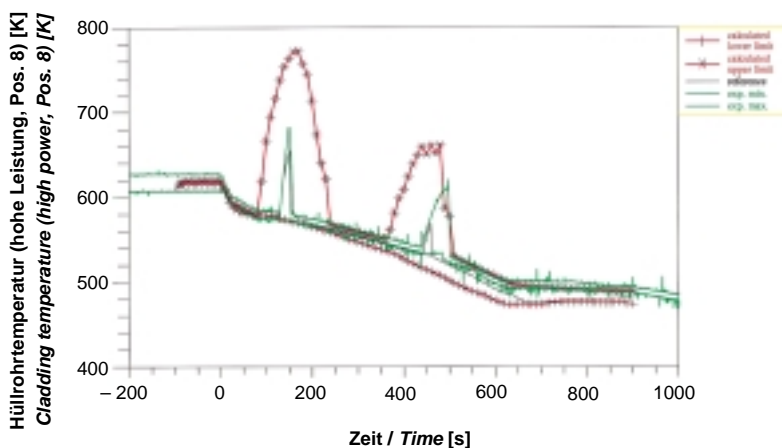
Die bessere Simulation der frühen Phasen der Kernzerstörung, wie Hüllrohrdehnung, Spaltproduktfreisetzung und Rückwirkung der Blockadebildung auf die Fluidynamik war 1998 ein Arbeitsschwerpunkt. Weiterhin wurde das Modell für zerstörte Kernbereiche verbessert und validiert. Ferner wurde ein Modell, das die Rückhaltung von Spaltprodukten in Wasservorlagen beschreibt, im Spaltprodukt-Modul implementiert.

Im PHEBUS-Experiment FPT1 wurde ein Bündel aus vorbestrahlten Brennstäben bis zum teilweisen Schmelzen aufgeheizt. Die GRS hat diesen Versuch nachgerechnet. Die berechneten Werte für die Hüllrohrtemperaturen liegen zwischen den gemessenen in Bündelmitte und am Bündelrand. Der steile Temperaturanstieg während der Hüllrohrroxidation wird gut wiedergegeben, allerdings wird sie durch Hüllrohrversagen vorzeitig beendet. Die maximale Erzeugungsrates von Wasserstoff wird dadurch erheblich unterschätzt. Seine berechnete Gesamtmasse liegt mit 90 g etwas unter dem gemessenen Wert von 110 g. Eine Sensitivitätsanalyse hat gezeigt, daß dieser Wert entscheidend von der Temperatur für das Hüllrohrversagen abhängt.

Ein weiterer Entwicklungsschwerpunkt für ATHLET-CD ist die Simulation der Wechselwirkung zwischen Schmelze und Wand des Reaktordruckbehälters (RDB). Die interne Kühlung war während des Unfalls in der amerikanischen Anlage Three Mile Island (TMI-2) entscheidend dafür, daß die RDB-Wand nicht durchschmolz und die Schmelze im unteren Plenum des RDB

Analyse eines thermohydraulischen Experiments unter Verwendung von SUSANA

Mit ATHLET wurde das Verhalten der japanischen Large Scale Test Facility (LSTF) bei einem 5%-Bruch der „kalten“ Hauptkühlmittelleitung berechnet. Die mit den Wertebereichen der Eingangsgrößen berechneten Ergebnisbereiche wurden mit den Meßwerten verglichen. Gezeigt ist die berechnete obere und untere Grenze der Hüllrohrtemperatur in der höchstbelasteten Ebene des Heizstabbündels, das den Reaktorkern nachbildet. Zum Vergleich sind die höchsten und niedrigsten Meßwerte eingetragen, die an verschiedenen Stäben in der gleichen Ebene des Bündels ermittelt wurden. Zusätzlich ist das Ergebnis einer Referenzrechnung dargestellt. Dort wurden die im Testbericht angegebenen Anfangs- und Randbedingungen verwendet sowie diejenigen Werte, die in der Eingabebeschriftung von ATHLET für die übrigen Eingabeparameter empfohlen werden. Die gemessenen Temperaturen liegen weitgehend innerhalb der berechneten Grenzen. Dieses Ergebnis zeigt deutlich auf, daß die Eingabeparameter und ihre Wertebereiche realistisch spezifiziert wurden.



Vergleich des zeitlichen Verlaufs der mit ATHLET berechneten Wertebereiche und der gemessenen Minimal- und Maximalwerte der Hüllrohrtemperatur in der hochbelasteten Ebene des Stabbündels

gehalten wurde. Das Simulationsmodell AIDA (= **A**nalysis of **I**nteraction between **C**ore **D**ebris and the **R**ector **P**ressure **V**essel during **S**evere **A**ccidents) berechnet das dynamische Verhalten der Kruste um die Schmelze und die Wärmeströme aus der Schmelze in die RDB-Wand und weiter in den Sicherheitsbehälter.

Sicherheitsbehälter

An den Sicherheitsbehälter für Kernkraftwerke werden höchste Anforderungen gestellt, da er bei Kühlmittelverlust-Störfällen und Unfällen die letzte Barriere für die

radioaktiven Stoffe darstellt. Für den Nachweis seiner Funktion und die dafür verwendeten Rechenprogramme gelten daher hohe Qualitätsansprüche.

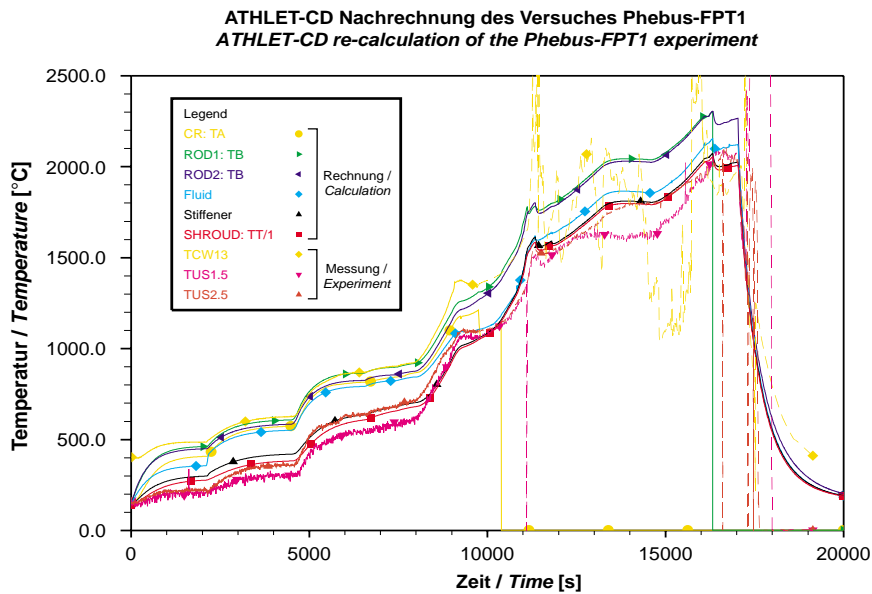
Das aus mehreren Hauptmodulen bestehende Rechenprogramm COCOSYS soll alle wesentlichen Vorgänge bei Unfällen im Sicherheitsbehälter von LWR simulieren. Das Hauptmodul „Thermohydraulik“ wurde für die Simulation verschiedener technischer Systeme, z. B. von Sprühsystemen, Eiskondensatoren und Explosionsklappen, ergänzt. In dem Hauptmodul „Aerosol-Spaltprodukte“ wurde das Modul zur Simu-

lation des Verhaltens von Nukliden erweitert, mit dem nun die Freisetzung und der radioaktive Zerfall einzelner relevanter Nuklide sowie die durch den Zerfall erzeugte thermohydraulische Rückwirkung berücksichtigt werden können. Das Modul „Beton-Schmelze-Wechselwirkung“, das auf dem Programm WECHSL zur Berechnung der Betonerosion basiert, wurde um ein neues Modul ergänzt, das auf der Basis eines thermochemischen Gleichgewichtsmodells die Freisetzung von Spaltprodukten und Strukturmaterial berechnet. Bei der Nachrechnung des Experiments BMC-HYJET4 (Helium-Strahl) wurde die Kopplung von COCOSYS mit dem CFD (Computational Fluid-Dynamics)-Programm CFX4.1 erfolgreich erprobt.

GRS und IPSN entwickeln gemeinsam den Integral-Code ASTEC. Mit ihm soll das Verhalten des Gesamtsystems, d. h. Dampferzeugungssystem und Sicherheitsbehälter, unter Störfall- und Unfallbedingungen simuliert werden. IPSN konzentriert sich auf den Kühlkreislauf, die GRS auf den Sicherheitsbehälter. Ein gesonderter Beitrag in diesem Kapitel befaßt sich mit seiner Entwicklung und einer ersten Anwendung für eine probabilistische Sicherheitsanalyse der Stufe 2.

Das CFD (Computational Fluid-Dynamics)-Rechenprogramm LAVA wurde gezielt weiterentwickelt. Es simuliert die Ausbreitung und die Kühlung einer Kernschmelze im Sicherheitsbehälter. LAVA basiert auf dem rheologischen Modell eines Bingham-Fluids und der Lösung der stationären Navier-Stokes-Gleichungen. Die Zulässigkeit wichtiger Annahmen wurde eingehend überprüft, z. B. die Vernachlässigung der Trägheitskräfte bei Strömungs-Geschwindigkeiten ≤ 2 m/s. Modellerweiterungen, mit denen die verschiedenen Mechanismen des Wärmetransports (Krustenbildung an der freien Oberfläche und Wärmeleitung im Substrat) beschrieben werden, sollen die Leistungsfähigkeit von LAVA weiter verbessern. Es wurde ferner um einen Algorithmus zur Beschreibung von Strömungen auf einer zweidimensionalen Oberfläche erweitert. LAVA lieferte beeindruckende Ergebnisse bei blinden Voraus- und Nachrechnungen verschiedener Experimente.

Im Rahmen der Begleitung und Analyse von Wasserstoff-Verbrennungsexperimenten bei der Nuclear Power Engineering



ATHLET-CD-Analyse des PHEBUS-FPT1-Experiments: Gemessene und berechnete Temperaturen in halber Bündelhöhe; Bündelmitte (TCW13), Bündelrand (TUS1.5 und TUS2.5)

Corporation in Japan werden verschiedene Verbrennungsmodelle überprüft und weiterentwickelt. Erfolgreich war das Modell von COCOSYS-DECOR und seine Kopplung mit dem CFD-Programm BAS-SIM von Battelle. Außerdem wurden die Experimente mit dem CFD-Programm CFX4.2 simuliert.

Komponenten

Mit strukturmechanischen Analysen läßt sich das Verhalten von Komponenten bei unterschiedlichen Lastbedingungen bestimmen. Im Mittelpunkt derartiger Analysen standen die Komponenten in einer Schleife der Hauptkühlmittel-Leitung eines DWR (Typ Konvoi).

Ein Schwerpunkt waren interdisziplinäre Untersuchungen zur Simulation eines postulierten rißartigen Lecks in der Volumenausgleichs-Leitung. Ausgehend vom Normalbetrieb und einem Leck von 16 cm² wurden die Lastannahmen für die strukturmechanische Analyse mit ATHLET bestimmt. Das Leck entspricht einem 180°-Umfangriß im ebenen Krümmer der Volumenausgleichs-Leitung. Die berechneten zeitlichen Verläufe für Innendruck und Materialtemperatur dienten als Eingabe für die strukturmechanische Berechnung mit dem Finite-Elemente-Programm ADINA.

Diese Methode wurde im Rahmen generischer Analysen bereits auf folgenden Gebieten angewendet: Anlageninterner Notfallschutz, thermische Schichtung in der Volumenausgleichs-Leitung, dynamische Beanspruchungen der Komponenten durch Wasserschläge und Erdbeben. Grundsätzlich hat sich die Analysemethode als interdisziplinäres Werkzeug bei Fragen zur Integrität von Komponenten, insbesondere zur Quantifizierung von Sicherheitsabständen, bewährt.

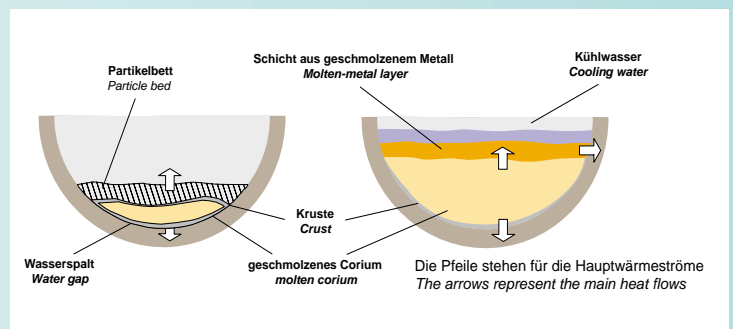
Probabilistische Sicherheitsanalysen – Risiko und Zuverlässigkeit

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) sind heute wissenschaftlicher Standard bei

Simulationsprogramm AIDA

AIDA simuliert die Wechselwirkung zwischen Kernschmelze und RDB-Wand. Typische Ausgangskonfigurationen für AIDA sind:

- Die Kernschmelze mit einem über der Kruste liegenden benetzten Partikelbett und Wasserspalt zwischen unterer Kruste und RDB-Wand (linke Grafik)
- Die Kernschmelze mit Kruste, eine darüberliegende metallische Schicht und direkter Kontakt zwischen unterer Kruste und RDB-Wand (rechte Grafik)

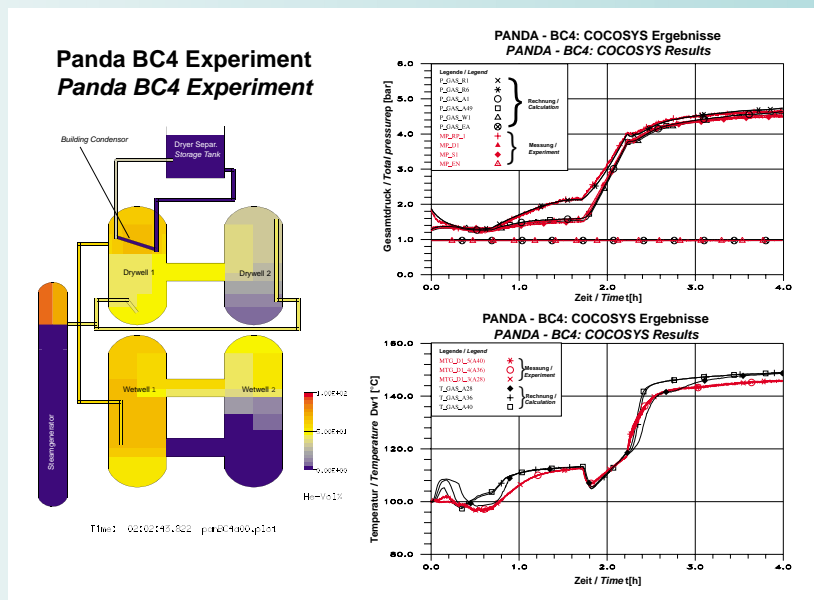


Mit Sensitivitätsanalysen wurde untersucht, welchen Einfluß z. B. die metallische Schicht auf die Restwandstärke des RDB hat. Es zeigte sich, daß die Restwandstärke im untersuchten Fall zwischen 20 und 40 mm liegt und im wesentlichen vom Wärmestrahlungs-Koeffizienten der metallischen Schicht abhängt.

AIDA wurde um ein Modell für die Bildung des Kühlspalts zwischen Schmelze und RDB-Wand und um ein Modell für die Zweiphasen-Strömung in diesem Spalt ergänzt. Diese Entwicklung stützt sich vor allem auf Ergebnisse des deutschen Gemeinschaftsprojekts „Debris/RDB-Wand Wechselwirkung“, an dem das Institut für Kernenergetik der Universität Stuttgart, die MPA-Stuttgart, der Lehrstuhl A für Thermodynamik der TU München, die Firma Siemens/KWU Erlangen und die GRS teilnahmen. Der Zugriff auf Informationen über vergleichbare Programmentwicklungen (TOLBIAC der CEA und CORIUM-2D der Universität Pisa) im Rahmen eines europäischen Projekts beschleunigte die Programmentwicklung.

Erfolgreiche Validierung von COCOSYS am Experiment PANDA BC4

Mit dem Versuch PANDA BC4 wurde das Verhalten eines Gebäudekondensators unter Dampfatmosfera nach Einspeisung eines nicht kondensierbaren Gases (Helium) untersucht. Interesse galt auch der Kühlung der Sekundärseite des Gebäudekondensators, die nur auf Naturkonvektion beruht. Die COCOSYS-Rechnungen zielten darauf ab, die Gasvermischungen und die vom Gebäudekondensator verursachte Konvektion zu beschreiben sowie die lokale Temperaturentwicklung in den internen und externen Wasservorlagen zu simulieren.



Die berechnete Heliumkonzentration in den Behältern zum Zeitpunkt 2:02 h ist farbig dargestellt. Das Helium wurde vom Zeitpunkt 1,8 h an etwa 32 min lang in den Dom des Dampfkessels eingespeist und mit dem produzierten Dampf über zwei Rohrleitungen in die Druckkammerbehälter transportiert. Dies führte zu dem Druckanstieg bei ca. 2 h. Von dort gelangt das Gas in die Kondensationskammern.

Der Vergleich der gemessenen mit den berechneten Druckverläufen im Dampfkessel sowie in den Druck- und Kondensationskammern zeigt eine gute Übereinstimmung. Die Temperaturen sind im Gegensatz zum Druck lokale Größen. Ihre Berechnung weicht daher von den Meßdaten etwas ab, der generelle Verlauf wird aber gut wiedergegeben.

der Beurteilung der Sicherheit von Kernkraftwerken. Sie ergänzen die deterministische Vorgehensweise und finden weltweit immer breitere Anwendung.

In Deutschland existiert bereits große Erfahrung mit PSA der Stufe 1. Mit ihnen werden Häufigkeit und nähere Umstände von System-Schadenszuständen ermittelt. Von einer PSA der Stufe 2 ist zu erwarten, daß sie neben der Bewertung des sicherheitstechnischen Gewinns

anlageninterner Notfallmaßnahmen die Häufigkeit von Kern-Schadenszuständen ermittelt und dabei auch die Rückhaltefähigkeit des Sicherheitsbehälters quantifiziert. Entsprechende Arbeiten für eine fortschrittliche PSA der Stufe 2 sind im Gange. Sie sind in einem gesonderten Beitrag im vorhergehenden Kapitel beschrieben.

Mit Hilfe von PSA sollen weiterhin folgende Fragestellungen geklärt werden:

- Quantifizierung zeitabhängiger, durch Brand verursachter Ereignisabläufe,
- Spezifikation und Quantifizierung von Abhängigkeiten zwischen redundanten Komponenten, die bei Erdbeben zum gemeinsamen Ausfall führen können,
- Festlegung von Komponenten, die unter Unfallbedingungen funktionsfähig bleiben müssen,
- Wertung vorhandener Ansätze zur Beurteilung kognitiver Fehler bei Personalhandlungen.

Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit Mittel- und Osteuropa

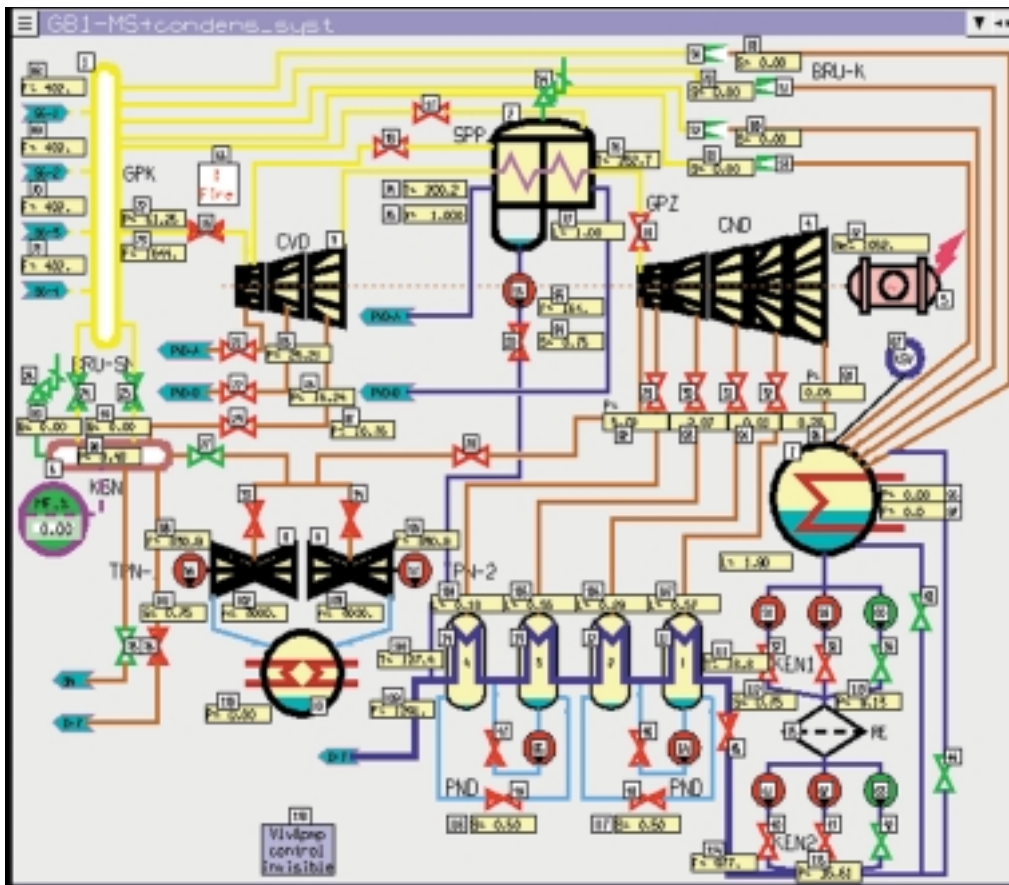
Die Adaption und Weiterentwicklung der GRS-Rechenprogramme QUABOX/CUBOX, ATHLET, ATHLET-CD und RALOC/DRASYS zur Simulation von Stör- und Unfällen in Reaktoren russischer Bauart (WWER-Typ) wurde fortgeführt. Die GRS validiert sie gemeinsam mit ihren Partnerorganisationen in Rußland, der Ukraine, Bulgarien, der Slowakischen Republik, der Tschechischen Republik und Ungarn anhand von Einzeleffekt- und Integralexperimenten sowie durch Nachrechnung von Transienten.

Ein Schwerpunkt war die Entwicklung eines Analysesimulators für den WWER-1000 gemeinsam mit dem russischen Hersteller GET (VNIIAES). Er ermöglicht die zeitnahe Simulation und Analyse von Störfällen und Transienten. Referenzanlage ist das Kernkraftwerk Balakovo-4. Die Software basiert auf den GRS-Programmen ATHLET (Primärkreislauf) und ATLAS (grafische Oberfläche). Für den Sekundärkreislauf wurde das russische Programmmodul CMS (Compressible Mixture Solver) mit ATHLET gekoppelt. Zur interaktiven Steuerung des Simulationsablaufs und zur Visualisierung der Ergebnisse wurden zehn grafische Schemata entwickelt. Die erste Version wurde bereits fertiggestellt.

Ausblick

Für Forschung und Entwicklung werden laufend neue Aufgaben gestellt, die sich aus der sicherheitstechnischen Bewertung ergeben. Sie betreffen vor allem das Brennstabverhalten und die Detailmodellierung der Zweiphasen-Strömung mit CFD.

Brennstabverhalten – In deutschen LWR werden zunehmend Brennelemente eingesetzt, die sich durch längere Standzeit,



Die grafische Benutzeroberfläche des Analysesimulators für den WWER-1000 zeigt beispielhaft den Teil, der das Frischdampf- und Kondensatsystem einschließlich Turbine darstellt.

höheren Abbrand, geänderte Brennstoff-Zusammensetzung (MOX) und höhere Stablängenleistung auszeichnen. Dies führt zu Veränderungen des Brennstoffs und des Hüllrohrmaterials, wie z. B. Pelletschwellen, Porenänderungen in der Brennstoffmatrix, Reduktion der Wärmeleitfähigkeit, Ausbildung des Rand- („rim“)-Effekts oder Zunahme der Oxidschicht am Brennstab-Hüllrohr. Die Berechnungsmethoden sind daher zu erweitern.

CFD (Computational Fluid Dynamics) – CFD-Programme haben ein großes Potential für die detaillierte Simulation mehrdimensionaler Strömungen, wie sie z. B. im Ringraum und im unteren Plenum auftreten. Für einphasige Strömungen werden sie bereits erfolgreich eingesetzt. Zukünftig wird es Stand von Wissenschaft und Technik sein, auch zweiphasige Strömungen mit CFD-Programmen zu simulieren.

Research and Development – An Essential Basis for Safety Assessments

The state of the art is a decisive factor for the safety-related assessment of nuclear power plants. For this task, GRS places its expert knowledge to the disposal of the authorities. This knowledge is based on a close interlocking between reactor safety research, profound knowledge of the plants, and practical knowledge with regard to the evaluation of operating experience for many years. Recent findings from research are directly put into practice for the handling of safety-related issues. Requirements regarding supervision and licensing are taken into account for the planning of research and development (R&D). Thus, R&D is an essential element for all in-depth safety assessments.

GRS concentrates its R&D on making corroborated methods and procedures available for the safety assessment of nuclear

power plants with light-water reactors (LWR). The work comprises both the accompaniment and evaluation of reactor safety experiments and the development of computer codes for the simulation of incidents and accidents. The development and validation of these computer codes is a continuous task. The progress made in 1998 is presented in the following.

Reactor core

For the simulation of core behaviour under incident and accident conditions, the multi-dimensional QUABOX/CUBBOX computer code is being upgraded. The coupling with the ATHLET thermal-hydraulics code offers new possibilities to simulate transients with strong interaction between thermal-hydraulics and neutron kinetics, e.g. deboration and cold-water transients.

To verify the accuracy of coupled computer codes, the benchmark problem with regard to the main-steam line break in a pressurised water reactor (PWR) has been

defined internationally within the framework of an OECD activity. This was done in three steps:

1. ATHLET-QUABOX/CUBBOX was applied to solve the task with point kinetics.
2. In a second step, the coupled three-dimensional (3D) behaviour of the core was calculated with specified time-dependent thermal-hydraulic boundary conditions.
3. The calculation with coupled 3D core model is being prepared.

During a workshop at GRS Garching, the results were presented and deviations in the calculations discussed, which were clarified by additional sensitivity analyses. 15 organisations of the OECD countries participated in this workshop, which shows the great international interest.

The development regarding the design of fuel elements aims at a better exploitation

of uranium- and mixed-oxide fuel. This is leading to a heterogeneous distribution of the fuel in the core. To ensure sufficient accuracy of calculations on reactivity behaviour and nuclide inventory in the future too, the calculation methodology applied so far has to be enhanced. This is done on the basis of the GRS-developed burn-up model OREST and the standard-neutron-transport model KENO. This model, being independent from commercial programs, enables the site-dependent recording of influences of the moderation and the fuel content on the neutron spectrum. Program run and data exchange between the mathematical modules were fixed, and a new cross-section library was made available for KENO. The reactivity in dependency on the burn-up could be improved considerably.

Reactor cooling system

ATHLET is a powerful computer code which can be applied to simulate the behaviour of the entire nuclear steam supply system of an LWR. It covers the field of design basis and beyond-design-basis accidents up to the beginning of severe core damage. By taking into account plant components outside the reactor cooling system, accident management measures can be analysed. For probabilistic safety analyses, incidents during low-load and shutdown states have gained in importance, which can be calculated with ATHLET.

ATHLET version Mod 1.2A is applied for up-to-date safety analyses by about 50 organisations in Germany and abroad and is still increasing in popularity. The feedback of experiences made by the users and the systematic validation decisively determine the further development of the program. Higher robustness and higher speed represent the most important progress for the users. Due to the reduced calculating times, it is possible today to carry out sensitivity analyses even of complex incidents.

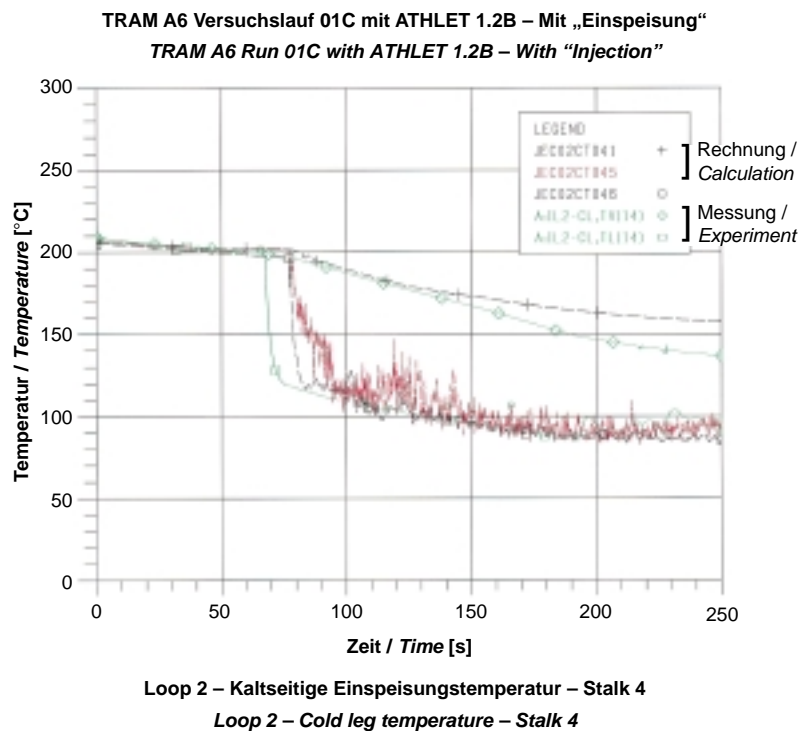
The coupling of the FLUBOX module with ATHLET opens up another ATHLET development. It is to enable the two- and three-dimensional simulation of the two-phase flow in the reactor pressure vessel. The annulus flow has already been calculated two-dimensionally. A module for the three-

ATHLET model improvements: Example UPTF-TRAM experiment A6

Model improvements are checked with experimental results. This is explained on the example of the condensation model: In the UPTF-TRAM experiment A6, water with a temperature of 30 °C is injected from the accumulators into the steam-filled reactor coolant pipe. The steam condenses at the injected water jet and its immediate surroundings, and the pressure decreases. It is a decisive point for the efficiency whether the emergency cooling water from the accumulators is able to reduce the pressure in the reactor system to the discharge head of the low-pressure pumps.

By comparison between the calculated and the measured water temperature it can be checked whether the condensation has been modelled realistically. The fluid temperatures are measured with a measuring stalk in the coolant pipe between the injection point and the reactor pressure vessel. The upper measuring position is located in the steam-filled part of the line and corresponds to the calculated steam temperature T_v . The two lower measuring points show a considerable temperature reduction after flooding which depends on how far the emergency cooling water has been heated up by condensation. Here, the good agreement of the calculated water temperature T_L with these measurements confirms the validity of the condensation model.

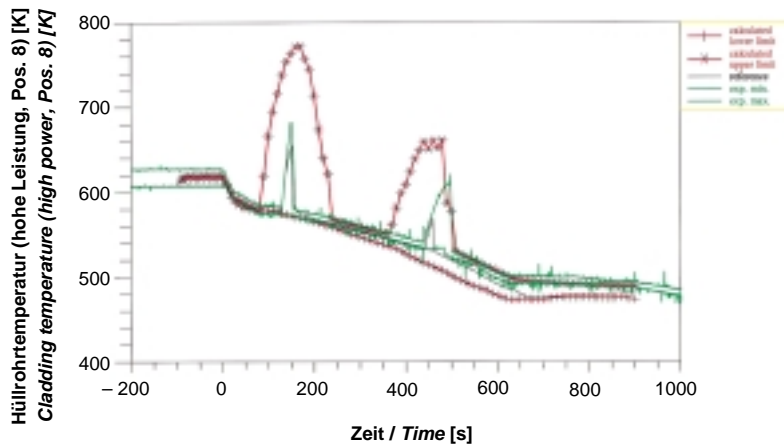
The further development concentrates on the modelling of the phase boundary surface for different flow regimes and the further reduction of the calculating times.



UPTF-TRAM experiment A6: Measured temperatures at the measuring stalk and steam and water temperatures in the "cold" main coolant line, calculated with ATHLET

Analysis of a thermal-hydraulic experiment with application of SUSA

ATHLET was applied to calculate the behaviour of the Japanese Large Scale Test Facility (LSTF) in case of a 5%-break of the "cold" main coolant line. The result ranges calculated with the ranges of the input parameters were compared with the measured values. The graph shows the calculated upper and lower limit of the cladding tube temperature at the level of the heater rod bundle with the highest power, which models the reactor core. For comparison, the maximum and minimum measured values are plotted, which were determined at different rods at the same level. The result of a reference calculation is shown additionally. For this calculation, the initial and boundary conditions stated in the test report were used, as well as the values which were recommended in the input description of ATHLET for the other input parameters. The measured temperatures are largely within the calculated limits. This result clearly shows that the input parameters and their value ranges have been specified realistically.



Comparison of the time history of the value ranges calculated with ATHLET and the measured minimum and maximum values of the cladding temperatures in the high-power level of the rod bundle

dimensional calculation for the lower plenum is currently being developed.

The quantification of the prediction reliability of computer codes remains another focal point of R&D. The essential models of the codes are based on measured data which normally vary around a mean value. Therefore, for quantifying the prediction reliability a value range is entered instead of single values for a model parameter. The reliability can be quantified with the GRS-developed code SUSA (**S**oftware system for **U**ncertainty- and **S**ensitivity-**A**nalyses): on the basis of the value ranges and frequency distributions of the parameter as well as the uncertainties of the initial and

boundary conditions, the ranges and frequency distributions of the calculation results resulting from them are determined. Typical data are those on the value ranges for the maximum temperature of the fuel rod cladding and for the water level in the reactor pressure vessel.

The ATHLET-CD code for the simulation of accidents with core meltdown is being developed further, integrating models of the Institute for Nuclear Energy and Energy Systems of Stuttgart University. Its objective is the realistic description of core damage, the release of fission products, the transport of fission products and aerosols, and the loads on the reactor pressure

vessel (RPV), including their essential interactions.

In 1998, the better simulation of the early phases of core degradation, such as cladding tube expansion, release of fission products and retroactive effects of blockage on fluid dynamics was a centre of work. In addition, the model for destroyed core areas was improved and validated. Further, a model describing the retention of fission products in water trays was implemented in the fission-product module.

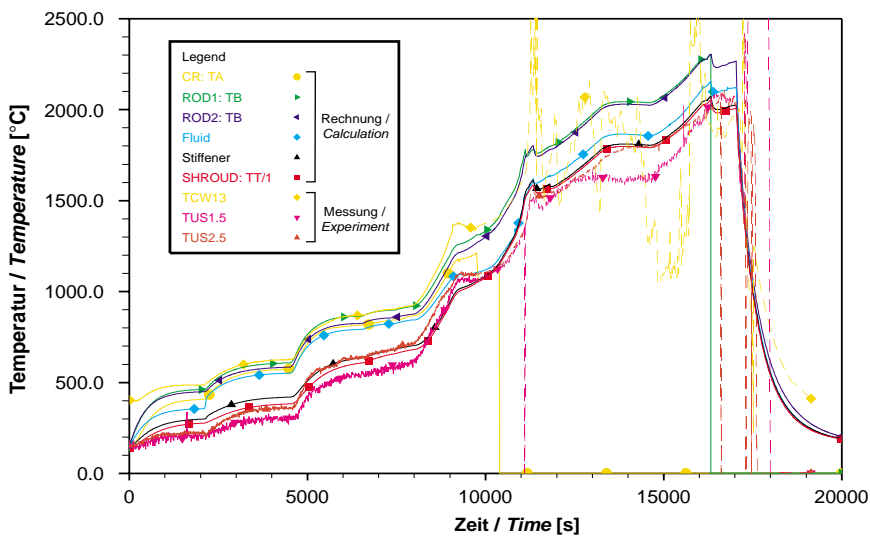
In the PHEBUS experiment FPT1, a bundle of pre-irradiated fuel rods was heated up to partial melting. GRS performed a post-calculation of this experiment. The calculated values for the cladding tube temperatures lie between those measured at the centre of the bundle and on its surrounding. The sharp increase in temperature during cladding tube oxidation is represented well; however, it is finished prematurely by cladding tube failure. The maximum hydrogen formation rate is underestimated considerably by this. At 90 g, its calculated total mass lies slightly below the measured value of 110 g. A sensitivity analysis showed that this value decisively depends on the temperature of cladding failure.

The development of ATHLET-CD also concentrates on the simulation of the interaction between core debris and the wall of the reactor pressure vessel (RPV). During the accident at the American Three Mile Island (TMI-2) plant, internal cooling was decisive for preventing the melt-through of the RPV wall and for the retention of the core debris in the lower plenum of the RPV. The simulation model AIDA (= **A**nalysis of **I**nteraction between **C**ore **D**ebris and the **R**eactor **P**ressure **V**essel during **S**evere **A**ccidents) calculates the dynamical behaviour of the crust around the core debris and the heat flows from the core debris into the RPV wall and further into the containment.

Containment

Great demands are made on the containment of nuclear power plants, since it represents the final barrier for radioactive substances in case of loss-of-coolant accidents and other accidents. Therefore, high quality standards are applied for the demonstration of its function and for the computer programs used for this purpose.

ATHLET-CD Nachrechnung des Versuches Phebus-FPT1
ATHLET-CD re-calculation of the Phebus-FPT1 experiment



ATHLET-CD analysis of the PHEBUS-FPT1 experiment: Measured and calculated temperatures at mid-height of the bundle, bundle centre (TCW13), bundle surrounding (TUS1.5 and TUS2.5)

The computer code COCOSYS, consisting of several main modules, is to simulate all fundamental processes during accidents in the containment of an LWR. The main "thermal-hydraulics" module was added for the simulation of different technical systems, e.g. spray systems, ice condensers and relief valves. In the main module "aerosol fission products", the module for

the simulation of nuclide behaviour was extended, by which the release and the radioactive decay of particular relevant nuclides as well as the thermal-hydraulic retroactive effect, generated by the decay, now can be considered. The module "concrete-debris interaction", which is based on the WECHSL code for the calculation of concrete erosion, was supplemented by a

new module which calculates the release of fission products and structure material on the basis of thermochemical equilibrium model. During the post-calculation of the BMC-HYJET4 experiment (helium jet) the coupling of COCOSYS with the CFD (Computational Fluid-Dynamics) program CFX4.1 was tested successfully.

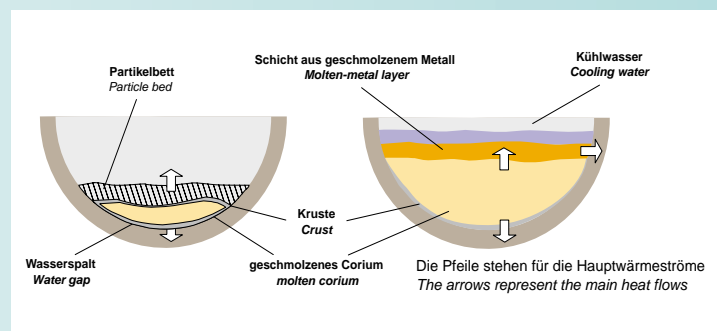
GRS and IPSN are jointly developing the integral code ASTEC which is to simulate the behaviour of the complete system, i.e. nuclear steam supply system and containment, under incident and accident conditions. IPSN concentrates its efforts on the reactor cooling system, GRS on the containment. A separate article further below deals with the development of ASTEC and a first application for a Level-2 Probabilistic Safety Analysis.

The CFD (Computational Fluid-Dynamics) computer code LAVA has been upgraded with specific targets. It simulates the spreading and cooling of core debris in the containment. LAVA is based on the rheological model of a Bingham-fluid and the solution of the stationary Navier-Stokes equations. The reliability of significant assumption has been checked in depth, e.g. the neglecting of the inertia forces at flow velocities ≤ 2 m/s. Model extensions to describe the different heat transport

Simulation program AIDA

AIDA simulates the interaction between core melt and RPV wall. Typical initial configurations of AIDA are:

- the core debris with a wetted particle bed above the crust and a water gap between lower crust and RPV wall (left)
- the core debris with crust, a superimposing metallic crust and direct contact between lower crust and RPV wall (right)

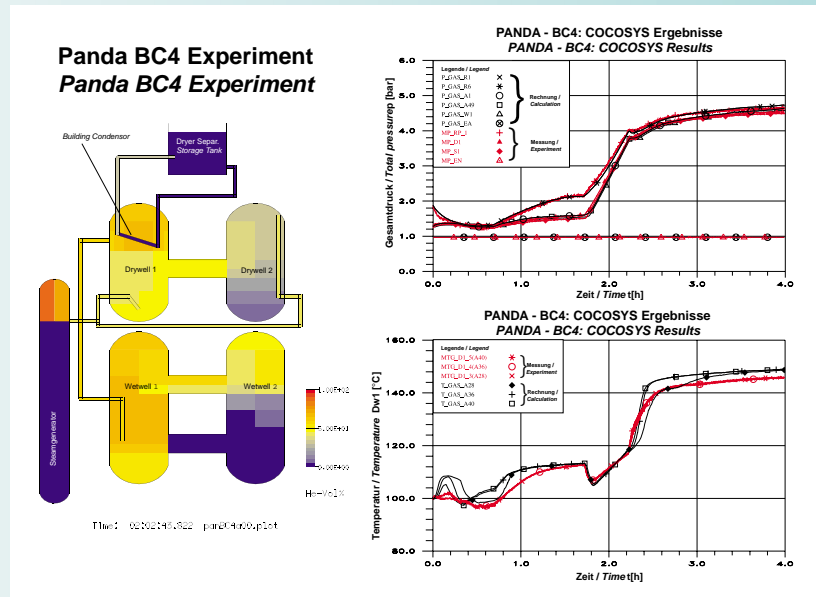


By means of sensitivity analyses the influence e. g. of the metallic layer on the residual wall thickness of the RPV was investigated. It showed that the residual wall thickness is between 20 and 40 mm in the case investigated and mainly depends on the heat radiation coefficient of the metallic layer.

AIDA was supplemented by a model for the formation of the cooling gap between debris and RPV wall and by a model for the two-phase flow in this gap. This development is mainly based on the results of the German project "Debris/RPV wall Interaction" jointly performed by the Institute for Nuclear Energy and Energy Systems of Stuttgart University, MPA Stuttgart, Institute A of Thermodynamics of Munich Technical University, the Siemens/KWU company, Erlangen, and GRS. The access to information through comparable program developments (TOLBIAC of the CEA and CORIUM-2D of Pisa University) within the framework of a European project speeded up program development.

Successful validation of COCOSYS with the PANDA BC4 experiment

The behaviour of the building condenser in a steam atmosphere after injection of a non-condensable gas (helium) has been analysed with the PANDA BC4 experiment. Another point of interest was the cooling of the secondary side of the building condenser which is only based on natural convection. The aim of the COCOSYS calculations was to describe the gas mixtures and the convection caused by the building condenser as well as to simulate the local temperature development in the internal and external water pools.



The calculated helium concentration in the vessels at 2:02 h is shown in colour. Starting at 1.8 h, the helium was injected for about 32 min into the dome of the steam generator and transported into the drywells with the generated steam via two pipes. This caused a pressure increase at about 2 h. From there, the gas reaches the wetwells.

The comparison between the measured and calculated pressure distributions in the steam generator as well as in the drywells and wetwells showed good agreement. In contrast to pressure, the temperatures are local parameters. Therefore, their calculation slightly deviates from the measured data; the general behaviour, however, is represented well.

mechanisms (crust formation on the free surface and thermal conduction in the substrate) are to enhance the capability of LAVA. It was further extended by an algorithm to describe flows on a two-dimensional surface. With LAVA, impressive results were achieved with blind pre- and post-calculations of different experiments.

Different combustion models are being tested and enhanced in the course of accompaniment and analysis of hydrogen combustion experiments at the Nuclear Power Engineering Corporation in Japan.

The model of COCOSYS-DECOR and its coupling with the CFD program BASSIM of Battelle proved to be successful. Moreover, the experiments were simulated with the CFD program CFX4.2.

Components

The behaviour of components under different load conditions can be determined by structure-mechanical analyses. The emphasis of these analyses was on the components in a loop of the reactor coolant line of a PWR (Convoy type).

Interdisciplinary analyses concerning the simulation of a postulated crack-like leak in the surge line formed one major issue. Based on normal operation and a leak of 16 cm², the load assumptions for the structure-mechanical analysis with ATHLET were determined. The leak corresponds to a 180°-circumferential crack in the plane bend of the surge line. The calculated time sequences for internal pressure and material temperature served as input for the structure-mechanical calculation with the finite-element code ADINA.

Within the framework of generic analyses, this method has already been applied in the following fields: accident management, thermal stratification in the surge line, dynamic load of the components through water shock and earthquake. In general, the analysis method proved to be successful as interdisciplinary tool for issues concerning component integrity and particularly for the quantification of safety margins.

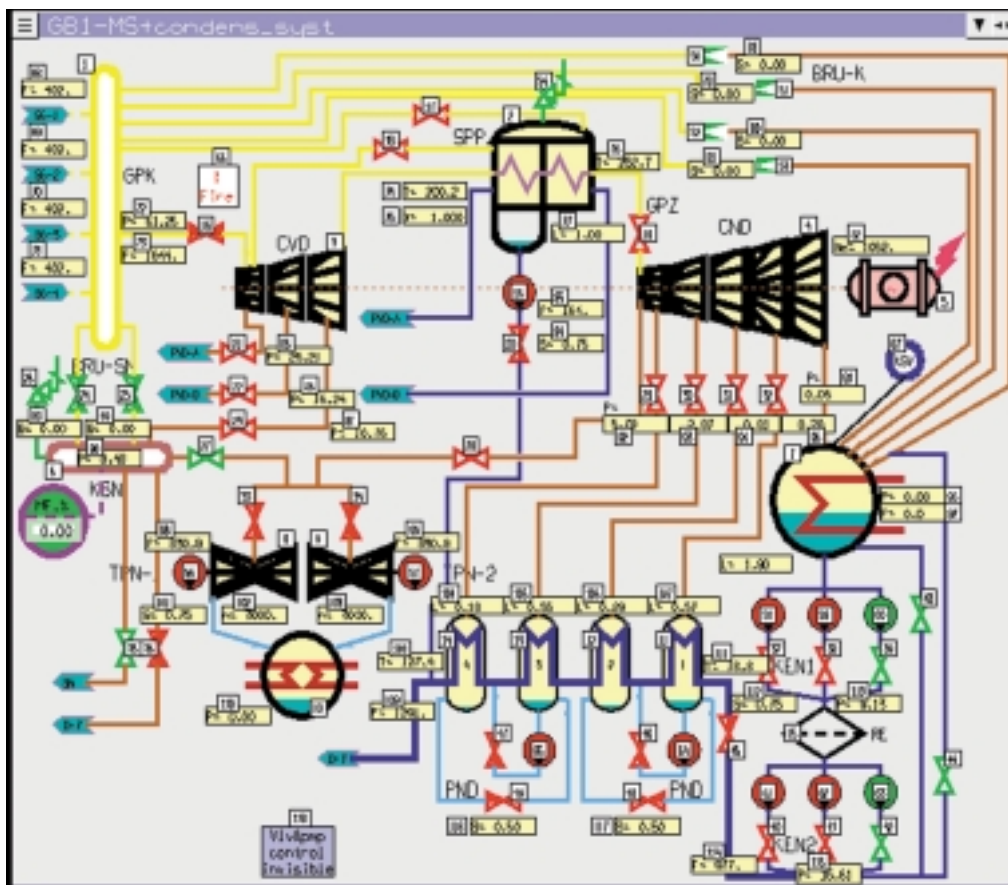
Probabilistic Safety Analyses – Risk and Reliability

Today, Probabilistic Safety Analyses (PSA) are scientific standard in assessing the safety of nuclear power plants. They supplement the deterministic approach and are increasingly applied world-wide.

In Germany, broad experience has already been gained with Level-1 PSAs. They serve for the determination of the frequency and particulars of system-damage states. From a Level-2 PSA it is expected that – in addition to the assessment of the gain in safety through accident management measures – it determines the frequency of core damage states and quantifies the retention capability of the containment. Corresponding work for a modern Level-2 PSA is in progress. This is described in a separate article above.

Further, PSAs are to help clarify the following issues:

- quantification of time-independent event sequences caused by fire,
- specification and quantification of correlations between redundant components that may result in common-cause failures in case of an earthquake,
- determination of components which have to stay operable under accident conditions,



The graphical user interface of the analysis simulator for the VVER-1000 shows as an example the part representing the main-steam and the condensate system including the turbine.

- valuation of existing approaches to judge cognitive errors in personnel actions.

Scientific and Technical Co-operation with Central and Eastern Europe

The adaptation and upgrading of the GRS codes QUABOX/CUBBOX, ATHLET, ATHLET-CD and RALOC/DRASYS for the simulation of incidents and accidents in Russian-designed reactors (VVER type) has been continued. GRS validates them together with its partner organisations in Russia, the Ukraine, Bulgaria, the Slovak

Republic, the Czech Republic and Hungary by means of single-effect and integral experiments as well as by the post-calculation of transients.

One major issue was the development of an analysis simulator for the VVER-1000 in co-operation with the Russian manufacturer GET (VNIIAES). It makes the real-time simulation and analysis of incidents and transients possible. The Balakovo-4 nuclear power plant serves as reference plant. The software is based on the GRS-developed ATHLET (primary system) and ATLAS (graphical user interfaces) codes. For the secondary system, the Russian

program module CMS (Compressible Mixture Solver) was coupled with ATHLET. Ten graphical schemes have been developed for the interactive control of the simulation run. The first version has already been finished.

Outlook

In the field of research and development, there are always new tasks to solve, arising from safety-related assessments. They concern, above all, fuel rod behaviour and the detailed modelling of the two-phase flow with CFD.

Fuel rod behaviour – In German LWRs, fuel elements are increasingly used, which are characterised by a longer operation time, higher burn-up, modified fuel composition (MOX) and higher linear heat generation rate. This leads to changed fuel and cladding material properties, like pellet swelling, pore changes in the fuel

matrix, reduction of the heat conductivity, development of the rim effect, or increase of the oxide layer on the fuelrod cladding. Therefore, the calculation methods have to be extended.

CFD (Computational Fluid Dynamics) –

CFD programs have a large potential for the detailed simulation of multi-dimensional flows, i. e. in the downcomer and lower plenum. For one-phase flows, they are already applied successfully. In future, it will be state of the art to simulate two-phase flows with CFD programs as well.

K. Wolfert, H. Glaeser

Brennstabverhalten unter Störfallbedingungen

Der weltweite Trend, den Abbrand von Brennelementen zu erhöhen, hat dazu geführt, daß neue, genehmigungsrelevante Studien zur Bewertung des Verhaltens von Brennelementen mit erhöhtem Abbrand für die Analyse von angenommenen schweren Störfällen begonnen worden sind. Dabei werden zwei Klassen von Auslegungstörfällen (design basis accidents – DBA) betrachtet: Reaktivitätsstörfälle (reactivity-initiated accidents – RIA) und Kühlmittelverluststörfälle (loss-of-coolant accidents – LOCA).

RIA-Bedingungen

Die frühesten Tests wurden in den siebziger Jahren in den Versuchsreaktoren SPERT und PBF in den USA durchgeführt. Die meisten dieser Tests bezogen sich auf unbestrahlte Brennelemente oder Brennelemente mit niedrigem Abbrand, wobei die höchste Abbrandrate bei zwei SPERT-Versuchen 30 GWd/t betrug.

Erstmals wurde ein Hüllrohrversagen bei niedriger Brennstabenthalpie im CABRI-Versuchsreaktor beobachtet, der von IPSN in Frankreich betrieben wird. Das entsprechende Programm begann 1993. Kurz nachdem das Versagen bei niedriger Energie im CABRI-Reaktor nachgewiesen worden war, wurde dasselbe Phänomen auch im NSRR-Versuchsreaktor beobachtet.

Da das Kern-Management von EdF zu bedeutend höheren Abbränden als den im SPERT-Programm untersuchten führt, wurde von IPSN – im Rahmen einer Zusammenarbeit mit EdF – ein FuE-Programm ins Leben gerufen, um das Verhalten von Brennelementen mit hohem Abbrand unter RIA-Bedingungen zu untersuchen.

Dieses Programm beinhaltet folgende Punkte:

- Interpretation der NSRR-Versuche, deren Ergebnisse aufgrund einer Zusammenarbeitsvereinbarung zwischen IPSN und JAERI verfügbar sind;
- Versuche im Natriumkreislauf des CABRI-Versuchsreaktors (CABRI-REP-Na-Versuche) mit Teilnahme der US-NRC. Zehn Versuche wurden zwischen 1993 und 1998 durchgeführt: sieben mit UO₂-Brennelementen und drei mit MOX-Brennelementen;
- Entwicklung des SCANAIR-Codes für die Analyse der vorangegangenen Versuchsergebnisse und deren Extrapolierung auf Reaktorbedingungen;

- drei „separate-effect“-Versuchsprogramme – PROMETRA, SILENE und PATRICIA – zur Modellentwicklung von SCANAIR:
 - PROMETRA zur Messung der transienten mechanischen Eigenschaften der Hüllrohre von Brennstäben mit hohem Abbrand unter transienten Temperatur- und Lastbedingungen,
 - SILENE zur Quantifizierung der Kinetik des Spaltgasverhaltens im Brennelement bei schnellen Leistungstransienten,
 - PATRICIA zur Bestimmung des Wärmeübergangs von Hüllrohr zu Wasser bei schnellen Leistungstransienten für die verschiedenen wahrscheinlich anzutreffenden thermohydraulischen Regimes.

In Deutschland war die Analyse von Auslegungstörfällen (DBA) mit schnellem Reaktivitätsanstieg – im DWR ausgelöst durch Steuerstabauswurf und im SWR durch das Herausfallen eines Steuerstabes – stets darauf ausgerichtet, Brennstabversagen bei solchen angenommenen Ereignissen zu verhindern. Die international akzeptierten Enthalpiegrenzwerte für Brennstabfragmentation (280 cal/g) und Hüllrohrversagen (170 cal/g) wurden nicht als genehmigungsrelevante Grenzwerte gesehen. In der Vergangenheit bestand das Ziel darin nachzuweisen, daß bezüglich der experimentellen Daten ausreichend Reserven bestehen, um ein Brennstoffversagen auszuschließen. Diese Reserven betrachtete man ebenso als ausreichend, um ungünstige Auswirkungen auf das Brennstabverhalten aufgrund eines erhöhten Abbrandes mit zu berücksichtigen.

Der Unterschied zwischen den berechneten maximalen Enthalpiewerten für einen Störfall mit Steuerstabauswurf in einem deutschen DWR und den diskutierten Versagensgrenzwerten ergibt sich aus der spezifischen Steuerstabstrategie, die den

maximalen Reaktivitätswert eines einzelnen Steuerstabes minimiert, sowie aus der Anwendung von umfassenden 3D-Neutronikprogrammen für die Berechnungen. Analysen wurden für „best-estimate“-Randbedingungen wie auch für konservative Randbedingungen durchgeführt. Typische Ergebnisse solcher Berechnungen bestätigen, daß der Enthalpieanstieg bei einem Brennstab mit einem Abbrand von 50 GWd/t bei einem „best estimate“ bei 6 cal/g und bei einer konservativen Rechnung bei etwa 30 cal/g liegt. Deshalb schloß man aus den Neutronikberechnungen, daß auch für hohen Abbrand ausreichende Reserven existieren, um ein Brennstabversagen zu verhindern.

Um das Brennstabverhalten bei einem für RIA-Bedingungen typischen raschen Leistungsanstieg zu bewerten, ist es notwendig, die relevanten physikalischen Effekte zu identifizieren. Das Brennstabverhalten bei hohem Abbrand ist abhängig von der kontinuierlich wachsenden Struktur des hohen Abbrands am Rand („rim“), vom Effekt der transienten Freisetzung von Spaltgas aus dieser hochdurchlässigen Struktur, vom direkten Kontakt des Brennstoff-Pellets mit dem Hüllrohr sowie von den mechanischen Eigenschaften des Hüllrohrmaterials mit einer zunehmenden Oxidationsschicht und einem möglicherweise erhöhten Wasserstoffgehalt. Für fortgeschrittene Brennelemente werden neue, korrosionsbeständige Materialien entwickelt. Es besteht jedoch weiterhin eine große Unsicherheit bezüglich des Verständnisses der transienten Spaltgas-Freisetzungsmechanismen aus Brennstoffstrukturen mit hohem Abbrand.

LOCA-Bedingungen

Bezüglich des Brennstoffverhaltens bei Kühlmittelverluststörfällen (LOCA) wurden gemäß zweier komplementärer Aspekte von „separate-effect“-Versuchen und einer kleinen Anzahl von Reaktorversuchen mehrere Programme entwickelt, zum Beispiel die Programme ORNL-MRBT, PBF-LOC und ANL in den USA, NRU-MT in Kanada, die Versuche FEBA, REBEKA und FR2 in Deutschland, die in Japan von JAERI und Mitsubishi durchgeführten Versuche, in Frankreich EDGAR zu Hüllrohrdehnung und Berstvorgängen, CODAZIR, HYDRAZIR, TAGCIS und TAGCIR zu Oxidationskinetik und Bruchgrenzen bei

Test (durchgeführt)	Getesteter Brennstab	Rampenbreite [ms]	Restenergie bei Rampenende (cal/g)	Oxiddicke [μm]	RIM [μm]	Ergebnisse und Anmerkungen
Test (carried out)	Tested rod	Pulse width [ms]	Energy deposit at pulse end [cal/g]	Oxide thickness [μm]	RIM [μm]	Results and remarks
Na-1 (11/93)	EdF Grav5c span5 4,5 % U5 64 GWd/t	9,5	110 (bei/at 0,4 s) (460 J/g)	80 wichtig beginnende Abplatzung / <i>important initial spalling</i>	200	Sprödbbruch bei H = 30 cal/g Hmax = 115 cal/g; Brennstoffausbreitung: 6 g inkl. Partikel außer RIM, Natrium-Druckspitzen <i>Brittle failure at H = 30 cal/g</i> Hmax = 115 cal/g; Fuel dispersal: 6 g including particles other than RIM, Sodium pressure peaks.
Na-2 (6/94)	BR3 6,85 % U5 33 GWd/t	9,5	211 (bei/at 0,4 s) (882 J/g)	4	-	Kein Bruch $\Delta\Phi/\Phi$ (max): 3,5 % Durchschnittswert FGR/5,54 % <i>No rupture</i> $\Delta\Phi/\Phi$ (max): 3.5 % average value FGR/5.54 %
Na-3 (10/94)	EdF 4,5 % U5 53 GWd/t	9,5	120 (bei/at 0,4 s) (502 J/g)	40	100	Kein Bruch $\Delta\Phi/\Phi$ (max): 2 % max FGR/13,7 % <i>No rupture</i> $\Delta\Phi/\Phi$ (max): 2 % max FGR/13.7 %
Na-4 (7/95)	EdF Grav5c span 5 4,5 % U5 62 GWd/t	64	97 (bei/at 1,2 s) (404 J/g)	80 keine beginnende Abplatzung / <i>no initial spalling</i>	200	Kein Bruch Transiente Abplatzung $\Delta\Phi/\Phi$ (max): 0,4 % Durchschnittswert FGR/8,3 % <i>No rupture</i> <i>Transient spalling</i> $\Delta\Phi/\Phi$ (max): 0.4 % average value FGR/8.3 %
Na-5 (5/95)	EdF Grav5c span 2 4,5 % U5 64 GWd/t	9,0	105 (bei/at 0,4 s) (439 J/g)	20	200	Kein Bruch $\Delta\Phi/\Phi$ (max): 1 % max FGR/15,1 % <i>No rupture</i> $\Delta\Phi/\Phi$ (max): 1 % max FGR/15.1 %
Na-8 (7/97)	Grav 5c span 5 4,5 % U5 60 GWd/t	75	106 (bei/at 1,2 s) (460 J/g)	130 wichtig beginnende Abplatzung / <i>important initial spalling</i>	200	Bruch bei 83 cal/g, Ausblasen von Gas, keine Brennstoffausbreitung, Untersuchung wird gegenwärtig durchgeführt <i>Rupture at 83 cal/g, gas blow-out, no fuel dispersal</i> <i>Examination currently carried out</i>
Na-10 (7/98)	Grav 5c span 5 4,5 % U5 60 GWd/t	31	110	80 wichtig beginnende Abplatzung / <i>important initial spalling</i>		Bruch bei 79 cal/g, keine Brennstoffausbreitung, Untersuchung soll durchgeführt werden <i>Rupture at 79 cal/g, No fuel dispersal</i> <i>Examination to be carried out</i>

UO₂-Brennstoff: CABRI REP-Na-Versuchsmatrix und Hauptergebnisse

UO₂ fuel : CABRI REP-Na test matrix and main results

Benetzung, sowie die Reaktorversuche FLASH und PHEBUS-LOCA. Bezüglich der Untersuchung von Brennstoff mit hohem Abbrand existiert nur eine kleine Anzahl von Ergebnissen. Es wurden drei PBF-LOCA-Versuche mit einzelnen Brennstäben mit einem Abbrand < 18GWd/t durchgeführt. In Deutschland ist das FR2-Programm das einzige, das sich mit hohem Abbrand (35 GWd/t) befaßt. Leider haben diese Versuche mit einzelnen Brennstäben bedeutende Mängel in Bezug auf ihre Repräsentativität: verminderte Brennstablänge (50 cm Länge), Bestrahlung bei niedrigen Temperaturen (schwache anfängliche Hydrierung und Oxidation des Hüllrohrs) sowie ein nicht vollständig geschlossener Spalt zwischen Brennstoff und Hüllrohr (aufgrund eines umgekehrten intern-externen Druckunterschieds).

Die deutschen Anforderungen an eine LOCA-Analyse sind in den RSK-Leitlinien definiert. Die generellen Anforderungen sind die langfristige Kühlbarkeit und die Unterkritikalität des Reaktors nach einem Störfall. Ein spezifischer Aspekt des deutschen Ansatzes besteht in der Bestimmung der Kernschädigung, d. h. der Anzahl beschädigter Brennstäbe. Es muß nachgewiesen werden, dass weniger als 10 % der Brennstäbe bei einem Störfall versagen. Die Berechnung der Kernschädigung beinhaltet notwendigerweise die Berücksichtigung aller abbbrandbedingten Effekte.

Zukünftige Forschungsprogramme

- **RIA:** Die Ergebnisse des CABRI-REP-Na-Programms haben die Bedeutung einiger Phänomene aufgezeigt, die wahrscheinlich eine wesentliche Rolle beim Verhalten von Brennstoff mit hohem Abbrand spielen:
 - der Beitrag des "Rand"-Effekts,
 - der Effekt der vorübergehenden Spaltgasfreisetzung.

Die CABRI-REP-Na-Versuche wurden in einem Natriumkreislauf durchgeführt, was zu einem gewissen Mangel an Repräsentativität führt: die Brennstäbe werden nicht mit Druck beaufschlagt, und es existiert kein Filmsiedeabstand auf den Hüllrohren.

Bei den NSRR-Versuchen bestehen die selben Repräsentativitätsprobleme, da sie bei niedrigem Druck, in stehendem Wasser

und mit sehr kurzen, nicht repräsentativen Leistungsrampen durchgeführt werden.

Aus all diesen Gründen schloß man bei IPSN, daß parallel zu den fortlaufenden analytischen Programmen (PROMETRA, SILENE, PATRICIA) weitere Reaktorexperimente unter den repräsentativen Bedingungen eines DWR notwendig seien. Daher bereitet IPSN den Einbau einer Druckwasserschleife in die CABRI-Anlage vor. Das im Rahmen einer internationalen Zusammenarbeit durchzuführende Programm wird gegenwärtig diskutiert.

- **LOCA:** Obwohl die Programme TAGCIS, TAGCIR und HYDRAZIR wertvolle Informationen geliefert haben, bleiben einige Fragen weiterhin unbeantwortet:
 - ihre gesamte Repräsentativität und Ausführlichkeit stehen aufgrund der Tatsache in Frage, daß alle Faktoren im Zusammenhang mit der Versprödung der Hüllrohre nicht kumuliert werden (insbesondere durch die Gitter verursachte Axialspannungen der Hüllrohre),
 - das Risiko einer Strömungsblockade muß mit bestrahlten Hüllrohren neu untersucht werden,
 - die Bedeutung des Brennstoff-Verlagerungseffekts für die Hüllrohrtemperaturen und -oxidationsraten nach dem Bersten muß bewertet werden (in der Hauptsache für niedrige und mittlere Abbrandwerte).

1997 haben NRC und EPRI im ANL ein groß angelegtes Fünfjahresprogramm mit den folgenden beiden Hauptzielsetzungen initiiert:

- Bestimmung des Verhaltens von Brennstoff mit hohem Abbrand unter simulierten LOCA-Bedingungen und
- Einrichtung einer Datenbank über mechanische Eigenschaften von Hüllrohren von Brennstäben mit hohem Abbrand für die Analyse von Transienten in genehmigungsrelevanten Sicherheitsanalysen.

Ein ähnliches Programm ist auch bei JAERI geplant und sollte parallel ausgeführt werden.

Im Einklang mit den „out-of-pile“-Programmen von ANL und JAERI bereitet IPSN ein „in-pile“-Versuchsprogramm vor. Es soll in den beiden Versuchsreaktoren CABRI und PHEBUS abgestimmt auf deren spezifische

Eigenschaften und gemäß den Versuchsanforderungen durchgeführt werden.

Schlußfolgerungen

Obwohl die Datenbank für Auslegungsstörfälle mit Brennelementen mit hohem Abbrand klein ist, können wichtige Schlußfolgerungen gezogen werden:

- bezüglich RIA-Transienten
 - Hüllrohr-Abplatzungen scheinen die mechanischen Eigenschaften des Hüllrohrs stark zu beeinflussen,
 - die Leistungsrampenbreite ist ein sensibler Parameter (niedrige Werte tendieren dazu, die Belastung des Hüllrohrs zu erhöhen),
 - Spaltgase der "Rand"-Zone spielen möglicherweise eine bedeutende Rolle bei den Belastungsmechanismen der Hüllrohre,
 - MOX-Brennstoff zeigt ein spezifisches Verhalten;
- bezüglich LOCA-Transienten
 - die ursprüngliche Oxidschicht scheint hinsichtlich der transienten Oxidation bei hohen Temperaturen nur dürrtigen Schutz zu bieten,
 - bestrahltes Zircaloy zeigt eine erhöhte Oxidationsrate im Vergleich zu unbestrahltem Zircaloy,
 - das mechanische Verhalten von bestrahlten Hüllrohren ist ähnlich oder möglicherweise leicht besser als das von unbestrahlten Hüllrohren.

Einige anstehende Fragen sind bereits identifiziert worden: die Kinetik der Gasfreisetzung, die Quantifizierung des „Rand“-Effekts, die Auswirkung des Drucks innerhalb des Brennstabs auf die Freisetzung von Spaltgas, Verhalten nach Filmsiedeabstand (alle bezüglich RIA) sowie Konsequenzen von Brennstoffverlagerung, erwartetes Ausmaß der Strömungsblockade (beides bezüglich LOCA).

Diese Fragen erfordern komplementäre analytische und experimentelle Programme im Rahmen einer weitreichenden internationalen Kooperation. Für die experimentellen Programme ist ein Hauptaspekt der Bedarf an Tests unter Bedingungen, die möglichst reaktortypisch sein sollten. Das CABRI-Wasserschleifenprojekt, in dem Frankreich und Deutschland zwei der Hauptpartner sein werden, sollte eines der Schlüsselemente dieses internationalen Unterfangens sein.

Fuel Rod Behaviour under Accident Conditions

The world-wide trend to increase the fuel burn-up has led to initiation of new studies to evaluate high burnup fuel element behaviour for analysis of major postulated accidents considered for licensing. Two classes of design basis accidents (DBAs) are considered: reactivity-initiated accidents (RIAs) and loss of coolant accidents (LOCAs).

RIA conditions

The earliest tests were performed in the United States in the 1970s in the SPERT and PBF test reactors. The main part of these tests dealt with unirradiated or low burnup fuel, the highest burnup being 30 GWd/t for 2 SPERT tests.

The first test result that exhibited cladding failure at a low fuel-rod enthalpy came from the CABRI test reactor, operated by IPSN in France. The corresponding programme started in 1993. Shortly after the low-energy failure was demonstrated in CABRI, a low-energy failure was observed in the NSRR test reactor.

Since the EDF core management leads to much higher burnup than investigated in the SPERT programme, a R&D programme has been launched by IPSN, in the frame of a collaboration with EDF, in order to study the behaviour of high burn-up fuel in RIA situations.

This programme includes :

- interpretation of the NSRR tests, whose results are available through a collaborative agreement between IPSN and JAERI
- tests in the sodium loop of the CABRI test reactor (CABRI-REP-Na tests) with the participation of US-NRC. Ten tests have been performed from 1993 to 1998: seven tests with UO₂ fuel and three tests with MOX fuel.
- development of the SCANAIR code, for the analysis of the previous test results and their extrapolation to reactor conditions.
- three separate-effect test programmes called PROMETRA, SILENE and PATRICIA, for the SCANAIR model development:
 - PROMETRA is devoted to measuring the transient mechanical properties of high burn-up clad under transient temperature and loading conditions,
 - SILENE is devoted to the quantification of the kinetics of the fission gases behaviour in the fuel, during rapid power transients,

- PATRICIA was devoted to the determination of clad to water heat transfer during rapid power transients, for the various thermal-hydraulic regimes liable to be encountered.

In Germany, the analysis of design basis accidents (DBA) with fast reactivity insertion by an ejected control rod in PWR and a rod drop in BWR was always directed to the avoidance of any fuel rod failures during such postulated events. The internationally accepted enthalpy limit values for fuel fragmentation (280 cal/g) and cladding failures (170 cal/g) were not considered as licensing values. In the past, the objective was to prove that a sufficient margin exists with respect to the experimental data to exclude fuel failures. This margin was also considered to take into account adverse effects on fuel rod behaviour due to increased burnup.

The difference between calculated maximum enthalpy values for a rod ejection accident in a German PWR and the discussed failure limit values results from the specific control rod strategy, which minimises the maximum reactivity value of a single control rod, and also from the application of full 3D neutronics codes for the calculations. Analyses were performed for best-estimate boundary conditions and also for conservative boundary conditions. Typical results of such calculations confirm that the enthalpy rise for a fuel rod with 50 GWd/t burnup is 6 cal/g in a best-estimate and about 30 cal/g in a conservative calculation. Therefore, according to the neutronics calculations, it was concluded that even for high burnup a sufficient margin exists to prevent fuel rod failures.

For evaluating the fuel rod behaviour under fast power increases typical for RIA conditions, it is necessary to identify the relevant physical effects. The fuel rod behaviour for high burnup conditions depends on the continuously growing high burnup structure in the rim, the effect of transient fission gas release from this structure with high porosity, the direct contact of the fuel pellet with the cladding and the mechanical

properties of the cladding material with increased oxidation layer and possibly increased hydrogen content. New corrosion resistant materials will be developed for advanced fuel. But, still great uncertainty exists in the understanding of the transient fission gas release mechanisms from the high burnup fuel structure.

LOCA conditions

Concerning the fuel behaviour in the case of LOCAs, programmes were developed according to two complementary aspects of separate-effect tests and a small number of in-pile experiments, for example the US programmes: ORNL-MRBT, PBF-LOC, ANL; in Canada: NRU-MT; the experiments FEBA, REBEKA, FR2 in Germany; the tests performed in Japan by JAERI and Mitsubishi; in France: EDGAR for clad deformation and burst processes, CODAZIR, HYDRAZIR, TAGCIS, TAGCIR for oxidation kinetics and fracture limits during quenching, the in-pile experiments FLASH and PHEBUS-LOCA. Regarding the study of high burnup fuel, there exists only a small number of results. Three single-rod tests PBF-LOCA, were carried out with a burnup <18GWd/t. In Germany, the FR2 programme is the only one having used higher burnup (35 GWd/t). Unfortunately these single-rod tests suffer from important representativity deficiencies: reduced length of the rod (50 cm length), irradiation at low temperature (weak initial hydriding and oxidation of the cladding), fuel-cladding gap not totally closed (due to a reversed internal-external pressure difference).

The German requirements for the LOCA analysis are defined in the RSK-Guidelines. The general requirements are the long term coolability and the subcriticality of the reactor core after the accident. A specific aspect of the German approach is the determination of the reactor core damage, i.e. the number of failed fuel rods. It must be proven that less than 10% of the fuel rods fail during the accident. The calculation of the core damage includes necessarily all burnup dependent effects.

Future research programmes

- **RIA:** The results of the CABRI-REP-Na programme revealed the importance of some phenomena liable to play a major role in the behaviour of high burnup fuel

Test [durchgeführt]	Getesteter Brennstab	Rampenbreite [ms]	Restenergie bei Rampenende [cal/g]	Oxiddicke [μm]	Ergebnisse und Anmerkungen
Test [carried out]	Tested rod	Pulse width [ms]	Energy deposit at pulse end [cal/g]	Oxide thickness [μm]	Results and remarks
Na-6 (3/96)	EdF MOX, 3c span 5 47 GWd/t	≈ 35	165 (bei/at 1,2 s) (690 J/g)	40	Kein Bruch $\Delta\Phi/\Phi$ (max): 3,2% max FGR/21,6% <i>No rupture</i> $\Delta\Phi/\Phi$ (max): 3.2% max FGR/21.6%
Na-7 (2/97)	EdF MOX, 4c span 5 55 GWd/t	≈ 40	175 (bei/at 1,2 s) (732 J/g)	50	Bruch bei 120 cal/g Druckspitzen Untersuchung wird gegenwärtig durchgeführt <i>Rupture at 120 cal/g</i> <i>Pressure peaks</i> <i>Examination currently carried out</i>
Na-9 (4/97)	EdF MOX, 2c span 5 28 GWd/t	≈ 40	228 (bei/at 1,2 s) (953 J/g)	< 20	Kein Bruch Untersuchung wird gegenwärtig durchgeführt $\Delta\Phi/\Phi$ (max): 7,3% Durchschnittswert <i>No rupture</i> <i>Examination currently carried out</i> $\Delta\Phi/\Phi$ (max): 7.3% average value

MOX-Brennstoff: CABRI REP-Na-Versuchsmatrix und Hauptergebnisse

MOX fuel: CABRI REP-Na test matrix and main results

- the contribution of the "rim" effect,
- the effect of the transient fission gas release.

The CABRI-REP-Na tests were performed in a sodium loop, which leads to some lack of representativity: no internal pressurisation of the fuel rods and no DNB on the clad.

The NSRR tests set the same kind of representativity problem since they are performed at low pressure, in stagnant water conditions, with very short, non representative power pulses.

For all these reasons, IPSN concluded that in parallel to the on-going analytical programmes (PROMETRA, SILENE, PATRICIA) further in-pile experiments

under representative PWR conditions are needed. Thus, IPSN prepares the installation of a pressurised water loop in the CABRI facility. The programme to be carried out in the frame of an international collaboration is under discussion.

- **LOCA:** Even if the TAGCIS, TAGCIR and HYDRAZIR programmes gave a very valuable information, some questions are still pending since:

- their total representativity and exhaustivity are questionable due to the fact that all factors involved in clad embrittlement are not cumulated (in particular axial stresses on the clad due to the grids),
- the risk of flow blockage has to be re-examined with irradiated clads,

- the importance of the fuel relocation effect on the clad temperatures and oxidation rates after rupture has to be evaluated (mainly for low and intermediate burnup values).

NRC and EPRI have initiated in 1997 a large five-year-programme at ANL with two main objectives:

- determine the behaviour of high-burnup fuel under simulated LOCA conditions, and
- establish a data base of mechanical properties of high-burnup cladding needed to analyse transients that are important in licensing safety analyses.

A similar programme is also planned at JAERI and should be carried out in parallel.

Consistently with the out-of-pile ANL and JAERI programmes, IPSN is preparing an in-pile experimental programme to be carried out in the two test reactors CABRI and PHEBUS, according to their specificities and the tests requirements.

Conclusions

Although the data base for DBAs with high burn-up fuel is small, important conclusions can be drawn:

- concerning RIA transients
 - clad spalling appears to affect strongly the clad mechanical properties,
 - pulse width is a sensitive parameter (small values tend to increase the clad loading),
 - fission gases of the “rim” zone may play a major role in the clad loading mechanisms,

- MOX fuel has a specific behaviour.
 - concerning LOCA transients
 - the initial oxide layer appears very poorly protective relative to transient high temperature oxidation,
 - irradiated Zircaloy exhibits an increased oxidation rate as compared to unirradiated Zircaloy,
 - the mechanical behaviour of irradiated cladding is similar or possibly slightly better than unirradiated cladding.

Some pending questions have already been identified: the kinetics of the gas release, quantification of the “rim” effect, the internal rod pressure effect on fission gas release, post-DNB behaviour (all concerning RIA) as well as consequences of fuel relocation, expected magnitude of flow blockage (both concerning LOCA).

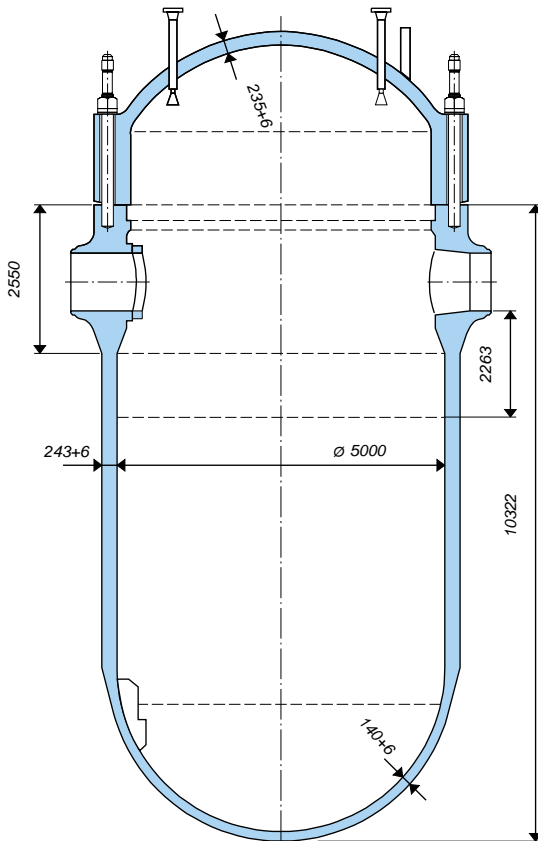
These will require complementary analytical and experimental programmes to be operated in the frame of a far-reaching international collaboration. For the experimental programmes one major aspect is the need for tests performed in conditions which should be as representative as possible of those in reactors. The CABRI water loop project, where France and Germany will be two of the main partners, should be one of the key elements of this international effort.

S. Langenbuch (GRS), J.C. Micaelli, J. Papin, C. Grandjean (all IPSN-DRS)

Internationale Vergleichsanalysen zur Integrität von Reaktordruckbehältern (RPV PTS ICAS)

Die Studie „Reactor Pressure Vessel Pressurized Thermal Shock International Comparative Assessment Study“ (RPV PTS ICAS) führte eine internationale Gruppe von Experten aus Forschungsinstituten und Universitäten sowie von Gutachterorganisationen, Versorgungsunternehmen und Anlagenherstellern zusammen, um die Analysemethoden zu vergleichen, die zur Integritätsbewertung von Reaktordruckbehältern (RDB) bei Belastungen infolge von Notkühltransienten eingesetzt werden. Das Projekt wurde von der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) in Zusammenarbeit mit dem Oak Ridge National Laboratory (ORNL) organisiert. Es stand unter der Schirmherrschaft der OECD/NEA/CSNI/Principal Working Group 3 (PWG-3) „Integrity of Components and Structures“ in Kooperation mit PWG-2 „Coolant System Behaviour“. Die Arbeiten der GRS hat das BMBF finanziert.

Die Basis für das ICAS-Projekt war die Erfahrung aus dem Vorläuferprojekt „Fracture Analyses of Large Scale Experiments“ (FALSIRE), in dem Vergleichsanalysen mit internationaler Beteiligung zu bruch-



Im Rahmen der internationalen Vergleichsstudie RPV PTS ICAS wurde den Aufgaben der Arbeitsgruppe „Deterministic Fracture Mechanics“ der Reaktordruckbehälter eines 4-Loop-Druckwasserreaktors westlicher Bauart zugrunde gelegt. Die Wandstärke im zylindrischen Bereich beträgt 243 mm und 6 mm Plattierung.

Within the framework of the international comparative RPV PTS ICAS study, the subject of the analyses of the „Deterministic Fracture Mechanics“ working group was the RPV of a 4-loop pressurised water reactor of Western design. Wall thickness in the cylindrical area is 243 mm and 6 mm cladding.

mechanischen Großversuchen durchgeführt wurden (siehe Berichte GRS-108 und GRS-130). Neben der Fortführung der im Rahmen des FALSIRE-Projekts begonnenen strukturellen Aktivitäten standen im ICAS-Projekt insbesondere thermohydraulische Aspekte der RDB-Integritätsbewertung im Vordergrund. Entsprechend der Aufteilung der Studie wurden die drei Arbeitsgruppen „Deterministic Fracture Mechanics“ (DFM), „Probabilistic Fracture Mechanics“ (PFM) und „Thermal Hydraulic Mixing“ (THM) gebildet.

25 Organisationen aus 13 Ländern nahmen an dem ICAS-Projekt teil, wobei in der Arbeitsgruppe DFM 21 Beiträge, in der Gruppe PFM 7 Beiträge und in der Gruppe THM 8 Beiträge erarbeitet wurden.

Den Aufgaben in der Arbeitsgruppe DFM wurde der RDB eines 4-Loop-Druckwasserreaktors westlicher Bauart zugrunde gelegt.

Bruchmechanische Aspekte in der Aufgabenmatrix sind die Beurteilung des Verhaltens von in der kernnahen Schweißnaht unterstellten Oberflächenrissen bzw. Rissen unter der Plattierung bei thermo-mechanischer Belastung. Untersucht wurden Belastungen infolge unterstellter primärseitiger Lecks der Größe 20, 50 bzw. 200 cm² (Transiente T1, T2, T3). Durch zusätzliche Para-

meterstudien sollte der Einfluß der Plattierungsdicke, von Eigenspannungen sowie der Streckgrenzen von Plattierung und Schweißgut untersucht werden.

Im Rahmen der probabilistischen Aufgaben (Arbeitsgruppe PFM) sollte unter Vorgabe einer Rißverteilungsfunktion die Wahrscheinlichkeit für Rißinitiation bzw. Rißpenetration durch die Behälterwand bestimmt werden. Besondere Bedeutung wurde den interdisziplinären Aspekten bei der Integritätsbewertung, speziell der Bestimmung der transienten Belastungsfunktionen unter Berücksichtigung des thermischen Mischens in der kaltseitigen Hauptkühlmitteleitung und im RDB-Ringraum sowie der Dampfkondensation gegeben (Arbeitsgruppe THM).

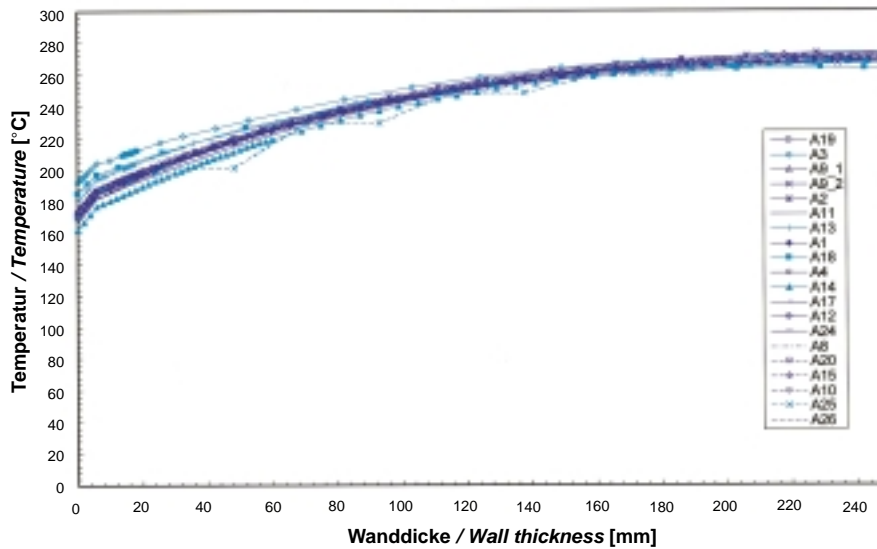
Im Juni 1996 fand die erste Besprechung über die Ziele, Aufgaben und den Zeitplan bei der GRS in Köln statt. Nach dem internationalen Aufruf zur Teilnahme wurden im Dezember 1996 die Aufgabenstellungen an die Teilnehmer verteilt. Die Abgabe der Analyseergebnisse war im November 1997, nachdem im Juni 1997 auf einem Workshop bei der OECD/NEA in Paris die Zwischenergebnisse diskutiert worden waren. Nach der Datenaufbereitung der Analyseergebnisse und Erzeugung vergleichender Darstellungen wurden im Februar 1998 auf einem Workshop in Orlando insbesondere die Unterschiede in den Analyseergebnissen diskutiert. Danach wurden weitere Parameterstudien zu den Ergebnisunterschieden durchgeführt und schließlich die Arbeiten in einem Abschlußbericht zusammengefaßt.

Im Rahmen des Projekts wurden von den Teilnehmern etwa 180 Analysen und 43 Parameterstudien durchgeführt. Die Daten der Analyseergebnisse wurden von der GRS aufbereitet und in einer Ergebnisdatenbasis zusammengeführt. Etwa 145 vergleichende Darstellungen wurden als Basis für die Diskussionen über die durchgeführten Analysen und die Leistungsfähigkeit der Analysemethoden erzeugt. Eine Bewertung der Unterschiede in den Analyseergebnissen wurde zusammen mit den Teilnehmern der Vergleichsstudie erarbeitet. Bei der Durchführung des Projekts haben sich insbesondere die elektronischen Kommunikationsmöglichkeiten als wichtiges Arbeitsmittel herausgestellt.

Beim Ergebnisvergleich für die Axialspannungen in der RDB-Wand unter der Belastung von Transiente T1 nach 3 600 Sekun-

Land Country	Organisation Organisation	Arbeitsgruppe Working group		
		DFM ¹	PFM ²	THM ³
Deutschland Germany	GRS	X		X
	Siemens AG, KWU	X		X
	IWM Freiburg	X		
	Battelle Ing. Technik			X
England United Kingdom	AEA Technology	X		
	Nuclear Electric Ltd.	X		
Frankreich France	Electricité de France (EdF)	X		
	Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay (CEA)	X	X	
	Framatome	X		
Italien Italy	Universität Pisa Pisa University	X		X
Indien India	Bhabha Atomic Research Center (BARC)	X	X	X
Japan Japan	Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI)	X	X	
Korea Korea	Korea Institute of Nuclear Safety (KINS)	X		
	KINS+ Universität SungKyunKwan KINS+ SungKyunKwan University	X		
	Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI)	X	X	
Russische Föderation Russian Federation	RRC Kurchatow Institut RRC Kurchatov Institute	X		
	CRISM „PROMETEEY“	X		
Slowakische Republik Slovak Republic	VUJE Trnava	X		X
Schweiz Switzerland	Paul Scherrer Institut (PSI) Paul Scherrer Institute (PSI)	X		
Tschechische Republik Czech Republic	Nuclear Research Institute (NRI)	X		
Ukraine Ukraine	State Scientific & Technical Centre (SSTC)	X		
Vereinigte Staaten von Amerika USA	Oak Ridge National Laboratory (ORNL)	X	X	
	U.S. NRC		X	X
	Electric Power Research Institute (EPRI)		X	
	Brookhaven National Laboratory (BNL)			X
	Anzahl der Organisationen Number of Organisations	21	7	8
¹ DFM – deterministic fracture mechanics ² PFM – probabilistic fracture mechanics ³ THM – thermal-hydraulic mixing				

Teilnehmende Organisationen an der internationalen Vergleichsstudie RPV PTS ICAS
 Organisations participating in the international comparative study RPV PTS ICAS



Ergebnisse der in der Arbeitsgruppe „Deterministic Fracture Mechanics“ teilnehmenden Organisationen (Kennzeichnung An, z.B. GRS: A4) bei der Berechnung der Temperaturverteilungen in der RDB-Wand infolge der rotationsymmetrischen Transiente T1 (20 cm² Leck) nach 2400 Sekunden. 15 der 20 berechneten Verteilungen stimmen sehr gut überein, d.h. die Abweichungen sind kleiner als 4%. Gründe für die Ergebnisunterschiede in den 5 stärker abweichenden Verteilungen liegen in vereinfachten bzw. fehlerhaften Approximationen der zeitlichen Verläufe von Fluidtemperatur und Wärmeübergangs-Koeffizient.

Results of the organisations participating in the “Deterministic Fracture Mechanics” working group (identification An, e. g. GRS: A4) with regard to the calculation of the temperature distributions in the RPV wall as a result of the axisymmetric transient T1 (20-cm² leak) after 2,400 seconds. 15 of the 20 calculated distributions show very good agreement with each other, i. e. deviations are less than 4%. The reasons for the differences of the results in the 5 distributions that show stronger deviation lie in the simplified or faulty approximations of the time-dependent distributions of fluid temperature and heat transfer coefficient.

den zeigt sich, daß in der 6 mm dicken Plattierung und im angrenzenden Grundwerkstoff die Ergebnisse der linear-elastischen Analysen nennenswert oberhalb der elasto-plastischen Ergebnisse liegen. Innerhalb der Gruppe der elasto-plastischen Analysen liegen 12 Ergebnisverläufe dicht beieinander, in der Gruppe der linear-elastischen Analysen sind es 5 Verläufe.

Die folgenden Einflüsse haben sich als relevant im Hinblick auf die Erklärung der deut-

lich vom Trend abweichenden Verläufe erwiesen:

- Definition der Materialeigenschaften, speziell: Referenztemperatur für den thermischen Ausdehnungskoeffizienten, Streckgrenze in der Plattierung
- Unterschiede in der Temperaturfeldberechnung
- Approximation des transienten Druckverlaufs

- Netzverfeinerung und Elementtyp im Bereich der Plattierung

Die Ergebnisse von elastischen Analysen sowie von Abschätzungsverfahren liegen meistens oberhalb der Ergebnisse von komplexeren dreidimensionalen elasto-plastischen Finite-Elemente-Analysen. Parameterstudien der GRS und des NRI zeigen, daß die in einigen Analysen verwendeten, fehlerhaften Eingabedaten für den thermischen Ausdehnungskoeffizienten zu einer Unterschätzung der maximalen elastischen bzw. elasto-plastischen „best-estimate“ Reißbeanspruchungswerte von bis zu 20% führen.

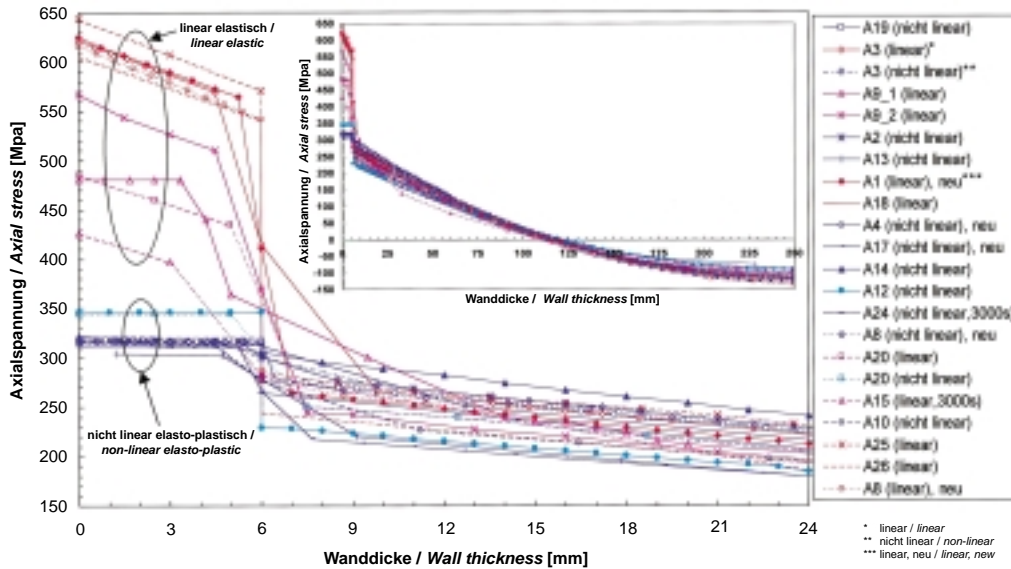
Die GRS hat sowohl Beiträge zu den strukturmechanischen als auch thermohydraulischen Fragestellungen erarbeitet. Dazu wurden zehn strukturmechanische dreidimensionale Finite-Elemente-Analysen, eine dreidimensionale thermohydraulische Analyse sowie fünf thermohydraulische Analysen mit einem Ingenieurmodell durchgeführt und bewertet. Mit den entwickelten Analysetechniken und basierend auf den bisherigen Erfahrungen konnten die fachlichen Beiträge der GRS in etwa 3 Monaten fertiggestellt werden. Demnach ist es mit den heute zur Verfügung stehenden Analysewerkzeugen im Rahmen von sicherheitstechnischen Bewertungen möglich, in kurzer Zeit detaillierte Analysen zur jeweiligen Problemstellung durchzuführen. Die vorhandenen Unsicherheiten lassen sich durch geringen Mehraufwand in Form von Parameterstudien quantifizieren und können in der Bewertung berücksichtigt werden.

Eine ausführliche Darstellung der Aktivitäten im Rahmen des ICAS-Projektes ist im Abschlußbericht (NEA/CSNI/R(99)3, GRS-152) enthalten.

International Comparative Analyses Relating to Reactor Pressure Vessel Integrity (RPV PTS ICAS)

The “Reactor Pressure Vessel Pressurized Thermal Shock International Comparative Assessment Study” (RPV PTS ICAS) brought together an international group of experts from research institutes and universities as well as from authorised inspection agencies, utilities and plant vendors to compare analysis methods that are used to assess the integrity of reactor pressure vessels (RPV) during loads resulting from emergency cooling transients. The project was organised by Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) and the Oak Ridge National Laboratory (ORNL) under the auspices of the OECD/NEA/CSNI/Principal Working Group 3 (PWG-3) “Integrity of Components and Structures” in co-operation with PWG-2 “Coolant System Behaviour”. The work of GRS was funded by the BMBF.

The ICAS project was based on the experiences made in connection with the predecessor project “Fracture Analyses of Large Scale Experiments” (FALSIRE), in which comparative analyses of fracture-mechanical large-scale experiments were performed with international participation (see GRS Reports GRS-108 and GRS-130). Apart from the continuation of the structure-mechanical activities that were begun in connection with the FALSIRE project, the ICAS project concentrated especially on thermal-hydraulic aspects

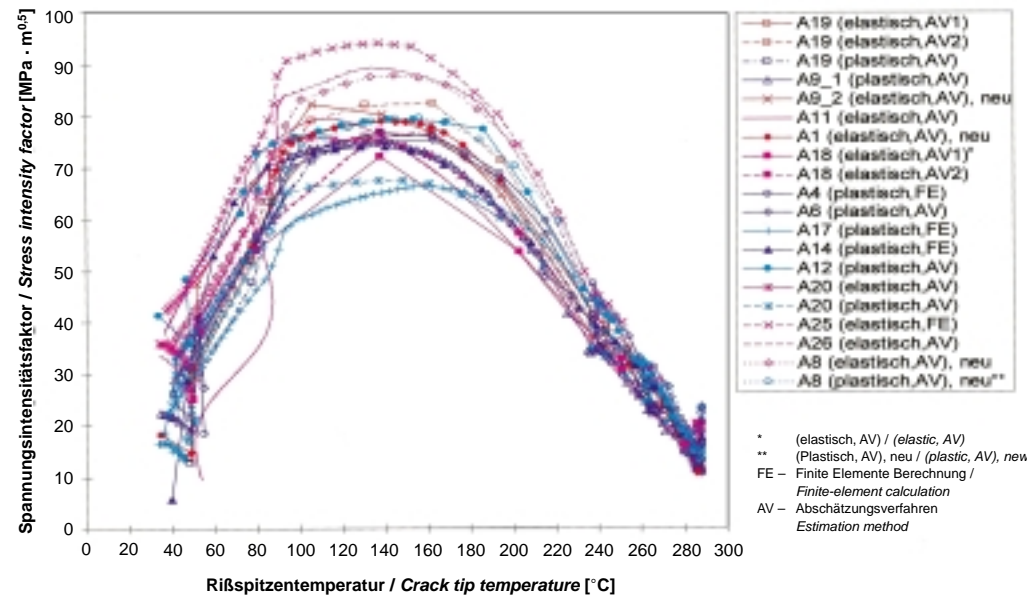


Vergleich der Ergebnisse der Arbeitsgruppe „Deterministic Fracture Mechanics“ für die Axialspannungen in der RDB-Wand ohne RiB (Transiente T1) nach 3 600 Sekunden

Comparison of the results of the “Deterministic Fracture Mechanics” working group with regard to axial stresses in the RPV wall without crack (transient T1) after 3,600 seconds

Fracture-mechanical aspects in the task matrix were the judgement of the behaviour of surface cracks assumed in the bellline weld and of cracks underneath the cladding under thermo-mechanical load conditions. The loads resulting from assumed primary-side leaks of 20, 50 and

200 cm² size (transient T1, T2, T3) were analysed. Additional parameter studies were carried out with the aim to investigate the influence of the thickness of the cladding as well as the residual stress and yield strength of cladding and weld material.



Ergebnisse der Arbeitsgruppe „Deterministic Fracture Mechanics“ für die RiBbeanspruchung beim in der RDB-Wand postulierten OberflächenriB C1 (in Umfangsrichtung, Tiefe: 16 mm, Länge: 360°) – Die RiBbeanspruchung ist in Form des Spannungsintensitätsfaktors als Funktion der berechneten RiBspitztemperatur dargestellt.

Results of the “Deterministic Fracture Mechanics” working group with regard to the crack-driving force of the postulated surface crack C1 in the RPV wall (circumferential, depth: 16 mm, length: 360°) – The crack-driving force is shown in the form of the stress intensity factor as a function of the calculated crack tip temperature.

In connection with the probabilistic tasks (PFM working group), a given crack distribution function was to be used for determining the probabilities of crack initiation and crack penetration through the vessel wall. Particular importance was attributed to the interdisciplinary aspects of the integrity assessment, especially the determination of the transient load functions under consideration of thermal mixing in the cold-leg reactor coolant line and in the RPV annulus, and to steam condensation (THM working group).

The first meeting to discuss the objectives, tasks and time schedule was held at GRS Cologne in June 1996. Following the international call for participation, the formulated tasks were distributed to the participants in December 1996. The analysis results were submitted in November 1997, following a discussion of the interim results at a workshop conducted by the OECD/NEA in Paris in June 1997. After processing of the data produced by the analysis results and the preparation of comparative graphs, these results and in particular their differences were discussed at a workshop in Orlando in February 1998. After that, further parameter studies concerning the differences of the results were carried out, and the work was eventually summarised in a final report.

During the course of the project, the participants performed about 180 analyses and 43 parameter studies. The data generated by the analysis results were processed by GRS and entered in a special results

database. About 145 comparative graphs were prepared as a basis for the discussions of the analyses and the efficiency of the analysis methods. An assessment of the differences of the analysis results was worked out together with the participants of the comparative study. During the course of the project, the electronic means of communication in particular showed themselves to be an important means of work.

The comparison of the results with regard to the axial stresses in the RPV wall under the load effected by the transient T1 after 3,600 seconds shows that in the 6 mm strong cladding and in the adjacent base material, the results of the linear-elastic analyses lie considerably above the elasto-plastic results. Within the group of the elasto-plastic analyses, the curves of 12 resulting distributions lie closely together; in the group of the linear-elastic analyses, this is the case with five distributions.

The following influences have turned out to be relevant with regard to the explanation of the distributions that deviated clearly from the trend:

- definition of the material properties, especially: reference temperature for the thermal expansion coefficient, yield strength of the cladding
- differences in the temperature field calculation
- approximation of the transient pressure distribution
- mesh refinement and element type in the area of the cladding.

In most cases, the results of elastic analyses as well as of estimation methods lie above the results of more complex three-dimensional elasto-plastic finite-element analyses. Parameter studies performed by GRS and the Czech Nuclear Research Institute (NRI) show that the faulty input data for the thermal expansion coefficient used in some of the analyses lead to an underestimation of the maximum elastic or elasto-plastic best-estimate crack-driving force values of up to 20 %.

GRS prepared contributions to structure-mechanical as well as thermal-hydraulic issues. This involved the performance and

evaluation of ten structure-mechanical three-dimensional finite-element analyses, one three-dimensional thermal-hydraulic analysis, and five thermal-hydraulic analyses with an engineering model. With the help of the developed analysis techniques and based on the experience gained so far it was possible to complete these expert contributions of GRS after about three months' time. This shows that with the analytical tools that are available today, it is possible to perform within the framework of safety-related assessments more detailed analyses of specific problems within relative short periods of time. The existing uncertainties can be quantified at low additional expense in the form of parameter studies and can be considered in the assessment.

The final report (NEA/CSNI/R(99)3, GRS-152) contains a full description of the activities within the framework of the ICAS project.

J. Sievers

Entwicklung und Validierung des Programmsystems ASTEC

Das Ziel des ASTEC-Codes (**A**nalysis **S**ource **T**erm **E**valuation **C**ode) ist es, den vollständigen Ablauf eines schweren Unfalls (auslegungstüchtig-überschreitende Zustände) vom auslösenden Ereignis bis hin zum Quellterm aus dem Containment vorauszusagen. Solch ein Integralcode setzt voraus Bestimmung des Quellterms, Untersuchungen zur Probabilistischen Sicherheitsbewertung Level-2 (PSA-2), Untersuchungen zum anlageninternen Notfallschutz (Accident Management – AM) sowie detaillierte Analysen von besonderen Phänomenen.

GRS und IPSN arbeiten bei der Entwicklung und Validierung von ASTEC zusammen. Sie sind sich über die folgenden Erfordernisse einig:

- Zugrundelegen der besten bei den beiden entwickelnden Organisationen verfügbaren Modelle,
- ausreichende Validierung zur Abdeckung der wichtigsten physikalischen Phänomene,
- Berücksichtigung von Sicherheitssystemen und -prozeduren,
- schnelle Laufzeit,
- Einfachheit der Anwendung für Sensitivitätsanalysen.

Stand der Validierung

Die Validierung von ASTEC V0 wird von einer großen Zahl französischer, deutscher und internationaler Versuche unterstützt, die die meisten Phänomene bei auslegungstüchtig-überschreitenden Zuständen berücksichtigen. Die Validierungsmatrix enthält bisher einen „Minimal“-Satz, mit dem die ersten reaktorspezifischen Anwendungen mit einem akzeptablen Vertrauensgrad in Angriff genommen werden können.

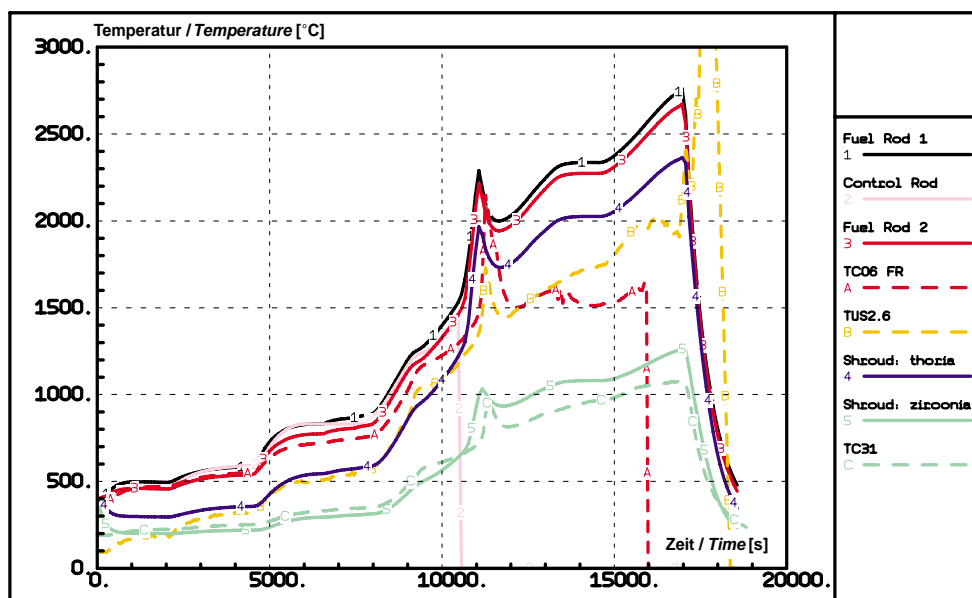
Die ersten Ergebnisse mit dem „Minimal“-Satz (etwa 25 Validierungsfälle, die alle Module abdecken) zeigen eine zufriedenstellende Übereinstimmung mit den experimentellen Befunden. Einige ausgewählte Ergebnisse werden im folgenden kurz dargestellt:

- ELSA und der VERCORS 4-Versuch: Simulation von Spaltproduktfreisetzung aus bestrahlten Brennstäben in einer reduzierenden Atmo-

sphäre (Wasserstoff); die Brennstofftemperatur erreicht 2 250 °C. Die Übereinstimmung zwischen Rechnung und Messung für flüchtige Spaltprodukte bezüglich Kinetik und Gesamtfreisetzung ist gut.

- RUPUICUV und der U1A-Versuch (SNL, USA): Simulation eines Coriumauswurfs in eine Zionsgeometrie im Maßstab 1/40. Die Druckentwicklung (Blowdown, Druckbeaufschlagung der Kaverne) wird mit Hilfe von verschiedenen Dampf- und Coriumfreisetzungskoeffizienten genau berechnet. Jedoch wird die Wasserstoffproduktion weit unterschätzt, weil die Dauer der Mitrifphase als zu kurz berechnet wird.

- CPA und der VANAM M3-Versuch (ISP 37): Dieser Thermohydraulik- und Aerosolversuch simuliert die Einspeisung von Dampf, Luft und Aerosol in einen

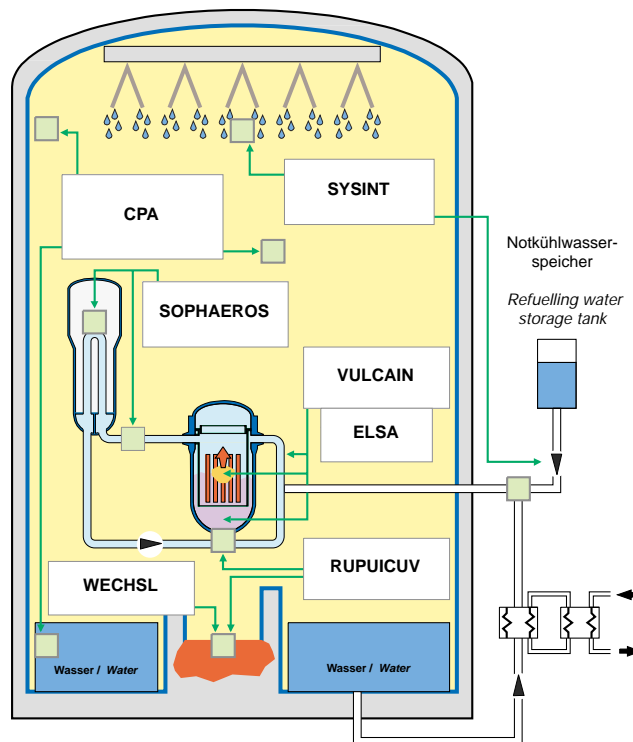


Das Bild zeigt die Temperaturen in der oberen Bündelhälfte im Bereich von 650 – 700 mm. Die aktive Länge des Bündels betrug 1 m. Die durchgezogenen Linien zeigen die mit ASTEC (Modul VULCAIN) gerechneten Temperaturen für die beiden Brennstabringe, den zentralen Absorberstab, sowie die Thoriumoxid- und Zirkoniumoxidschicht der Bündelumfassung (shroud). Die gestrichelten Linien zeigen zum Vergleich die gemessenen Temperaturen in der äußeren Brennstabreihe (TC06 FR), in den Ultraschallthermometern (TUS2.6) und in der Zirkoniumoxidschicht des Shrouds (TC31). Die Rechnung zeigt eine gute Übereinstimmung mit dem Experiment während der anfänglichen Temperaturplateaus (0 – 8000 s). Der durch die Oxidation des Zirkoniums der Brennstäbe verursachte starke Temperaturanstieg (11000 s) ist in der Rechnung etwas früher (ca. 300 s) als im Experiment. Die hohe Schmelztemperatur für das Uranoxid im Modul VULCAIN (2 840 °C) verhindert jedoch das Aufschmelzen der Brennstäbe in der Rechnung. Im Experiment bewirkten Materialinteraktionen ein Schmelzen des Brennstoffs bei ca. 2300 °C von 15000 s an.

The figure shows the temperatures in the upper half of the bundle in the area of 650 – 700 mm. The active length of the bundle was 1 m. The uninterrupted lines show the temperatures calculated with ASTEC (VULCAIN module) for the two fuel rod rings, the central absorber rod, and for the thorium oxide and zirconium oxide layer of the bundle shroud. The broken lines show in comparison the temperatures measured in the outer row of fuel rods (TC06 FR), in the ultrasonic thermometers (TUS2.6) and in the zirconium oxide layer of the shroud (TC31). The calculation shows good agreement with the experiment during the initial temperature plateaus (0 – 8,000 s). The sharp temperature rise caused by the oxidation of the zirconium of the fuel rods (11,000 s) starts slightly earlier in the calculation (approx. 300 s) than in the experiment. However, the high melting temperature for the uranium oxide in the VULCAIN module (2,840 °C) prevents the melting of the fuel rods in the calculation. In the experiment, material interactions effected melting of the fuel at about 2,300 °C from 15,000 s onward.

Programmteile von ASTEC V0

- **VULCAIN:** Thermohydraulik des Reaktorkühlsystems und Kernzerstörung bis hin zum Versagen des Bodens des Reaktor-druckbehälters (RDB) – VULCAIN simuliert in der späten Phase die Bildung und Entwicklung eines Corium-Pools, das Abstürzen des Coriums in die Kalotte des RDB-Bodens und – bei größerer Modellierung – das Verhalten des Coriums in der Kalotte sowie das RDB-Versagen.
- **ELSA:** Spaltproduktfreisetzung aus den Brennstäben – Dieses Modul wird als Untermodul von VULCAIN verwendet. Der halb-empirische Ansatz behandelt drei Spaltproduktklassen in einer intakten Geometrie: flüchtige, halbflüchtige und nicht-flüchtige Spaltprodukte. Ändert sich die Geometrie, schaltet die Modellierung von ELSA auf einen CORSOR-Typ um.
- **SOPHAEROS:** Transport von Spaltprodukten in Dampfform oder als Aerosol im Reaktorkühlkreislauf – Mit zwölf Artenfamilien und fünf Stadien (schwebende Aerosole, Dampf an Wänden etc.) simuliert das Modul die Phänomene: Aerosol-ablagerung (Thermophorese etc.), Aerosolkoagulation (durch Gravitation etc.), Interaktion mit Dampf (Kondensation an Aerosolen etc.) sowie Transport durch den Reaktorkühlkreislauf.
- **RUPUICUV:** Direkte Aufheizung der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters durch feinfragmentierte Schmelze – Dieses Modul beschreibt die Freisetzung von feinfragmentiertem Corium in die Kaverne nach Versagen des Reaktor-druckbehälters unter hohem Druck sowie die potentielle Oxydation der Coriumpartikel und den Aus-trag aus der Kaverne in den Sicherheitsbehälter.
- **WECHSL:** Schmelze/Beton-Wechselwirkung in der Kaverne – Das Modul unterstellt entweder gut gemischtes oder nach Oxyd und Metall geschichtetes Corium und berechnet das Abschmelzen des Betons und die Oxydation des Coriums.
- **CPA**, bestehend aus drei Untermodulen:
 - THY für Thermohydraulik im Sicherheitsbehälter – Es beschreibt Phänomene wie Gasverteilung, Druckaufbau, Wasserstoffverbrennung, Verhalten von Sicherheitssystemen, usw. Es basiert hauptsächlich auf dem Containmentcode RALOC Mod4 und dem Thermohydraulikteil von FIPLOC.
 - AFP für Aerosol- und Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter – Die Modelle für Aerosol- und Spaltproduktverhalten (Transport und Abbau) basieren auf den entsprechenden Modellen in FIPLOC. Das neue Spaltprodukt-transportmodell FIPHOST ist enthalten. Der Aero-soltransport durch Wasservorlagen wird mit dem Pool-Scrubbing-Modell SPARC-B simuliert.
 - IODE für Jodverhalten im Sicherheitsbehälter (Sumpf- und Gasphase).
- **ISODOP:** Zerfall von Spaltprodukten und Akti-nid-Isotopen – Es startet die Berechnung mit Hil-fe eines anfänglichen Isotopinventars, das mit dem PEPIN-Code des CEA generiert wurde und erlaubt die Abschätzung von Zerfallswärme und Aktivität im Reaktorkühlkreislauf, im Sicherheits-behälter und in der Umgebung. Es basiert auf der DOP-Datenbank der CEA und enthält eine Beschreibung aller Isotope.
- **SYSINT:** Management technischer Sicher-heitseinrichtungen.



Legende / Legend:

VULCAIN:	Kernschmelzen, Thermohydraulik im Reaktorkühlkreislauf <i>Core degradation, thermal hydraulics in the reactor coolant system</i>
ELSA:	Spaltprodukt-Freisetzung aus den Brennstäben <i>Fission product release from fuel rods</i>
SOPHAEROS:	Verhalten von Aerosol- und Spaltprodukt-dämpfen im Reaktorkühlkreislauf <i>Aerosol and fission product vapor behavior in the reactor coolant system</i>
RUPUICUV:	Schmelzeaustrag und Verteilung im Containment <i>Corium ejection and entrainment in the containment</i>
WECHSL:	Schmelze/Beton Wechselwirkung <i>Corium/concrete interaction</i>
CPA:	Thermohydraulik sowie Aerosol und Iodverhalten im Containment <i>Thermal hydraulics, aerosol and iodine behaviour in the containment</i>
SYSINT:	Steuerung der Sicherheitssysteme <i>Safety system management</i>

Mehrraum-Sicherheitsbehälter. Die CPA-Ergebnisse zeigen im Hinblick auf die Temperaturen gute Übereinstimmung beim trockenen und nassen Aerosolabbau, mit Ausnahme des unteren Raums R6, der in zwei Räume unterteilt werden sollte. Gute Übereinstimmung wurde ebenso mit dem Nicht-Gleichgewichts-Modell bezüglich der Feuchtigkeit erzielt (siehe Seite 71).

Einige komplementäre Validierungsrechnungen werden bis Ende 1999 durchgeführt, vor allem eine Anwendung auf den Reaktorunfall im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island (TMI-2).

Eine wichtige Aufgabe ist die Validierung mit Hilfe der integralen PHEBUS-FP Versuche, vor allem FPT1. Bei der Berechnung des FPT1-Versuchs wurden alle für die Simulation von Primärkreis und Sicherheitsbehälter erforderlichen Module aktiviert. Hierbei wurde folgende Nodalisierung verwendet:

- 2 radiale Ringe und 22 axiale Zonen für das Brennstabbbündel (Nodalisierung des Raums ähnlich wie bei ICARE2 und MAAP4),
- 18 Volumina für den Primärkreis,
- 9 Volumina für die Sicherheitsbehälter-Atmosphäre und ein Volumen für den Sumpf.

Die zufriedenstellende globale Übereinstimmung mit den experimentellen Ergebnissen zeigt, daß der Code für integrale Berechnungen anwendbar ist. Es zeigte sich insbesondere:

- korrekte Berechnung der Bündeltemperaturen und Wasserstoffproduktion, aber eine Verzögerung bei der Bildung des Coriumpools,

- korrekte Freisetzungswerte für flüchtige Spaltprodukte, aber eine Überschätzung der Materialstruktur-Aerosole (Zr, Fe, Cr,...),
- korrekte Lokalisierung des Hauptaerosols und der Spaltproduktablagerungszonen (Bündelausgang, Dampferzeuger-Steigrohre),
- korrekte Berechnung des thermohydraulischen Verhaltens (Druck, Temperatur etc.) und des Aerosolverhaltens im Sicherheitsbehälter; Ausnahme: fehlendes Modell für signifikante Aerosolablagerungen an den Wänden, die sich beim Versuch ergeben haben,
- Unterschätzung der Jodkonzentration im Sicherheitsbehälter während der Gasphase aufgrund der Verwendung einer älteren Version des IODE-Moduls.

Die Ergebnisse sind bisher nicht detailliert analysiert worden, da einige nach-experimentelle Daten noch nicht verfügbar sind.

Zukünftige Entwicklung

Die Möglichkeiten des Codes sind hauptsächlich dadurch eingeschränkt, daß weiterhin ein Modell zur Beschreibung der thermohydraulischen Vorgänge im Primärkreis fehlt. Die Version V0 benötigt eine vorgeschaltete Berechnung dieses Bereichs mit einem adäquaten Code (wie z.B. CATHARE oder ATHLET), mit der man die thermohydraulischen Anfangsbedingungen zur Kernfreilegungszeit bestimmt.

Die nächste Version V1 (verfügbar voraussichtlich Anfang 2001) wird folgende Verbesserungen haben:

- vereinfachte Zweiphasenthermo-hydraulik für den Reaktorkühlkreislauf

sowohl während der Kühlmittelverlustphase als auch während der Kernzerstörungsphase (Ansatz mit fünf Gleichungen, Grundlage eines aus dem französischen Referenzcode CATHARE abgeleiteten Simulationsprogramms),

- neues Kernzerstörungsmodul auf der Grundlage der Struktur von ICARE2 (Kernzerstörungscode) sowie vereinfachte Modelle für den Transfer von Corium zwischen Kern und Behälterboden, ebenso Coriumverhalten im Behälterboden. Diese Modelle können beispielsweise von Programmen wie VULCAIN oder MAAP4 stammen.

Die Arbeiten zu diesen Punkten sind bereits im Gange, einschließlich solcher bezüglich detaillierter Spezifikationen, Modelle für Machbarkeitsstudien, Studien zur Kopplung, etc.

Die Version V1 wird darüberhinaus gekennzeichnet durch:

- fortlaufende Verbesserung von CPA (Sprühmodell,...),
- Verbesserung des WECHSL-Moduls MCCI,
- Aktualisierung einiger konstitutiver Module (ELSA, SOPHAEROS und IODE),
- Homogenisierung der Datenbank zu Materialeigenschaften,
- Codeverbesserungen: Verringerung der Größe der Ergebnisspeicherung, Verkürzung der CPU-Zeit, Programmierung in FORTRAN 90.

Development and Validation of the ASTEC Code System

The aim of the ASTEC (Analysis Source Term Evaluation Code) code is to predict an entire severe accident sequence (beyond-design-basis accident conditions) from the initiating event to the source term from the containment. The prerequisites for such an integral code are the determination of the source term, studies relating to Level-2 Probabilistic Safety Assessments (PSA-2), accident management (AM) studies, and detailed analyses of special phenomena.

GRS and IPSN co-operate in the development and validation of ASTEC and are in agreement about the following requirements:

- the best models available in both organisations should be used as a basis,
- validation should be sufficient to cover the main physical phenomena,

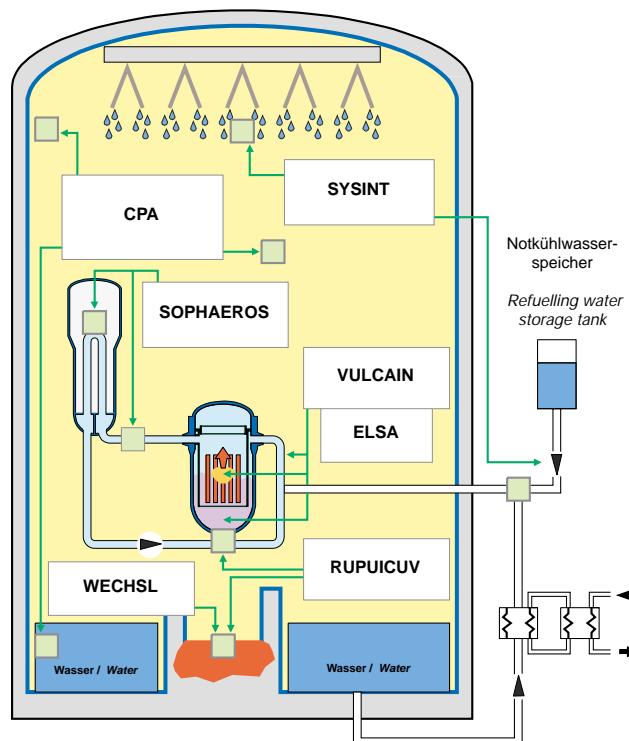
- safety systems and procedures have to be taken into account,
- the code should be fast-running,
- the code should be easy to use for sensitivity analyses.

Validation Status

ASTEC V0 validation is supported by a large set of French, German and international experiments that cover most aspects of severe-accident phenomenology. The validation matrix presently com-

Modules of ASTEC V0

- **VULCAIN:** Reactor coolant system (RCS) thermal hydraulics and core degradation up to reactor pressure vessel (RPV) lower head failure. During the late phase, VULCAIN simulates the formation and evolution of a corium pool, corium slump into the lower head and (with more crude modelling) corium behaviour in the lower head as well as RPV failure.
- **ELSA:** Fission product (FP) release from the fuel rods. This module is used as a sub-module of VULCAIN. The semi-empirical approach deals with three FP classes in an intact geometry: volatile, semi-volatile and non-volatile FPs. When the geometry becomes degraded, the modelling switches from ELSA to a CORSOR-type one.
- **SOPHAEROS:** FP vapour and aerosol transport in the RCS. With twelve families of species and five states (suspended aerosols, vapour on walls, etc.), the module simulates the main phenomena of aerosol deposition (thermophoresis, etc.), aerosol coagulation (gravitational, etc.), vapour interactions (condensation on aerosols, etc.) and transport along the RCS.
- **RUPUICUV:** Direct containment heating (DCH) through fine-fragmented melt. This module predicts the ex-vessel discharge of fine-fragmented corium into the cavity following RPV failure under high pressure and the potential corium oxidation and entrainment from the cavity into the containment.
- **WECHSL:** Molten-core/concrete interaction (MCCI) in the cavity. The module assumes either well-mixed or stratified (oxide, metal) corium and calculates concrete ablation and corium oxidation.
- **CPA**, consisting of three main sub-modules:
 - THY for thermal hydraulics within the containment. The module describes phenomena such as gas distribution, pressure build-up, hydrogen combustion, behaviour of safety systems, etc. It is based mainly on the containment code RALOC Mod4 and the thermal hydraulic part of FIPLOC.
 - AFP for aerosol and FP behaviour in the containment. The models for the aerosol and FP behaviour (transport and depletion) are based on the corresponding models of FIPLOC. The new FP transport model FIPHOST is included. The aerosol transport through water pools is simulated with the pool scrubbing model SPARC-B.
 - IODE for iodine behaviour in the containment (sump and gas phase).
- **ISODOP:** Decay of FP and actinide isotopes. This module starts the calculation using an initial isotope inventory generated by the CEA code PEPIN and allows estimates of the decay heat and activity in the RCS, in the containment and in the environment. It is based on the DOP database of CEA and contains a description of all isotopes.
- **SYSINT:** Management of engineered safety features.



Legende / Legend:

VULCAIN:	Kernschmelzen, Thermohydraulik im Reaktorkühlkreislauf <i>Core degradation, thermal hydraulics in the reactor coolant system</i>
ELSA:	Spaltprodukt-Freisetzung aus den Brennstäben <i>Fission product release from fuel rods</i>
SOPHAEROS:	Verhalten von Aerosol- und Spaltproduktstäufen im Reaktorkühlkreislauf <i>Aerosol and fission product vapor behavior in the reactor coolant system</i>
RUPUICUV:	Schmelzeaustrag und Verteilung im Containment <i>Corium ejection and entrainment in the containment</i>
WECHSL:	Schmelze/Beton Wechselwirkung <i>Corium/concrete interaction</i>
CPA:	Thermohydraulik sowie Aerosol und Iodverhalten im Containment <i>Thermal hydraulics, aerosol and iodine behavior in the containment</i>
SYSINT:	Steuerung der Sicherheitssysteme <i>Safety system management</i>

prises a "minimum" set, allowing the first reactor-specific applications to be tackled with an acceptable degree of confidence (see page 67).

The first results achieved with the "minimum" set (concerning about 25 cases covering all the modules) show satisfactory agreement with experimental measurements. Some results have been selected and are briefly presented below.

- ELSA and the VERCORS 4 experiment: simulation of FP release from irradiated fuel in a reducing atmosphere (hydrogen); fuel temperature reaches 2,250 °C. The agreement of calculation and measurement for volatile FPs is good both as regards kinetics and the total release.
- RUPUICUV and the U1A experiment (SNL, USA): simulation of corium ejection in a zion geometry on a 1/40 scale. The pressure evolution (vessel blow-down, cavity pressurisation) are calculated exactly using different vapour and corium discharge coefficients. However, hydrogen production is under-estimated by far, mainly because the duration of the entrainment phase is calculated too short.
- CPA and the VANAM M3 experiment (ISP 37): this thermal-hydraulics and aerosol experiment simulates the injection of vapour, air and aerosol into a multi-compartment containment. With regard to temperatures, CPA results show good agreement for dry and wet aerosol depletion with the exception of the lower compartment R6, which should be separated into two compartments. Good agreement is also obtained with the non-equilibrium model with regard to humidity.

Some complementary validation calculations will have been performed by the end of 1999; in particular, there will be an application to the reactor accident in the US-American Three Mile Island (TMI-2) nuclear power plant.

An important task is the validation with the help of the integral PHEBUS FP experiments, above all FPT1. For the calculation of the FPT1 experiment, all the modules deemed for the simulation of the primary system and the containment were activated. The nodalisation used was:

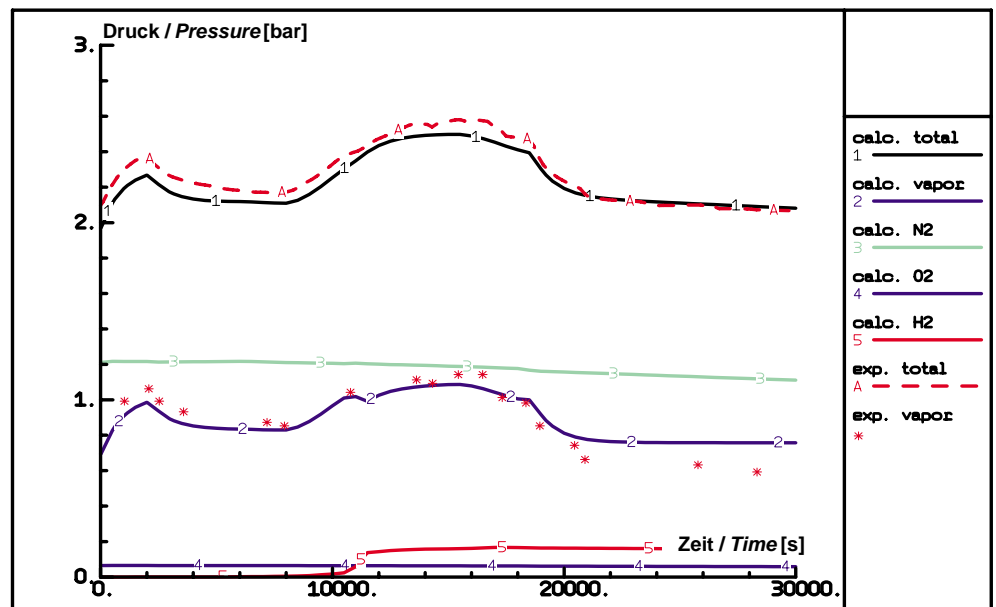
- 2 radial rings and 22 axial meshes for the bundle (space nodalisation similar to that used with ICARE2 and MAAP4),
- 18 volumes for the primary system,
- 9 volumes for the containment atmosphere and 1 for the sump.

The satisfactory global agreement with the experimental results shows the code's suitability for integral calculations. This was demonstrated in particular by the following points:

- correct calculation of the bundle temperatures and hydrogen production, but some delay for the molten pool formation,

- correct release levels of volatile FPs, but over-estimation of the material structure aerosols (Zr, Fe, Cr,...)
- correct localisation of the main aerosol and FP deposition zones (bundle exit, SG riser tubes),
- correct thermal-hydraulic (pressure, temperature, etc.) and aerosol behaviour in the containment (exception: no model for significant aerosol deposition on the walls, showed by the experimental measurements),
- under-estimation of iodine concentration in the containment during the gas phase due to the use of an older version of the IODE module.

The analysis of the results has so far not been performed in great detail because some post-experimental results are not yet available.



Das Bild zeigt die mit ASTEC (Modul CPA) gerechneten Partialdrücke (durchgezogene Linien) und den Gesamtdruck im 10 m³ großen Tank der PHEBUS-Versuchsanlage. Im Vergleich dazu sind der gemessene Gesamtdruck (gestrichelte Linie) und der Wasserdampfpartialdruck (gepunktete Linie) gezeigt. Die Übereinstimmung zwischen Experiment und Rechnung ist sehr gut. Der Druckverlauf wird i. w. durch die Dampfeinspeisung in das Testbündel beeinflusst. Der Wasserstoffpartialdruck steigt während der Oxidationsskalation im Bündel (10 000 – 11 000 s) stark an. Ebenso sinkt während dieser Periode des Versuchs der Dampfpartialdruck leicht, da ein Teil des in das Bündel eingespeisten Wasserdampfs bei der Oxidation der Brennstabhüllrohre in Wasserstoff umgewandelt wird.

The figure shows the partial pressures (uninterrupted lines) calculated with ASTEC (CPA module) and total pressure in the 10-m³ tank of the PHEBUS experimental facility. Also shown for comparison are the measured total pressure (broken line) and partial water vapour pressure (dotted line). There is very good agreement of experiment and calculation. The pressure distribution is mainly influenced by the injection of vapour into the test bundle. Partial hydrogen pressure rises sharply during the oxidation escalation in the bundle (10,000 – 11,000 s). Also within this period, partial vapour pressure decreases slightly because part of the water vapour injected into the bundle is transformed into hydrogen by shroud oxidation.

Future areas of development

The main limitation of the code lies in the absence of a model for the description of the thermal-hydraulic processes in the primary system. Version V0 needs an upstream calculation of this area with an adequate code (such as CATHARE or ATHLET) to determine the initial thermal-hydraulic conditions at the time of core uncover.

The main improvements for the next version V1 (distribution scheduled for early 2001) will be as follows:

- simplified 2-phase thermal-hydraulic model for the RCS as well as for the core

degradation phase (5-equation approach, basis of a simulator code derived from the French CATHARE reference code),

- new core degradation module, based on the structure of ICARE2 (code for core degradation) and simplified models for corium transfer between the core and vessel lower head, and corium behaviour in the lower head. These models may come from codes such as VULCAIN or MAAP4, for example.

Work is already in progress on these items, including detailed specifications, mock-ups for feasibility studies, coupling studies, etc.

Other features of Version V1 will be:

- continuous improvement of CPA (spray model,...),
- improvement of the WECHSL module for the MCCI,
- updating of some constitutive modules (ELSA, SOPHAEROS and IODE),
- homogenisation of the material properties database,
- code improvements: reduction of results storage size, reduction of CPU time, programming in FORTRAN 90.

*H.-J. Allelein (GRS),
J.P. Van Dorsselaere (IPSN)*

Untersuchungen zu Ver- und Entsorgung und zum Strahlen- und Umweltschutz

Investigations Relating to the Nuclear Fuel Cycle, Waste Management and Radiological and Environmental Protection

Im GRS-Bereich Entsorgung werden sicherheitstechnische Untersuchungen für alle Anlagen und Vorgänge des nuklearen Brennstoffkreislaufes sowie zum Strahlen- und Umweltschutz durchgeführt. Der Schwerpunkt der Tätigkeiten liegt auf der Entsorgung der in Kernkraftwerken anfallenden verbrauchten Brennelemente und radioaktiven Abfälle sowie ihrer Behandlung und Endlagerung. Die wichtigsten Arbeitsfelder sind: Brennstoffkreislauf, Strahlen- und Umweltschutz sowie Endlagerung.

Brennstoffkreislauf

Im Arbeitsfeld „Brennstoffkreislauf“ werden Sicherheitsfragen bearbeitet für:

- Anlagen der Brennstoffversorgung, d. h. Anreicherung von Kernbrennstoff und Brennelement-Herstellung,
- Anlagen zur Zwischenlagerung und Konditionierung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle,
- die Rezyklierung von Kernbrennstoffen und die Konditionierung von radioakti-

ven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung, insbesondere die Verglasung hochradioaktiver Abfälle,

- die Stilllegung kerntechnischer Anlagen.

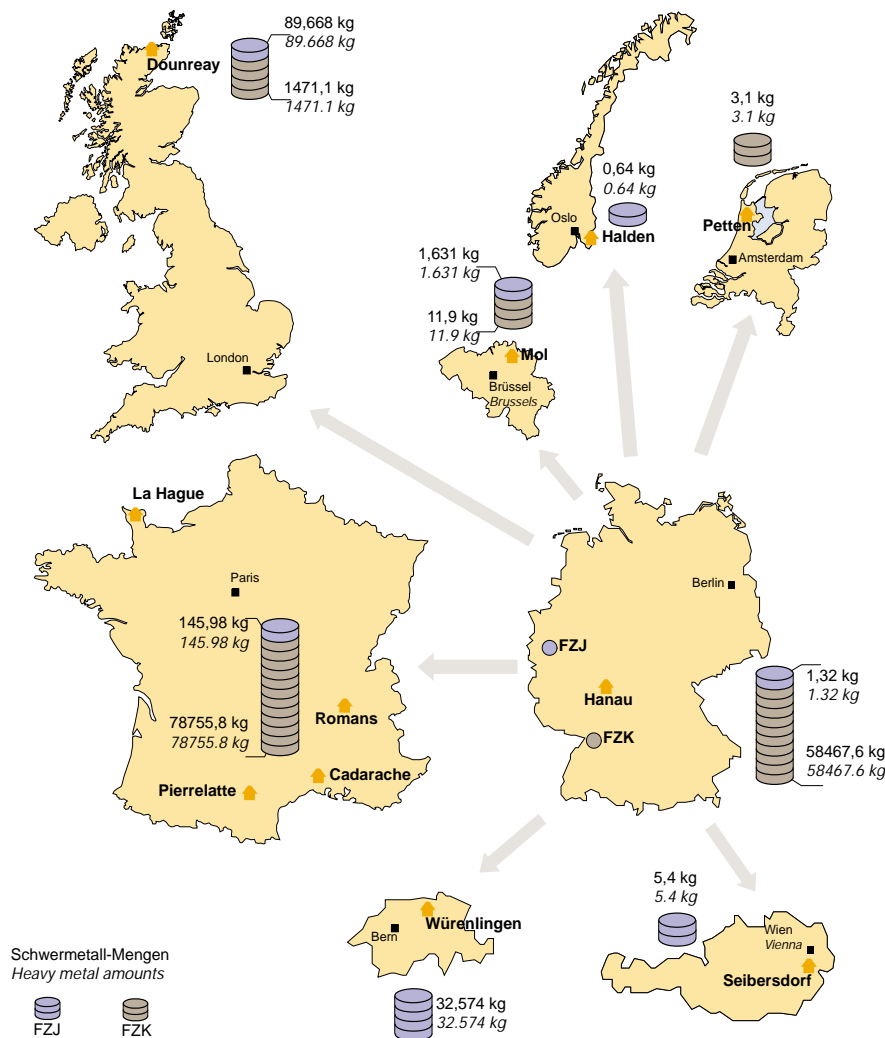
Außerdem werden Entsorgungsstrategien des Brennstoffkreislaufs miteinander verglichen und die Entsorgungskonzeption insgesamt beurteilt. Schwerpunkte hierbei sind die Überprüfung des Entsorgungsnachweises der Kernkraftwerke, Vergleiche nationaler und ausländischer Entsorgungskonzeptionen und Rezyklierstrategien zur Wiederverwendung von Kernbrennstoffen und zur Abfallreduzierung.

Die erforderliche fachliche Kompetenz der GRS beruht auf hochentwickelten Methoden und langjähriger Erfahrung auf den Gebieten Abbrandberechnung, Kritikalitätssicherheit und Abschirmungsberechnung. Außerdem wird durch eine systematische, vertiefte technische Auswertung von aufgetretenen Störfällen und Störungen in Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufs im In- und Ausland ein wichtiger Beitrag zum Erfahrungsrückfluß und zur laufenden Verbesserung der Sicherheit geleistet. Einige wesentliche Vorhaben und Ergebnisse dieses Arbeitsfeldes sind im folgenden kurz dargestellt:

Zusammenführung kernbrennstoffhaltiger Materialien

Die Großforschungseinrichtungen in Jülich und Karlsruhe haben in der Vergangenheit kernbrennstoffhaltige Materialien in- und ausländischen Nutzern überlassen. Diese Materialien sind aufgrund vertraglicher Verpflichtungen in absehbarer Zeit zurückzunehmen und sollen im Geschäftsbereich für die Stilllegung und den Rückbau kerntechnischer Anlagen des Bundesministeriums für Bildung und Forschung (BMBF) einer weiteren Verwertung oder geordneten Entsorgung zugeführt werden.

Die GRS hat im Auftrag des BMBF hierzu ein Konzept erstellt. Es bezieht die Planungen der Großforschungseinrichtungen ein, enthält Vorschläge zur Vorgehensweise, optimiert insgesamt die Vorgänge und



Verteilung der ausgeliehenen Kernbrennstoffe

Distribution of lent-out nuclear fuels (storage) over different countries

gilt übergreifend für Deutschland. Die Bestandsaufnahme ergab, daß es sich hierbei insgesamt um etwa 139 Tonnen an Schwermetall handelt, die in Deutschland und sieben weiteren europäischen Ländern lagern. Der größte Teil dieser Menge betrifft abgereichertes Uran. Sämtliche Einzeldaten wurden in einer dafür eingerichteten Datenbank gespeichert.

Aus dem Konzept der GRS wurde mit den Forschungszentren ein abgestimmtes Gesamtkonzept entwickelt. Es trägt zu einer effizienten und kostengünstigen Rückführung der ausgeliehenen brennstoffhaltigen Materialien bei. So können Transporte von rückzuführenden Abfällen gebündelt und Abfälle gemeinsam gelagert und konditioniert werden. Für Zwischen- und Endlagerung müssen die Spezifikationen der Abfälle genau festgelegt werden.

Kritikalitätssicherheit bei der Endlagerung

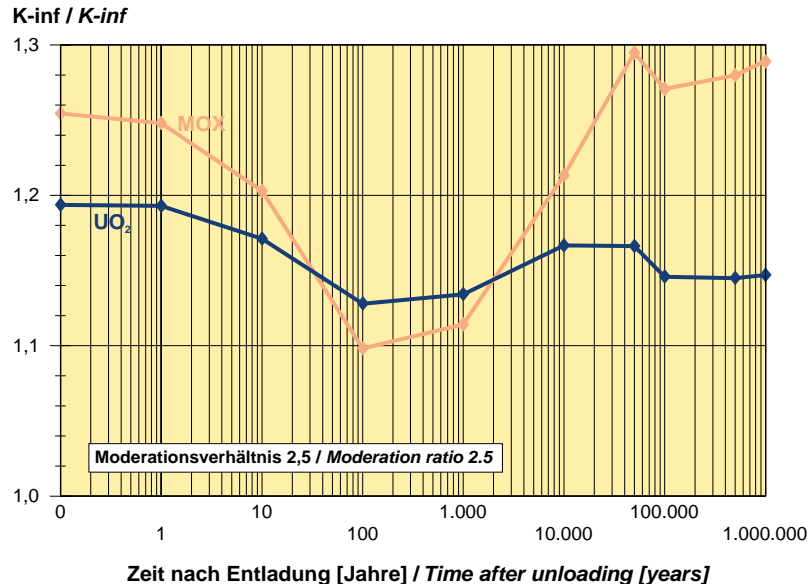
Bei der Endlagerung abgebrannter Brennelemente gelangen große Mengen an Kernbrennstoff ins Endlager. Hierfür muß der Nachweis erbracht werden, daß auch langfristig der unkritische Zustand im Endlager eingehalten wird. Es wurden zunächst – unter der Annahme einer intakten Brennelementstruktur – Kritikalitätsdaten für einen Zeitraum bis zu einer Million Jahre für ein Endlager im Bereich salzhaltiger Tiefenwässer berechnet. Der Zerfall des Plutoniums führt in der Nachbetriebsphase des Endlagers zu einem Aufbau des Spaltstoffs Uran-235. Die höchsten Multiplikationsfaktoren ergeben sich nach etwa 50 000 Jahren.

Weitere Rechnungen sind für den Fall einer Zerstörung oder Auflösung der Brennelement-Struktur erforderlich sowie für Tiefenwässer mit geringen Salzgehalten. Dabei sind die Verhältnisse in unterschiedlichen Wirtsgesteinen zu modellieren.

Dreidimensionale Abbrand- und Reaktivitätsberechnung

Im Auftrag des BMBF hat die GRS das Programmsystem KENOREST für die dreidimensionale Berechnung des Abbrandes und der Reaktivität beim Einsatz von Leichtwasserreaktor-Brennelementen entwickelt. Damit kann der Auf- und Abbau von Plutonium und höheren Aktiniden auch

Anfangsanreicherungen: MOX (3,7% Pu-fiss), UO₂ (3,6% U-235), Abbrand 40 GWd/t SM
Initial enrichment: MOX (3.7% Pu-fiss), UO₂ (3.6% U-235), burnup 40 GWd/t HM



K-inf für MOX- und UO₂-Brennstäbe in Wasser in Abhängigkeit von der Zeit nach Entladung
K-inf of MOX- and UO₂-rods in water versus decay time (time after unloading from reactor)

bei sehr komplexen Brennelementen und Brennelementanordnungen viel genauer als bisher berechnet werden. KENOREST wurde auf der Basis des Monte-Carlo-Programms KENO und des Abbrandprogramms OREST erstellt und bei der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung, OECD, für komplexe Benchmarks zu Siedewasserreaktor-Brennelementen erfolgreich eingesetzt. Das Programmsystem ist besonders geeignet, das Abbrandverhalten einzelner mit dem Neutronenabsorber Gadolinium versetzter Brennstäbe zu bestimmen. Weitere Entwicklungsarbeiten betreffen die Verbesserung der eingesetzten speziellen Wirkungsquerschnitts-Bibliotheken, die Optimierung des Programmsystems und seine weitere Qualifizierung an Standardproblemen. KENOREST ist einsetzbar für Analysen zu Plutoniumrezyklierung und -abbau und zur Bestimmung der Radionuklidinventare für die Entsorgung der Brennelemente.

Neues Rechenmodell für Faserfilter

Ein wesentliches Element der Analyse von Störfällen in Anlagen des Brennstoffkreislaufes ist die Bestimmung der Wirksamkeit von Filtern in Abgas- und Lüftungsanlagen. Diese Filter stellen oft die letzte Barriere für radioaktive Aerosole dar. Bei allen

Fasermattenfiltern hängt der Abscheidegrad stark von der Partikelgröße ab.

Das von der GRS neu entwickelte Filtermodell ist universell für alle Faserfilter der Klassen F3 bis H14 einsetzbar. Es berechnet den Verlauf des Abscheidegrades über das gesamte Partikelspektrum (0,01 bis 10 µm), die am Filter abgeschiedene Aerosolmasse und den Druckverlust am Filter durch die Filterbeladung. Das Rechenmodell simuliert auch mehrere nacheinander geschaltete Faserfilter. Das neue Filtermodell wurde anhand von Meßwerten und nach Herstellerdaten validiert und erfolgreich im Rahmen des Programms FILOC für Analysen von Störfällen in Brennelement-Fabriken eingesetzt.

Trilaterale Kooperation zur Eliminierung russischer Nuklearwaffen

Im Auftrag des Auswärtigen Amtes bearbeitet die GRS im Rahmen der Abrüstungszusammenarbeit mit Rußland das Vorhaben "Einsatz von MOX-Brennstoff mit überschüssigem Waffenplutonium in Kernreaktoren und Unterstützung der Genehmigungsverfahren". Das Vorhaben ist Teil eines französisch-deutsch-russischen Projekts. Es hat zum Ziel, Plutonium aus zerlegten russischen Kernwaffen für friedliche Zwecke zu verwenden. Mit dem Projekt werden entsprechende deutsch-russische

beitet. Eine besondere Bedeutung – auch in der öffentlichen Diskussion – hat in den letzten Jahren das Arbeitsfeld "Sicherheit und Risiken von Transporten radioaktiver Stoffe" erlangt. Ähnliche Analysen können auch für konventionelle Gefahrguttransporte durchgeführt werden. Wesentliche Vorhaben sind:

Sicherheit bei der Beförderung radioaktiver Stoffe

Im Berichtsjahr standen die Arbeiten der GRS ganz im Zeichen der Aufklärung des Sachverhalts und der Ursachen der Kontamination von Transportbehältern für abgebrannte Brennelemente und der beim Transport eingesetzten Waggons. Nachdem Überschreitungen der zulässigen Werte der Oberflächenkontamination aus Frankreich bekannt geworden waren und sich die Häufigkeit dieser Vorkommnisse abzeichnete, erhielt die GRS von der zuständigen Aufsichtsbehörde, dem Eisenbahn-Bundesamt, den Auftrag, in einer gutachterlichen Stellungnahme das Ausmaß und die Ursachen der Kontamination zu analysieren. Die GRS hat nach mehreren kurzfristig erstellten Zwischenberichten ihre Stellungnahme im September 1998 dem Auftraggeber überreicht. Über die Ergebnisse berichtet ein eigener Fachbeitrag in diesem Jahresbericht.

Die gutachterliche Stellungnahme der GRS und ihre Erläuterung standen mehrfach im Zentrum des öffentlichen Interesses und der politischen Diskussion. Darüber hinaus bilden ihre Empfehlungen eine wichtige Arbeitsgrundlage für eine von den Ländern Frankreich, Großbritannien, Deutschland und der Schweiz eingerichtete gemeinsame Arbeitsgruppe. Diese hat vereinbart, die Transparenz und den Informationsaustausch zu verbessern und eine gemeinsame Kontaminationsdatenbank für Brennelement-Transporte einzurichten. Die GRS soll diese Datenbank erstellen und führen.

Die weiteren Arbeiten der GRS beziehen sich auf die Umsetzung der entwickelten Empfehlungen und die Prüfung ihrer Realisierung im Hinblick auf eine Wiederaufnahme der Transporte.

Ausbreitung luftgetragener Stoffe in topographisch gegliedertem Gelände

Moderne Rechenmodelle für komplexe Ausbreitungssituationen in stark geglie-

dertem Gelände berücksichtigen explizit das räumlich und zeitlich veränderliche Wind- und turbulente Strömungsfeld. Die GRS hat in Kooperation mit der Universität Köln eine Modellkette zur Berechnung der Schadstoffausbreitung bei diesen Verhältnissen entwickelt. Damit kann im Nahbereich des Emittenten eine mehr als 24stündige Prognose des Strömungsfeldes auch in stark gegliedertem Gelände berechnet werden. Diese Prognosen werden mit den Meßwerten meteorologischer Stationen in der Kölner Bucht und ihren Randzonen verglichen. Diese Vergleiche zeigen, daß mit der Modellkette eine erhebliche Verbesserung der Berechnungsergebnisse erzielt wird. Ergänzende Arbeiten werden zur verfeinerten Modellierung des Regenniederschlags und der damit verbundenen nassen Deposition von Luftschadstoffen durchgeführt.

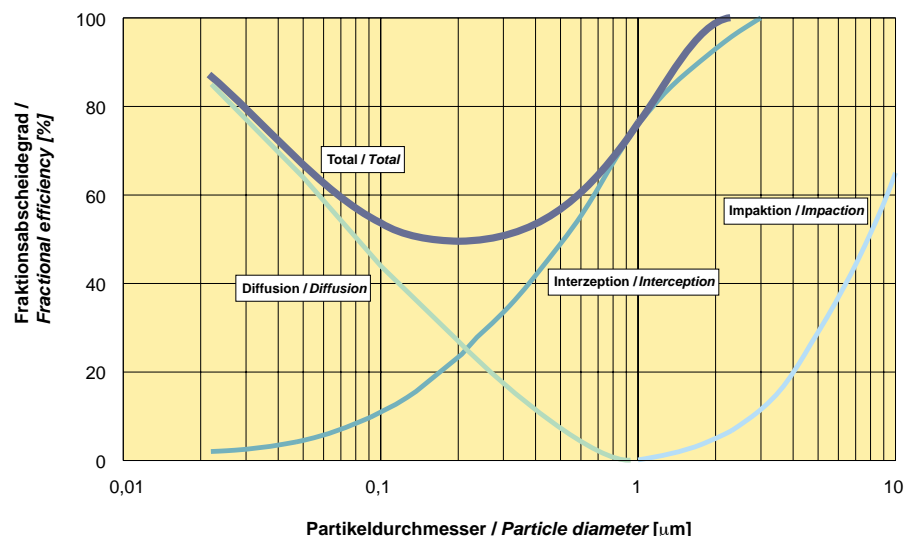
Meteorologischer Präprozessor für SODAR-Daten

Die am Standort einer kerntechnischen Anlage gemessenen meteorologischen Daten bilden die Grundlage für eine schnelle Abschätzung der Ausbreitung freigesetzter Radionuklide bei Unfällen und der daraus resultierenden Strahlenexposition. Für den Einsatz moderner Ausbreitungsmodelle, wie z.B. des Modells der Deutsch-Französischen Kommission (DFK-Modell), müssen mit einem meteorologischen Präprozessor aus den am Standort gemessenen meteorologischen Daten typische, die Ausbreitungsbedin-

gungen charakterisierenden Grenzschichtparameter ermittelt werden. In Deutschland sind an vielen Kernkraftwerken SODAR-Systeme zur Erfassung meteorologischer Daten installiert. Im Auftrag des BfS wurde deshalb ein Meteorologischer Präprozessor für SODAR-Daten (MPS) entwickelt, der SODAR-Windprofile und ergänzende meteorologische Messungen als Eingabe verwendet. Der MPS wurde optimiert und durch mehrere Meßkampagnen an verschiedenen Standorten mit unterschiedlichen Geländeeigenschaften validiert, so am Kernkraftwerk Grohnde als typischem Standort im deutschen Mittelgebirge. Der MPS stellt eine Erweiterung des DFK-Modells dar, das nun im Rahmen praktisch aller Kernreaktor-Fernüberwachungssysteme in der Bundesrepublik Deutschland oder anderer Entscheidungshilfesysteme (z. B. RODOS) einsatzfähig ist.

Deutsch-Französische Initiative zu Tschernobyl

Für alle Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit am Standort des zerstörten Reaktorblocks in Tschernobyl und zur wissenschaftlichen Aufarbeitung der Unfallfolgen ist eine kohärente qualifizierte Datenerfassung als Informationsbasis eine unabdingbare Voraussetzung. Die von den Regierungen Deutschlands und Frankreichs sowie den Energieversorgungsunternehmen in beiden Ländern finanzierte Initiative zu Tschernobyl soll durch Sammlung und Validierung des bisher heteroge-



Fraktionsabscheidegrad eines Faserfilters
Collection efficiency of a fibrous filter

nen Datenmaterials eine sichere und objektive Informationsbasis schaffen. Auf dieser Grundlage können Maßnahmen geplant, die Information der Öffentlichkeit objektiviert und wissenschaftliche Arbeiten initiiert werden.

Zusammen mit ihrem französischen Partner Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) ist die GRS für die Organisation, das Projektmanagement und die fachliche Begleitung dieser Initiative zuständig. Die Initiative ist für einen Zeitraum von drei Jahren mit einem Budget von rund 6 Mio. ECU ausgestattet. Etwa 80% der Mittel werden für die Arbeit der Institute vor Ort aufgewendet.

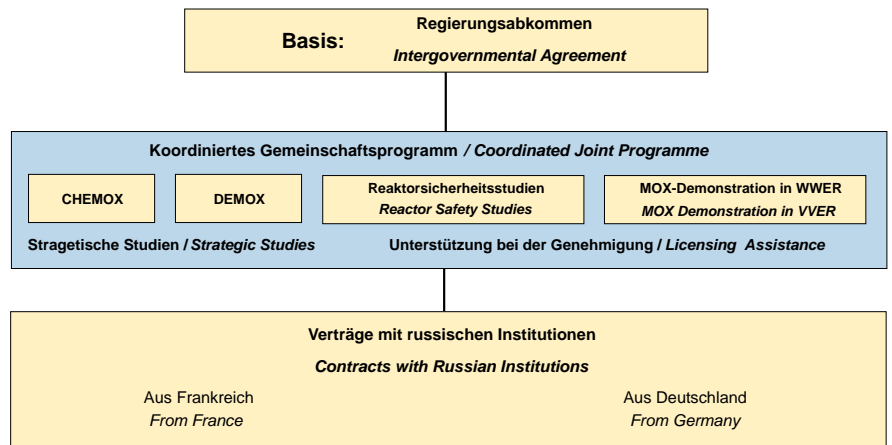
Die Arbeiten gelten dem Sicherheitszustand des Sarkophags, der Erhebung belastbarer Daten zu den radioökologischen Auswirkungen und den gesundheitlichen Folgen des Unfalls. Der Schwerpunkt der GRS-Aktivität im Berichtsjahr lag auf der Datenerhebung zum Bauzustand des Sarkophags und den mit dem Sarkophag verbundenen Sicherheitsfragen.

Endlagerung

Das Arbeitsfeld „Endlagerung“ befaßt sich mit Arbeiten zur Analyse und Bewertung der Sicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle oder gefährliche chemo-toxische Abfälle.

Der Sachverstand der hier eingesetzten Mitarbeiter liegt vor allem auf physikalisch-chemischem und geologischem Gebiet. Da ein Großteil der Arbeiten tiefgehende theoretische Kenntnisse und anspruchsvolle Rechenprogramme erfordert, sind enge Bezüge zu den Grundlagen der physikalischen Chemie, der Gebirgsmechanik, zur Mathematik und zur Umsetzung von Rechenmodellen in Rechenprogramme gegeben. Tätigkeitsschwerpunkte sind:

- die Charakterisierung der Abfälle und ihres Verhaltens in einem Endlager bezüglich der damit verbundenen Sicherheitsaspekte,
- die Analyse der Betriebssicherheit von Endlagern,
- die Entwicklung von Kriterien und Bewertungsgrundlagen für den Nachweis der Langzeitsicherheit nach Verschuß des Endlagers und vor allem



Trilaterales französisch-deutsch-russisches MOX-Projekt - Allgemeine Struktur
Franco-German-Russian trilateral MOX project – general structure

- die Qualifizierung und Absicherung der Nachweismethoden sowie
- die Abstimmung dieser Aspekte im internationalen Rahmen.

Wesentliche Vorhaben und ihre Ergebnisse sind:

Endlager Morsleben

Im Auftrag des BMU hat die GRS den Betrieb des Endlagers Morsleben mit dem Ziel begleitet, den BMU frühzeitig auf sicherheitsrelevante Aspekte oder Probleme hinzuweisen und fachlich zu beraten. Der Einlagerungsbetrieb verlief ohne Probleme. Es ergaben sich keine Sachverhalte, die ein unmittelbares Eingreifen erforderten. Hinweise für Verbesserungen ergaben sich bei der Produktkontrolle, der Abfallzwischenlagerung und beim konventionellen Brandschutz. Den sicherheitstechnischen Empfehlungen der Sicherheitsanalyse des Jahres 1991 wurde weitgehend entsprochen.

Langzeitsicherheits-Analyse für Endlager

SPA-Projekt

Im europäischen Projekt Spent Fuel Performance Assessment (SPA) geht es um das Langzeitverhalten der direkten Endlagerung abgebrannter Brennelemente in verschiedenen geologischen Formationen. Die GRS untersucht im Rahmen dieses Projekts die Wirtsgesteine Salz und Granit mit Forschungsinstituten in Frankreich, Finnland und den Niederlanden. Belgische und spanische Stellen analysieren das Wirtsgestein Ton.

Als Referenzfall für das Endlagermedium Salz dient ein dreisöhliges Endlager mit abgebrannten Brennelementen in POLLUX-Behältern. Für ein Laugeneinbruch-Szenario wurden eine deterministische (best-estimate) und eine stochastische Konsequenzenanalyse durchgeführt. Die Ergebnisse wurden einer Sensitivitäts-

	bis 1991 until 1991	1994 bis September 1998 1994 to September 1998
Abfallvolumen <i>Waste volume</i>	14 500 m ³	22 320 m ³
Alpha-Aktivität <i>Alpha activity</i>	1,8 · 10 ¹¹ Bq	6,5 · 10 ¹⁰ Bq
Beta/Gamma-Aktivität <i>Beta/gamma activity</i>	9,5 · 10 ¹³ Bq	7,5 · 10 ¹³ Bq

Eingelagerte radioaktive Abfälle im Endlager Morsleben
Radioactive wastes enplaced in the Morsleben final repository

analyse unterzogen, aus der die relevanten Größen, aber auch Hinweise auf Wissenslücken ableitbar sind. So zeigte sich, daß der Ort des unterstellten Laugenzutritts erheblichen Einfluß auf das Endergebnis hat.

Unsicherheitsanalysen zu Endlagerparametern

In Konsequenzenanalysen werden für definierte Szenarien die Auswirkungen der Radionuklidmigration im und aus dem Endlager berechnet. Eine deterministische Konsequenzenanalyse stützt sich dabei auf einen definierten Parametersatz, der die Gegebenheiten des Szenarios nach bestem Kenntnisstand beschreiben soll. Dieser Parametersatz wird, um ein abdeckendes Ergebnis zu erhalten, meist zur sicheren Seite hin festgelegt.

Der Einfluß der unterschiedlichen Parameter auf das Endergebnis ist allerdings nur schwer einzuschätzen, da nichtlineare Zusammenhänge und Rückkopplungen zwischen den einzelnen Einflußgrößen bestehen. Eine belastbare Einschätzung der Qualität des Ergebnisses der Konsequenzenanalyse und seiner Konservativität kann nur mit Hilfe einer stochastischen Unsicherheitsanalyse der verwendeten Parameter erzielt werden.

Die GRS hat in den EU-Projekten EVEREST und SPA derartige stochastische Unsicherheitsanalysen durchgeführt und hierfür ein Verfahren zur Identifizierung relevanter Szenarien und Parameter entwickelt. Unter Einsatz von *random sampling* Verfahren wurden die erhaltenen Ergebnisse mit dem GRS-Analyseprogramm SUSA für ausgewählte Nuklide und die Summe aller freigesetzten Nuklide ausgewertet. Die Ergebnisse können sodann in prozentuale Vertrauensgrenzen eingeordnet werden. Damit wird eine erheblich fundiertere Bewertung der Rechenergebnisse erreicht. In einer Sensitivitätsanalyse lassen sich außerdem die Parameter ermitteln, die auf das Endergebnis den größten Einfluß haben.

Sicherheitskriterien für die Endlagerung in tiefen geologischen Formationen

Eine Grundlage der Planfeststellungsverfahren für Endlager sind die Sicherheitskriterien, die Reaktor-Sicherheits- und Strahl-

enschutzkommission entwickelt haben und die der Bundesminister des Innern 1983 veröffentlicht hat. Seit dieser Zeit sind international wesentliche Arbeiten zur Definition von Sicherheitskriterien für Endlager geleistet worden. In Deutschland hat insbesondere das Planfeststellungsverfahren für das Endlager Konrad wertvolle Erfahrungen gebracht.

Vor diesem Hintergrund hat der BMU die GRS beauftragt, den nationalen und internationalen Stand von Sicherheitskriterien für Endlager zu erfassen und Vorschläge für eine Weiterentwicklung der Sicherheitskriterien in Deutschland auszuarbeiten.

Die Zusammenstellung der jeweiligen nationalen Anforderungen und der Kriterien der Internationalen Strahlenschutzkommission ICRP, der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) und der OECD zeigt bei den radiologischen Schutzziele gute Übereinstimmung. Deutliche Unterschiede gibt es bezüglich der Bedeutung von Risikogrenzwerten, der zu betrachtenden Zeiträume und technischer bzw. geologischer Anforderungen, die unterschiedliche Wirtsgesteine betreffen. Die GRS hat einen Entwurf für deutsche Sicherheitskriterien ausgearbeitet. Gegenstand der anschließenden Fachdiskussionen waren insbesondere die Festlegung der radiologischen Schutzziele, die Bedeutung von Grenz- und Richtwerten für den Nachweis der Langzeitsicherheit in Abhängigkeit von der Zeitdauer sowie die Definition der zu betrachtenden Szenarien. Diese Fachdiskussion wird in breiterem Rahmen fortgesetzt.

Bergwerke als Untertagedeponien

Rückstände aus der Kohleverbrennung sowie andere Abfallstoffe werden als Versatz zur Stabilisierung von Hohlräumen in Bergwerksbetriebe der Ruhrkohle und des Erzbergbaus eingebracht. In einem Vorhaben des BMBF hat die GRS mit Partnern aus der Bergbauindustrie und dem Hochschulbereich die vorhandenen Analysemethoden zur Langzeitsicherheit an die Einbringung von Versatzstoffen angepaßt und hierzu entsprechende Analysen durchgeführt. Als Untersuchungsorte wurden die Steinkohlegrube Hugo und das Eisenerzbergwerk Wohlverwahrt Nammen im Weserbergland ausgewählt.

Zunächst mußten insbesondere geochemische Daten für die Versatz- und Abfall-

stoffe ermittelt werden. Dabei sind die Mobilisierung von Schadstoffen aus dem Versatzmaterial bei Kontakt mit dem Grundwasser und ihre Sorption am Wirtsgestein und im weiteren Umfeld bedeutsam. Zur Charakterisierung der Barrierenwirksamkeit ist die hydraulische Durchlässigkeit des Versatzkörpers und ihre Entwicklung beim Durchströmen von Wasser bedingt durch Mineralreaktionen untersucht worden. Auch die Gesteine im näheren Umfeld des Versatzbereiches wurden hinsichtlich ihrer hydraulischen und geochemischen Barrierenwirksamkeit durch Labor- und in situ-Versuche charakterisiert.

Mit den Rechenprogrammen SICK1000, NAMMU und TOUGH2 wurde anschließend die Flutung des Bergwerks mit Grundwasser sowie der Grundwasser- und Schadstofftransport berechnet. Zuvor mußten Anpassungen der Programme vorgenommen und getestet werden.

Die Analysen zeigen, daß der Versatz und der Nahbereich um den Versatzkörper den dominanten Beitrag zur Schadstoffrückhaltung leisten. Das Fernfeld stellt eine weitere Barriere und ein erhebliches Verdünnungspotential dar. Insgesamt wird damit eine zufriedenstellende Rückhaltung der Schadstoffe erzielt. Für die Steinkohlegrube wurde außerdem der Einfluß von Strecken und Schächten und von Schachtverschlüssen analysiert. Für das Eisenerzbergwerk wurden die Ergebnisse einer Sensitivitätsanalyse unterzogen. Insgesamt zeigt sich, daß die für nukleare Endlager entwickelte Methodik mit Erfolg auf die Ablagerung von Abfällen in Bergwerken angewandt werden kann und somit ein erheblich vertiefter und systematischerer Sicherheitsnachweis möglich wird.

Investigations Relating to the Nuclear Fuel Cycle, Waste Management and Radiological and Environmental Protection

Safety-related analyses are performed in the field of waste management for all plants and procedures of the nuclear fuel cycle as well as with regard to radiological and environmental protection. The activities concentrate on the waste management of spent fuel elements and radioactive wastes from nuclear power plants and their treatment and final disposal. The most important fields of work are: nuclear fuel cycle, radiological and environmental protection, and final disposal.

Nuclear fuel cycle

In the field of work relating to the "nuclear fuel cycle", safety-related issues are dealt with concerning

- fuel supply facilities, i.e. enrichment of nuclear fuel and fuel element production,
- facilities for interim storage and conditioning of spent fuel elements and radioactive wastes,
- the recycling of nuclear fuels and conditioning of radioactive wastes from

reprocessing, in particular the vitrification of high-level radioactive wastes,

- the decommissioning of nuclear facilities.

Moreover, disposal strategies of the nuclear fuel cycle are compared and disposal concepts examined as a whole. In this respect, the activities concentrate on the examination of the proof to be furnished by nuclear power plants with regard to waste management provision, on comparisons of national and foreign disposal concepts and recycling strategies, on the re-use of nuclear fuels, and on waste reduction.

The requisite technical competence of GRS is based on the highly advanced methods and long-standing experience in the fields of burn-up calculations, criticality safety and shielding calculations. In addition, an important contribution to experience feedback and to the continuous improvement of safety is provided by a systematic, detailed technical evaluation of incidents and disturbances which occurred in nuclear fuel cycle facilities in Germany and abroad. In the following, a short survey is given of some major projects and of the results achieved:

Taking back nuclear-fuel-containing materials

In the past, the large-scale research centres at Jülich and Karlsruhe lent out nuclear-fuel-

containing materials to national and foreign users. Owing to contractual obligations, these materials will have to be taken back in the foreseeable future. Within the responsibility of the department for the decommissioning and dismantling of nuclear facilities at the federal Ministry for Education and Research (BMBF), they are to be either processed for further use or disposed of in an officially approved manner.

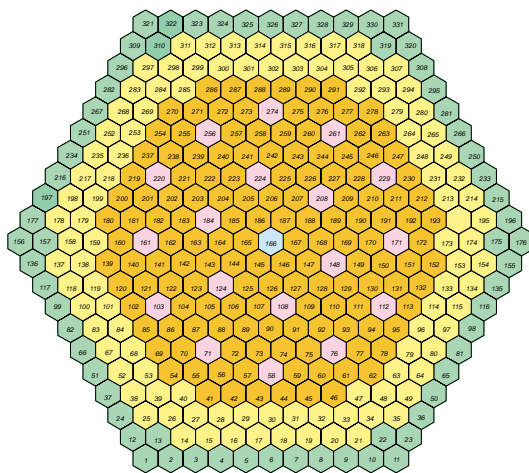
On commission of BMBF, GRS has worked out a corresponding concept. It takes what has been planned by the large-scale research centres into account, contains proposals concerning the procedure, in general optimises the processes and is generally applicable to the whole of Germany. A review of the amount of materials showed that in all there are about 139 tons of heavy metal which are in storage in Germany as well as in seven other European countries. The largest part of this amount is made up of depleted uranium. All individual data were stored in a database specially set up for this purpose.

Based on the concept of GRS, an overall concept was developed together with the research centres. It contributes to a more efficient and economical way of taking back the lent-out nuclear-fuel-containing materials. For example, several transports of wastes to be taken back can be performed at the same time, and wastes can be stored and conditioned together. The specification of the wastes has to be specified exactly for their interim storage and disposal.

Criticality safety of disposal

The disposal of spent fuel elements involves the emplacement of large amounts of nuclear fuel in a repository. In this context it has to be proved that subcritical conditions can be maintained in the repository even in the long run. Initially, assuming an intact fuel element structure, criticality data were calculated for a repository located in an environment of saline deep waters for a period of up to one million years. During the post-operational phase of the repository, the decay of the plutonium leads to a build-up of the fissile material uranium-235. The highest multiplication factors occur after about 50,000 years.

Further calculations are necessary for the case of the fuel element structure dissol-



MOX-Brennstäbe mit 2,0% spaltbarem Pu
2.0% fissile Pu MOX rods

MOX-Brennstäbe mit 4,0% spaltbarem Pu
4.0% fissile Pu MOX rods

Zentraler Kanal
Central tube

MOX-Brennstäbe mit 3,0% spaltbarem Pu
3.0% fissile Pu MOX rods

Steuerstäbe / Abrennbare Absorber
Control rods / Burnable absorbers

Benchmarks für die Untersuchungen zum Einsatz von waffenfähigem Plutonium in WWER-1000-Reaktoren – Vereinfachte Auslegung für einen 3-Zonen Kern mit MOX-Testbündeln

Benchmarks for the studies on weapons-grade plutonium disposition in VVER-1000 – Simplified design for 3 Zones MOX LTA

ving as well as for deep waters with low salt content. Here, the conditions prevailing in different host rock formations have to be modelled.

Three-dimensional burn-up and reactivity calculation

On commission of BMBF, GRS developed the KENOREST program system for the three-dimensional calculation of burn-up and reactivity in connection with the use of light water reactor fuel elements. With this program it is possible to calculate the build-up and decay of plutonium and higher actinides much more exactly than before, even in the case of very complex fuel elements and fuel element configurations. KENOREST was developed on the basis of the Monte Carlo program KENO and the burn-up program OREST and has been used successfully by the Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) for complex benchmarks concerning boiling water reactor fuel elements. The program system is particularly suited for determining the burn-up behaviour of individual fuel rods dosed with the neutron absorber gadolinium. Further development concerns the improvement of the special fission cross-section libraries used, the optimisation of the program system, and its further qualification by means of standard problems. KENOREST can be used for analyses concerning plutonium recycling and reduction and for the determination of the radionuclide inventories for the final disposal of the fuel elements.

New calculation model for fibrous filters

An essential element of the analysis of incidents in nuclear fuel cycle installations is the determination of the effectiveness of filters in waste gas and ventilation systems. These filters often represent the final barrier for radioactive aerosols. With all fibre mat filters, the collection efficiency depends strongly on the size of the particles.

The new filter model developed by GRS can be universally used for all fibrous filters of the classes F3 to H14. It calculates the distribution of the collection efficiency across the entire particle size spectrum (0.01 to 10 μm), the aerosol mass collected on the filter, and the pressure loss on the filter caused by the filter loading. The filter



Typischer Kernkraftwerksstandort (Grohnde) in deutschem Mittelgebirge, für den der meteorologische Präprozessor für SODAR-Daten validiert wurde

Typical nuclear power plant site (Grohnde) in the "Mittelgebirge" low mountain range for which the meteorological pre-processor for SODAR data was validated

model also simulates several fibrous filters arranged in series. The new filter model was validated by using measured values and data provided by the manufacturer and has been used with success in connection with the FIPLOC code for the analysis of incidents in fuel element factories.

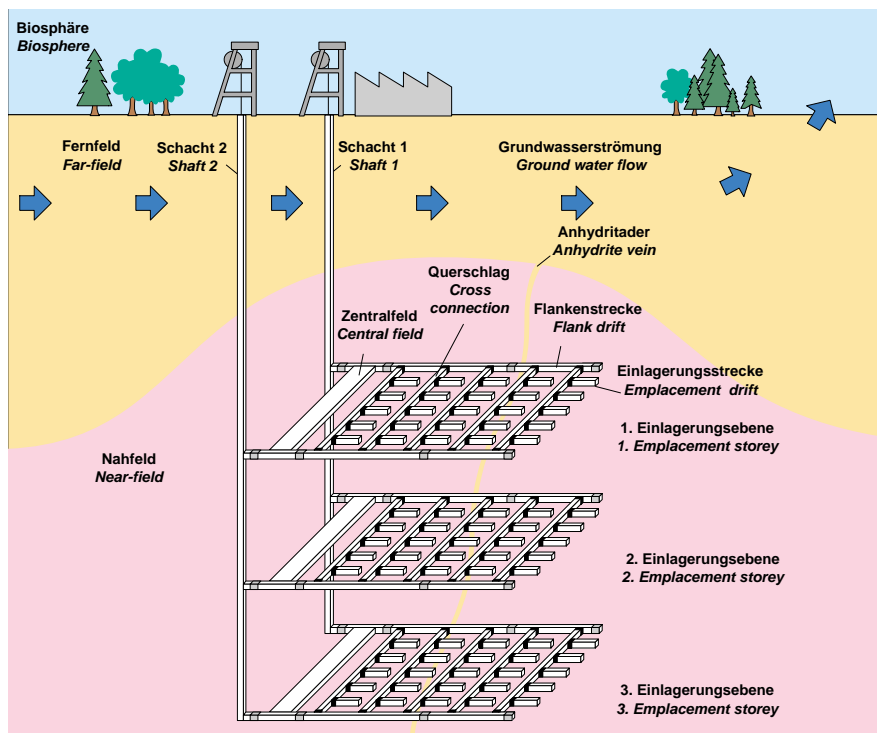
Trilateral co-operation for the elimination of Russian nuclear weapons

By order of the Federal Foreign Office, GRS is taking part in a project on the "Use of MOX fuel containing surplus weapons-grade plutonium in nuclear reactors and assistance in the licensing procedures". This project is carried out within the framework of the co-operation with Russia for nuclear disarmament and is part of a Franco-German-Russian project. Its aim is to use plutonium from dismantled Russian nuclear arms for peaceful purposes. The project brings together corresponding German-Russian and Franco-Russian projects. Partners of GRS are the Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) and the Kurchatov Institute and the Russian Ministry for Atomic Energy, MINATOM.

The trilateral project comprises the conversion of metallic plutonium to plutonium

oxide (CHEMOX plant) and the production of mixed-oxide (MOX) fuel elements (DEMOX plant) as well as the use of MOX fuel elements in Russian nuclear power plants including a demonstration programme. GRS is heading the work with regard to the use of MOX fuel elements in VVER-1000 reactors and the activities concerning safety issues in connection with the transport and storage of MOX fuel elements. The joint programme of work comprises the qualification of Russian programmes for the design of nuclear power plants taking MOX fuel and the analysis of the necessary modifications of the VVER-1000 reactors. GRS also acts as technical co-ordinator within Germany for the trilateral project that includes the part concerning MOX fuel element production and assists the Federal Foreign Office in the international co-ordination, especially with the USA.

There is good agreement of the results achieved so far by GRS, CEA and the Kurchatov Institute concerning the qualification of the codes regarding the neutron-physical design. They provide valuable information for the intended formal certification of the Russian codes for the design and licensing procedures. The feasibility in principle of the use of weapons plutonium



Schematische Darstellung des Endlagersystems zur Durchführung der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse

Schematic diagram of the final repository system for the uncertainty and sensitivity analyses

in VVER-1000 reactors is confirmed. The corresponding necessary improvements of the reactor core still require further analysis.

Radiological and environmental protection

The behaviour of radioactive or chemo-toxic contaminants when released from the plant into the biosphere and the associated effects on humans and the environment is analysed in the field of work relating to "radiological and environmental protection". Owing to the wide range of radionuclides and their physical and chemical properties as well as the even wider range of chemo-toxic substances and their behaviour in the biosphere, this field of work is very broad and designed for interdisciplinary work of engineers, physicists, chemists and biologists. Moreover, their work is closely related to the analysis of the technical safety of nuclear power plants and other nuclear facilities.

In particular, the work concentrates on the development and validation of models concerning contaminant behaviour upon release following incidents and accidents, especially for nuclear power plants, as well

as on modelling of dispersion of contaminants released into the atmosphere. For both fields, powerful computer codes are available which are verified by systematically evaluated experimental findings. Further activities are centred on the radiological protection of personnel in nuclear facilities and radio-ecological aspects of deposited wastes from uranium ore mining in Saxony and Thuringia or other mining-related legacies and the resulting burden on the environment. Furthermore, radiological aspects of the decommissioning of nuclear power plants and the decontamination of polluted sites are dealt with. The field of work relating to "safety and risks associated with nuclear transports" has acquired particular importance in recent years and has fuelled public debate. Similar analyses can also be performed for conventional transports of dangerous goods. Major projects are:

Safety during the transport of radioactive substances

During the reporting period, the work of GRS was dominated by the clarification of the facts and the causes of the contamination found on transport flasks for spent fuel elements and on the wagons used for ship-

ment. Following notification from France that there had been excessive values of surface contamination, and when it turned out that this had been the case on several occasions, GRS was commissioned by the competent regulatory authority – the Federal Railway Office (Eisenbahn Bundesamt – EBA) - to analyse the extent and the causes of the contamination and prepare an expert opinion. After issuing several up-to-date interim reports, GRS submitted its expert opinion to the authority in September 1998. The results are presented in a special article further below in this Annual Report.

The expert opinion of GRS and its explanation was often the centre of public interest and political debates. The recommendations made therein furthermore form an important basis for the deliberations of the working group jointly set up by France, Britain, Germany and Switzerland. Its members have agreed to improve transparency and exchange of information and to set up a joint contamination database for fuel element transports. This database is to be established and run by GRS.

The further activities of GRS concern the implementation of the recommendations and the examination of their realisation with a view to a resumption of shipments.

Diffusion of airborne substances over topographically structured ground

Modern calculation models for complex diffusion situations over highly structured ground explicitly consider the fact that the wind and turbulent-flow field is changeable from the point of view of space and time. In co-operation with Cologne University, GRS has developed a model chain for the calculation of the diffusion of contaminants under these conditions. This way it is possible to calculate a longer than 24-hour prediction in the near-field of the issuer, even over highly structured ground. These predictions are compared with the readings measured at meteorological stations in the Cologne Bay and its boundary zones. These comparisons show that a considerable improvement in the calculation results is achieved with the model chain. Supplementary work is performed concerning the more refined modelling of the precipitation of rain and the associated wet deposition of airborne contaminants.

Meteorological pre-processor for SODAR data

The meteorological data measured at the site of a nuclear facility form the basis for a rapid estimation of the diffusion of the released radionuclides in case of an accident and the resulting radiation exposure. For the use of modern diffusion models, like e. g. the model of the Franco-German Commission (DFK model), typical boundary layer parameters that characterise the diffusion conditions have to be derived with the help of a meteorological pre-processor from the meteorological data measured at the site. In Germany, many nuclear power plants have installed SODAR systems for the recording of meteorological data. The BfS therefore commissioned the development of a meteorological pre-processor for SODAR data (MPS) that uses SODAR wind profiles and supplementary meteorological measurements as input. The MPS was optimised and validated by means of several measuring campaigns at different sites with different ground characteristics, e. g. at the Grohnde nuclear power plant as a typical site in the German

“Mittelgebirge” low mountain range. The MPS represents an extension to the DFK model that can now be used in connection with almost all remote nuclear reactor monitoring systems in the Federal Republic of Germany or together with other systems for decision-making (e. g. RODOS).

Franco-German initiative for Chernobyl

An indispensable prerequisite for all measures concerning the improvement of safety at the site of the destroyed reactor unit at Chernobyl and regarding the scientific analysis of the accident consequences is a coherent and qualified data acquisition in order to have a sound information basis. The Chernobyl Initiative funded by the governments of Germany and France as well as by the power utilities of the two countries is to create such a sound and objective information basis by acquisition and validation of the so-far heterogeneous data material. On this basis it will be possible to plan individual measures, inform the public in an objective manner, and initiate scientific work.

GRS and its French partner Institut de Protection et de Sécurité Nucléaire (IPSN) are together in charge of the organisation, project management and accompanying technical assistance of this initiative. Over the period of three years, the initiative has a budget of around ECU 6m available. About 80 % of these funds are spent on the work of local institutes.

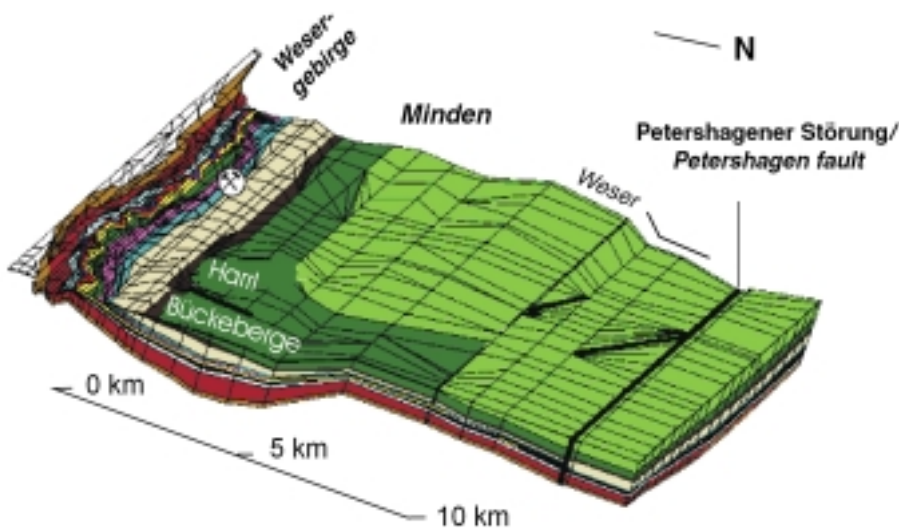
The activities are directed at the safety status of the Sarcophagus, the acquisition of reliable data on the radio-ecological consequences, and the health effects of the accident. The major focus of GRS activity during the reporting period was on the acquisition of data concerning the structural condition of the Sarcophagus and the related safety issues.

Disposal

The field of work relating to "disposal" deals with the analysis and assessment of the safety of repositories for radioactive wastes or hazardous chemo-toxic wastes.

The know-how of the experts employed here concentrates primarily on physical-chemical and geological fields. Since the work for the most part requires detailed theoretical knowledge and sophisticated computer codes, there are close connections to the principles of physical chemistry, rock mechanics and mathematics, and to the implementation of calculation models in computer codes. The activities concentrate on:

- the characterisation of the wastes and their behaviour in a repository with respect to the associated safety aspects,
- the analysis of operational safety of repositories,
- the development of criteria and assessment methods for the demonstration of long-term safety after closure of the repository and, above all,



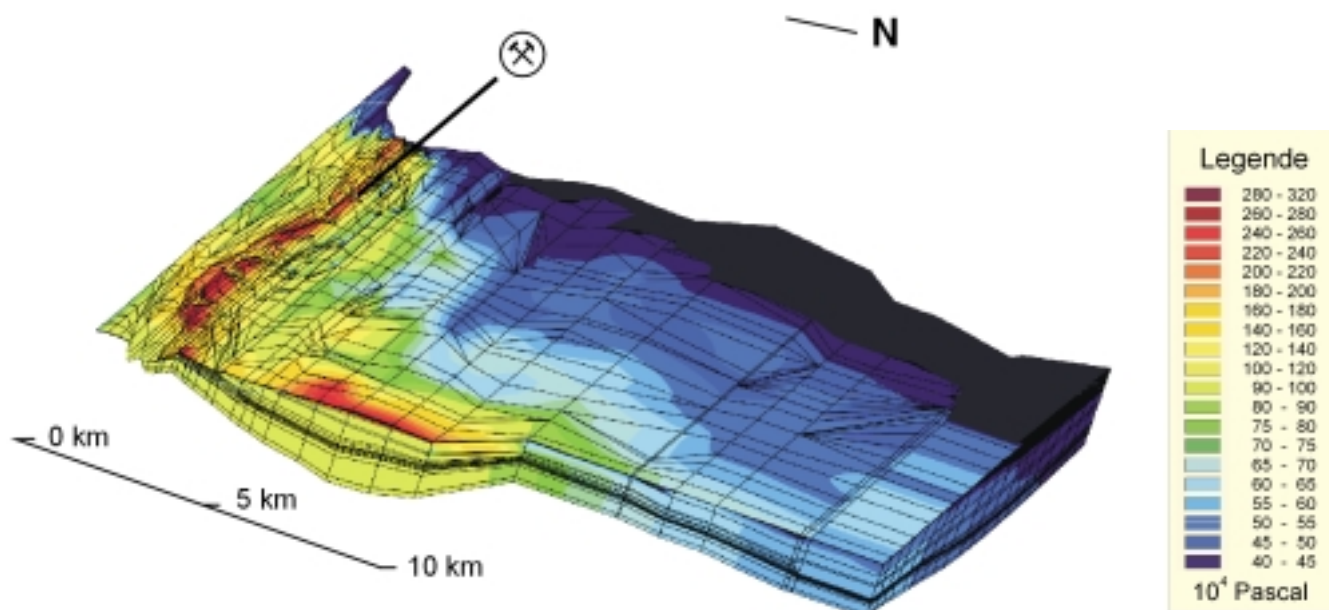
Legende / Legend

<ul style="list-style-type: none"> Quartär / Quaternary marine Unterkreide / Lower cretaceous Bückeberg-Folge / Bückeberg layers Serpült / Serpulte Münder Mergel / Münder marl Unteres Tithon / Lower Tithonian Mittleres und Oberes Kimmeridge / Middle and upper Kimmeridge clay Unteres Kimmeridge / Lower Kimmeridge clay
--

<ul style="list-style-type: none"> Mittlerer und Oberer Korallenoolith / Middle and upper corallian beds Unterer Korallenoolith / Lower corallian beds Heersumer Schichten / Heersumer layers Ornatenon / Ornaten clay Unteres Callov / Lower Callovian Bathon / Bathonian Bajoc / Bajocian Aalen / Aalenien
--

Geologische Struktur des 3D-Regionalmodells.

Geological structure of the 3d regional-field model.



Errechnete Druckverteilung im 3D-Regionalmodell. Perspektivische Ansicht aus Nordosten.

Calculated pressure distribution of the far-regional field model. Perspective view from north-eastern direction.

- the qualification and verification of the demonstration methods as well as
- the international co-ordination of these aspects.

Major projects and results are presented in brief in the following.

Morsleben repository

On behalf of the BMU, GRS has provided accompanying technical assistance in connection with the operation of the Morsleben repository with the aim of alerting the BMU in time of any safety-relevant aspects or problems and provide expert advice. Emplacement operations went without problems. Nothing happened that would have required immediate intervention. Improvements were recommended in the context of product control, interim waste storage, and conventional fire protection. The safety-related recommendations of the safety analysis performed in 1991 have been largely fulfilled.

Long-term safety analyses for repositories

SPA project

The European "Spent Fuel Performance Assessment" (SPA) project deals with the long-term behaviour of spent fuel elements emplaced in repositories in different geological formations. Within the framework of this project, GRS is analysing the host rock

types salt and granite together with research institutes in France, Finland and the Netherlands. Belgian and Spanish institutions are analysing the host rock type clay.

A three-story repository with emplaced POLLUX flasks holding spent fuel elements serves as reference case for the repository medium salt. For a brine intrusion scenario, a deterministic (best-estimate) and a stochastic consequence analysis were each carried out. The results were subjected to a sensitivity analysis from which the relevant parameters and also indications of knowledge gaps can be derived. It turned out, for example, that the place of the assumed brine intrusion has a considerable influence on the final result.

Uncertainty analyses for repository parameters

In a consequence analysis, the effects of radionuclide migration within and from a repository are calculated for different scenarios. In this context, a deterministic consequence analysis is based on a defined set of parameters that is to describe the scenario conditions according to the best knowledge available. In order to obtain a result that covers the whole spectrum, this parameter set is in most cases defined to be on the safe side.

However, the influence of the different parameters on the final result can only be

assessed with difficulty as non-linear correlations and feedback exist among the individual influencing parameters. A reliable assessment of the quantity of the results of the consequence analysis and its conservativeness can only be achieved with the help of a stochastic uncertainty analysis of the parameters used.

Within the framework of the EU-sponsored EVEREST and SPA projects, GRS has performed such stochastic uncertainty analyses and in this context has developed a method for the identification of relevant scenarios and parameters. By using random sampling methods, the results that were obtained were evaluated with the GRS-developed SUSA analysis code for selected nuclides and the total of all released nuclides. The results can now be classified into categories of confidence percentage limits. Thereby a considerably better-founded assessment of the calculation results can be achieved. In a sensitivity analysis it is also possible to determine those parameters that have the greatest influence on the final result.

Safety criteria for disposal in deep geological formations

One basis for the plan approval procedures for repositories is the safety criteria that the Reactor Safety Commission and the Commission on Radiological Protection

have developed and which the Federal Minister for the Interior published in 1983. Since then, major work has been done on an international level concerning the definition of safety criteria for repositories. In Germany, the plan approval procedure for the Konrad repository in particular has provided valuable experience.

Against this background the BMU ordered GRS to record the national and international development status of safety criteria for repositories and to work out proposals for the further development of safety criteria in Germany.

The compilation of the respective national requirements and the criteria of the International Commission on Radiological Protection (ICRP), the International Atomic Energy Agency (IAEA) and the OECD shows good agreement as concerns the radiological protection goals. There are clear differences with regard to the relevance attributed to risk limits, the time periods to be considered, and technical and geological requirements concerning different host rocks. GRS has prepared a draft for German safety criteria. Subject of the following technical discussion were in particular the definition of the radiological protection goals, the relevance of limits and guideline values for the demonstration of long-term safety in dependence of the

storage period as well as the definition of the scenarios to be analysed. This technical discussion will be continued on a wider scale.

Use of mines as underground disposal sites

Residues from coal mining as well as other waste materials are used as backfill for the stabilisation of cavities in the coal mines of the Ruhrgebiet area and in iron ore mines. Within the framework of a BMBF-sponsored project, GRS – together with partners from the mining industry and higher education – has adapted the existing long-term safety analysis methods to the emplacement of backfill materials and performed the corresponding analyses. The hard-coal mine Hugo and the iron ore mine Wohlverwahrt Nammen in the Weserbergland were selected as investigation sites.

First and foremost, the geochemical data of the backfill and waste materials had to be determined. In this context, the mobilisation of contaminants from the backfill material on contact with ground water and their sorption on the host rock and in the wider environment are of importance. For the characterisation of the barrier effectiveness, the hydraulic permeability of the body of backfill and its development when water flows through it as a result of mineral

reactions has been analysed. Apart from that, the rock types in the closer vicinity of the backfill area were also characterised with regard to their hydraulic and geochemical barrier effectiveness by means of laboratory and in-situ experiments.

After that, the flooding of the mine with ground water and the ground water and contaminant transport were calculated with the SICK1000, NAMMU and TOUGH2 codes. Prior to these calculations, the codes had to be adapted and tested.

The analyses show that the backfill and the near-field around the body of backfill are the dominant contributors to the retention of contaminants. The far-field represents a further barrier with a considerable dilution potential. Thus an altogether satisfactory retention of contaminants is achieved. For the hard-coal mine, the influence of drifts, shafts and shaft barriers was also analysed. The results of the iron ore mine were subjected to a sensitivity analysis. In all, it has been shown that the method originally developed for nuclear repositories can also be applied successfully to the emplacement of other waste in mines and that consequently it is possible to demonstrate the safety of the disposal site in a much more detailed and systematic manner.

W. Thomas

Kontaminationen bei Brennelement-Transporten

Ende April 1998 wurde das BMU von der französischen Aufsichtsbehörde informiert, daß bei einem nennenswerten Anteil von Transporten abgebrannter Brennelemente zur Wiederaufarbeitungsanlage in La Hague Kontaminationsgrenzwerte überschritten waren. Daraufhin hat das Eisenbahn Bundesamt (EBA) als zuständige Aufsichtsbehörde am 20. Mai die GRS mit einer gutachterlichen Stellungnahme im Sinne des § 20 Atomgesetz beauftragt. Das Gutachten zur Sachstandsklärung, Ursachenermittlung und zu möglichen Abhilfemaßnahmen wurde fristgerecht am 11. September 1998 vorgelegt.

Gesetzliche Grundlagen

Die internationalen Transportvorschriften für radioaktive Stoffe begrenzen die zulässige Radioaktivität auf Oberflächen aller Arten von Versandstücken und den verwendeten Fahrzeugen. Dabei wird zwischen fest haftender und nicht fest haftender Aktivität unterschieden. Als nicht fest haftende Oberflächenkontamination wird diejenige Aktivität bezeichnet, die abwischbar ist. Dazu wird festgelegt, daß über eine Probenahmefläche von 300 cm² eine trockene Wischprobe vorzunehmen ist. Für die Ermittlung eines Meßwertes, ausgedrückt in Bq/cm², ist gemäß einschlägiger ISO/DIN-Norm anzunehmen, daß dabei nur 10% der nicht fest haftenden Aktivität erfaßt wird, falls nicht Kenntnisse über den Entnahmeanteil vorliegen. Die Grenzwerte sind 4 Bq/cm² für Beta-/Gamma-Aktivität und 0,4 Bq/cm² für Alpha-Aktivität. Die Grenzwerte sind primär im Hinblick auf den radiologischen Arbeitsschutz festgelegt worden.

Radiologische Bedeutung

Im Einklang mit der Stellungnahme der Strahlenschutzkommission vom 3. Juni 1998 können folgende Feststellungen getroffen werden:

- Das Deckelsystem der Transportbehälter und die Behälter selbst waren immer dicht, und die Grenzwerte für die Ortsdosisleistung wurden eingehalten.
- Aktivitätspunkte, wie sie auf Waggons im Wannbereich gefunden wurden, sind aerodynamisch großen Partikeln zuzuordnen. Partikel mit einem aerodynamischen Durchmesser von 50 mm haben mit Sicherheit eine geringere Aktivität als 100 Bq. Folglich haben Partikel mit deutlich höherer Aktivität auch deutlich höhere aerodynamische Durchmesser und sind damit nicht mehr ausbreitungsfähig.
- Lungengängige Partikel unterhalb von etwa 10 mm können sich von den

Behälteroberflächen ohne mechanische Einwirkung, beispielsweise ein Wischtest, nicht ablösen. Sie haften durch hohe adhäsive Bindungskräfte fest. Sie tragen aufgrund ihrer geringen Größe auch nur geringe Aktivität.

- Abschätzungen der Strahlenexposition durch das Einatmen eines Partikels von beispielsweise 10 000 Bq sind völlig unrealistisch. Solche Partikel sind so groß, daß sie nach Ablösen wegen ihrer hohen Sinkgeschwindigkeit in der Luft nicht ausbreitungsfähig und erst recht nicht inhalierbar sind.
- Weder das Personal noch die Bevölkerung, z.B. Anwohner an Transportstrecken, waren einer zusätzlichen Strahlenexposition ausgesetzt.

Quellen und Ursachen

Es besteht ein Zusammenhang zwischen den Kontaminationen an der Oberfläche der Transportbehälter und der Bodenwanne der Waggons auf der einen und der Beladung der Transportbehälter in den Lagerbecken der Kernkraftwerke oder der Entladung in der Wiederaufbereitungsanlage auf der anderen Seite. Kühlkreislauf und Lagerbecken enthalten Radioaktivität in gelöster Form oder als von Korrosion und Abrieb herrührende Partikel. Außerdem können beim Beladen unter Wasser radioaktive Ablagerungen innerhalb des Behälters und auf den Oberflächen der einzulagernden Brennelemente aufgewirbelt oder mechanisch abgerieben werden. Als Ursachen für nicht fest haftende Oberflächenkontaminationen kommen in Frage:

1. Umwandlung ursprünglich fest haftender Kontamination, die bei der Ausgangskontrolle im Kernkraftwerk durch Wischtests nicht erfaßt werden kann, in nicht fest haftende Kontamination, die bei erneutem Wischtest, z.B. bei Ankunft in der Wiederaufbereitungsanlage, zu finden war („weeping“).

2. Austritt von Resten kontaminierten Beckenwassers aus Poren, Verbindungsspalten und Hohlräumen oder Ablösen von dort eingekisteten radioaktiven Partikeln.
3. Die Übertragung von Kontamination beim Be- und Entladen des Transportbehälters durch kontaminierte Arbeitsmaterialien.

Abhilfemaßnahmen

Mitte August 1998 erhielt die GRS von den Kernkraftwerksbetreibern Verbesserungsvorschläge für künftige Transporte zur Wiederaufarbeitung und in ein Zwischenlager. Dies sind:

- Technische Abhilfemaßnahmen

Die Verbesserungsvorschläge im Kernkraftwerk beinhalten eine Vielzahl von Einzelmaßnahmen zur Optimierung des bisherigen Kontaminationsschutzes. Die zentrale Verbesserung für TN/NTL-Behälter mit Kühlstachelzone ist ein zusätzlicher Kontaminationsschutz aus Plastikgewebe für den Gesamtbehälter bzw. Verwendung von ergänzenden Kappen für den oberen und unteren Behälterbereich außerhalb des metallischen Kontaminationsschutzes. Diese Maßnahmen werden von der GRS positiv beurteilt.
- Verbesserung und Systematisierung der Strahlenschutzmessungen

Zu den Meßverfahren, deren Umfang und Dokumentation wurden konkrete Verbesserungsvorschläge unterbreitet. Diese beziehen sich auf Eingangs- und Ausgangsmessungen beim Kernkraftwerk, bei den Wiederaufbereitungsanlagen und den Umladestationen.
- Informations- und Meldesystem

Das vorgeschlagene Informations- und Meldesystem für den Transport abgebrannter Brennelemente soll die Informationspflichten und -wege zwischen den am Transport Beteiligten im In- und Ausland sowie die Meldepflichten und Meldewege gegenüber den nationalen Aufsichtsbehörden regeln. Es soll im Zuständigkeitsbereich der Kernkraftwerksbetreiber geführt werden. Den Aufsichtsbehörden soll Zugriff eingeräumt werden. Das Informations- und Meldesystem bewertet die GRS grundsätzlich positiv, bedarf jedoch weiterer Konkretisierung.

Anteile kontaminierter Behälter und Waggons bei Transporten beladener und unbeladener Behälter von und zur COGEMA bzw. BNFL

Fractions of contaminated flasks and wagons in connection with the transport of loaded and empty flasks from COGEMA and BNFL

● Leertransporte von der Wiederaufarbeitungsanlage zum Kernkraftwerk: 645 von COGEMA, 179 von BNFL, im Zeitraum 1988-1998

Empty transports upon arrival at nuclear power plants: 645 from COGEMA, 179 from BNFL, between 1988 and 1998

Der Anteil von Transporten, bei denen grenzwertüberschreitende Kontaminationen bei der Ankunft leerer Behälter am Kernkraftwerk festgestellt wurden, ist für die beiden Wiederaufarbeiter getrennt nach Kontaminationen an Waggons und an Behältern den beiden Diagrammen zu entnehmen. Bei Leertransporten von BNFL wurde im Bezugszeitraum kein Fall einer Kontamination am Waggon festgestellt. Bei einigen Kraftwerken traten im Bezugszeitraum 1988 bis 1998 keine Befunde auf oder der letzte Befund liegt viele Jahre zurück.

The fraction of transports where contamination exceeding the limits was detected upon arrival of empty flasks at the nuclear power plant can be seen in the two diagrams, shown separately for the two reprocessors and subdivided into contamination found on wagons and flasks. During the reference period, no cases of contamination were found on wagons containing empty flasks returned by BNFL. In some power plants, there were either no cases of contamination during the reference period of 1988 to 1998, or the last cases had occurred many years before.

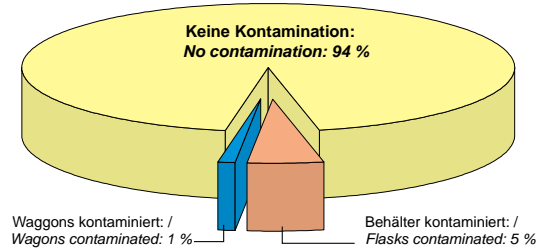
● Volltransporte aus dem Kernkraftwerk zur Wiederaufarbeitungsanlage: 153 zur COGEMA, 93 zu BNFL, im Zeitraum seit September 1995 – 1998

Loaded transports upon arrival at the reprocessor's: 153 to COGEMA, 93 to BNFL, between September 1995 and 1998

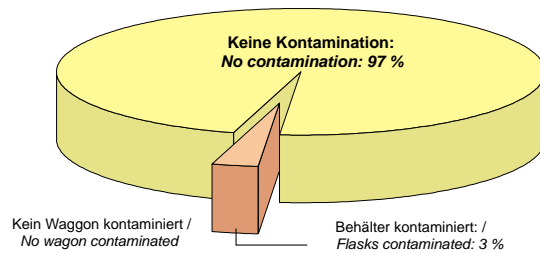
Im Vergleich zu den Leertransporten stellt sich die Situation bei Eingang der Volltransporte zur COGEMA deutlich anders dar. Hier ist ein hoher Anteil der Waggons als kontaminiert gefunden worden. In wenigen Fällen ergaben sich gleichzeitig Befunde am Behälter und auf dem Waggon, ohne daß ein Zusammenhang zwischen diesen Kontaminationen herzustellen ist. Bei 93 Volltransporten zu BNFL wurde nur eine Kontamination an einem Behälter festgestellt. Kontaminationen an Waggons sind nicht aufgetreten.

Compared with the empty transports, the situation on arrival of the loaded transports at COGEMA is clearly different. Here, a large proportion of the wagons was found to be contaminated. In a few cases, contamination was found both on the flask and on the wagon with no obvious link between them. There was only one case of a contaminated flask in 93 shipments of loaded flasks to BNFL. There were no cases of contamination on wagons.

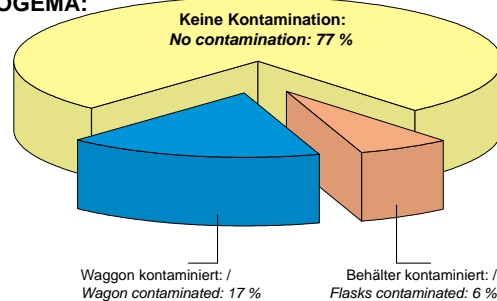
COGEMA:



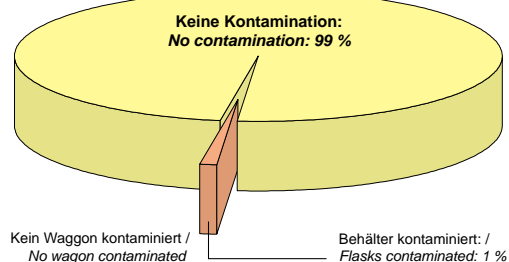
BNFL:



COGEMA:



BNFL:



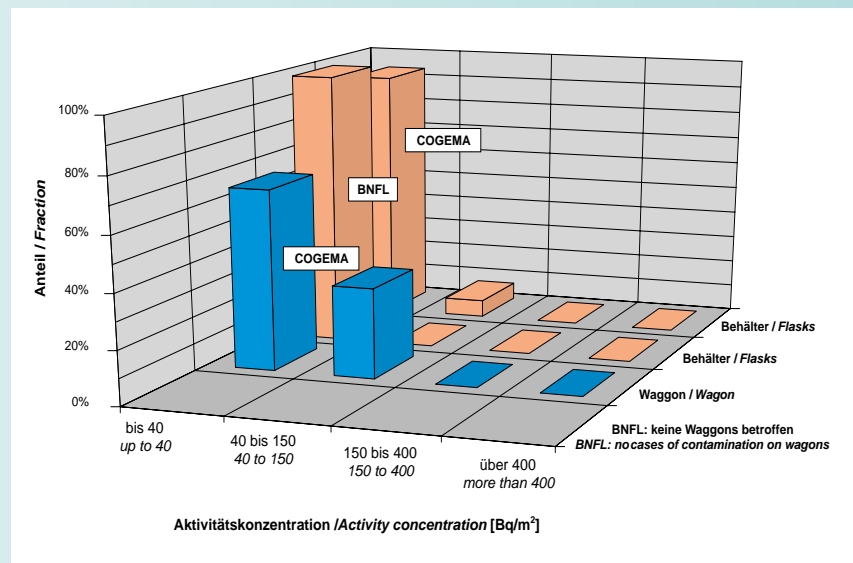
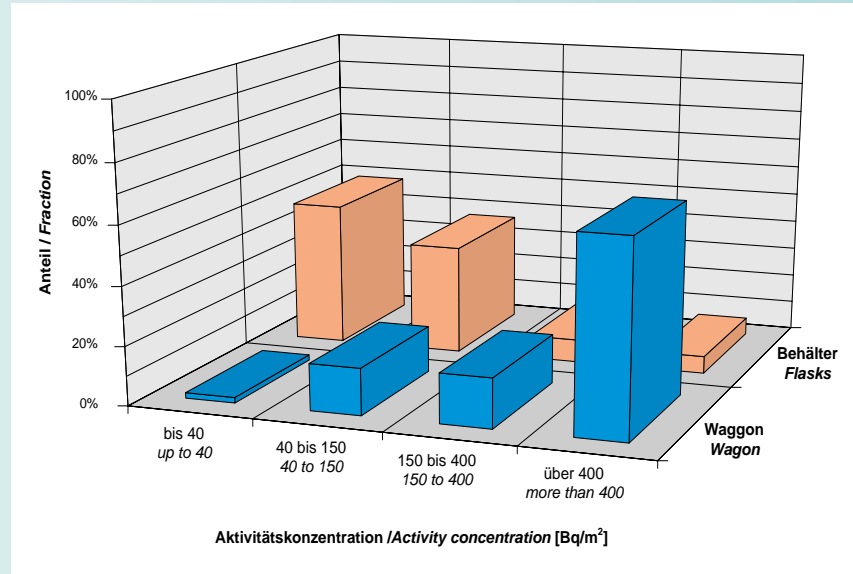
Verteilung der Aktivitätskonzentration bei den kontaminierten Transporten von und zur COGEMA im Zeitraum 1988-1998

Distributions of activity concentration of the contaminated transports from and to COGEMA between 1988 and 1998

Besonders ins Auge fallen die hohen Werte der Wischproben auf den Waggons bei Volltransporten (obere Grafik), die bei vielen Kraftwerken 1000 Bq/cm² überschreiten mit einem Extremwert von 4 440 Bq/cm². Die Streubreite hinsichtlich des Anteils kontaminierter Transporte unter den verschiedenen Kraftwerken ist recht groß. Einige Kraftwerke (z.B. Isar 1 und Obrigheim) haben seit vielen Jahren keine Befunde.

Auch die Werte der höchsten Kontaminationen beim Eingang des Leertransports am Kraftwerk enthalten wichtige Informationen. Am Beispiel der Leertransporte von COGEMA zeigt das untere Diagramm, daß die Grenzwert-Überschreitungen am Behälter durchweg niedrig liegen. Für Leerbehälter von BNFL ergaben sich Maximalwerte von 19 Bq/cm², für Leerbehälter von COGEMA 64 Bq/cm². Die Kontaminationen an Waggons bei den Leertransporten zeigen eine ähnliche Tendenz.

Particularly striking are the high contamination level results of the smear tests carried out on the wagons of loaded transports (left diagram) which in many nuclear power plants exceeded 1,000 Bq/cm², with the maximum value lying at 4,440 Bq/cm². There exists a wide spread from power plant to power plant with regard to the fraction of contaminated transports. In some power plants (e.g. Isar 1 and Obrigheim) there have been no cases of contamination for many years.



Important information can also be derived from the highest levels of contamination found upon arrival of the empty transport at the power plant. Using the example of the empty transports returned from COGEMA, the diagram in the right shows that in cases where flask contamination limits were exceeded,

the values were low without exception. Maximum values for empty flasks returned by BNFL were 19 Bq/cm² and 64 Bq/cm² for empty flasks returned by COGEMA. Findings of contamination on the wagons carrying empty transports show a similar tendency.

Contamination of Fuel Element Transports

At the end of April 1998, the BMU was informed by the French regulatory authority that a considerable proportion of nuclear fuel shipments to the reprocessing plant at La Hague were found to exceed contamination limits. The Federal Railway Office (Eisenbahn Bundesamt – EBA), in its function as competent authority, subsequently instructed Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH on May 20 to prepare an expert opinion in accordance with Section 20 of the Atomic Energy Act. The expert opinion on the clarification of the facts, determination of the causes and possible corrective measures was submitted in due time on September 11, 1998.

Legal basis

International transport regulations for radioactive materials impose limits on the allowable radioactivity on the surfaces of all types of packages and the vehicles used. In this context, a distinction is made between fixed and non-fixed contamination. Contamination which can be wiped off is referred to as non-fixed surface contamination. Here, a dry smear test (swab) has to be carried out across a sampling area of 300 cm². To determine non-fixed contamination, expressed in Bq/cm², the appropriate ISO/DIN Standard requires to assume that only 10% of the non-fixed (removable by wiping) contamination will be collected when performing a smear test unless knowledge of the removed fraction actually exists. The appropriate limits are 4 Bq/cm² for beta-/gamma-emitting radionuclides and 0.4 Bq/cm² for alpha-emitting radionuclides. These limits were primarily laid down with regard to health physics.

Radiological significance

In accordance with the comment by the Commission on Radiological protection of June 3, 1998, the following can be stated:

- The lid systems and the flasks themselves were always leak-tight and local dose rate limits were never exceeded.
- Radioactive hot spots as they were found on wagons in the well area below the transport flasks can be attributed to aerodynamically large particles. Particles with an aerodynamic diameter of 50 mm will have an activity lower than 100 Bq. Therefore particles with clearly higher radioactivity will also have a clearly larger aerodynamic diameter and are thus no longer dispersible.
- It is not to be expected that respirable particles below about 10 mm that are stuck to the surface of the flask will become dislodged without any mechanical

impact, as e.g. a smear test, since they are held in place by high levels of adhesive binding strength. Owing to their small size, they carry little radioactivity.

- Estimates of how much radiation exposure may be caused by the hypothetical inhalation of a particle of about 10,000 Bq are utterly unrealistic. Such particles would be so large that due to their high sinking velocity they would not be dispersed, let alone be respirable.
- There has been no additional radiation exposure, neither for the personnel nor for the population, e.g. residents in the vicinity of the transport routes.

Sources and causes

The cases of contamination found on the surfaces of transport flasks for spent fuel assemblies and in the well area of the transport wagon are linked to the loading of the transport flasks in the spent fuel pools of the nuclear power plants or their unloading at the reprocessing plant. In the cooling systems and in the spent fuel pools, radioactivity exists both in dissolved form and in the form of particulate originating from corrosion and abrasion. Additional radioactive particulate may occur in the water during the loading processes due to the fact that radioactive deposits inside the flasks and on the surface of the fuel assemblies to be loaded are whirled up or mechanically abraded. There are the following possible causes of non-fixed contamination:

1. A transformation of formerly fixed contamination on the surface of the flask – which in this form cannot be discovered by smear tests during the outgoing inspection in the nuclear power plant – to non-fixed (removable by wiping) contamination which on renewed smear sampling, e.g. upon arrival at the reprocessing plant, could be detected (“weeping”).

2. The escape of residual amounts of contaminated pond water from pores, connecting gaps and cavities or the dislodgement of radioactive particulate that has settled in these places.
3. The transfer of contamination on loading and unloading the transport flask through contaminated hoisting gear, vehicles, protective devices, gloves, overshoes, etc.

Corrective action

In mid-August, the nuclear power plant operators sent documents to GRS in which they made proposals for improving the future performance of fuel assembly shipments to reprocessing plants and interim storage facilities. These are:

- Corrective technical measures

The operators' proposals for improvements at the nuclear power plants contain a multitude of individual measures to optimise the existing contamination protection measures. The central proposal for TN/NTL flasks with pin-like cooling zones is the use of an additional protective anti-contamination device made of plastic fabric for the flask as a whole or of supplementary caps for the top and bottom areas outside the metal contamination-protection. GRS has passed a positive judgement on this measure.
- Improvement and systematisation of radiation measurements

Concrete proposals have been worked out concerning the measuring methods to be applied, their scope and their documentation. These relate to receiving and dispatch measurements in the nuclear power plant, the reprocessing plants, and at reloading terminals.
- Information and reporting system

The proposed information and reporting system is meant to regulate the future obligations and channels of information between those involved in the shipments in Germany and abroad and the corresponding national supervisory authorities. The operation of the system is to lie within the responsibility of the nuclear power plant operators. The competent supervisory authorities are to be granted access to this system. In principle, the proposed information and reporting system is judged positive by GRS. However, it needs to be put in more concrete terms.

F. Lange, F. Ewig

Machbarkeitsstudie für ein Endlager für mittelaktive langlebige Radionuklide in einem aufgelassenen Bergwerk in der Ukraine

Die Europäische Kommission hat die GRS als federführende Organisation und die britische AEA Technology mit einer "Machbarkeitsstudie für ein untertägliches Endlager für langlebige radioaktive Abfälle ohne Wärmeentwicklung in der Ukraine" beauftragt. Das Projekt wurde in enger Zusammenarbeit mit ukrainischen Wissenschaftsinstituten – dem Staatlichen Wissenschaftszentrum für Umweltradiogeochemie der Nationalen Akademie der Wissenschaften und des Tschernobyl-Ministeriums (SSC ER), dem Staatskomitee für Geologie und die Nutzung von Bodenschätzen (SCG) – sowie mit Unterstützung der relevanten ukrainischen Ministerien – dem Ministerium für Umweltschutz und Nukleare Sicherheit (MEPNS) und dem Ministerium für Notfälle und Angelegenheiten des Schutzes der Bevölkerung vor den Auswirkungen der Katastrophe von Tschernobyl (MES, dem ehemaligen MinChernobyl) – durchgeführt.

In den kommenden Jahrzehnten werden in der Ukraine anfallen. Gegenwärtig große Mengen festen radioaktiven Abfalls beabsichtigt man, kurzlebige Abfälle in




einem oberirdischen Lager zu entsorgen und die langlebigen Abfälle in modularen Gebäuden aufzubewahren, bis ein Lager in tiefen geologischen Formationen verfügbar ist.

Die übergeordnete Zielsetzung der Studie war es, zu untersuchen, wie langlebige radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung in naher Zukunft in tiefen geologischen Formationen in einem bereits vorhandenen Bergwerk entsorgt werden können. Als Einzelzielsetzung sollten mögliche Standorte in der Ukraine identifiziert und die Möglichkeit einer Lagerstätte an einem oder mehreren geeigneten Standorten beurteilt werden. Die Arbeiten basierten auf vorhandenen ukrainischen Daten ohne Hinzuziehung experimenteller Arbeiten. Das Arbeitsprogramm bestand aus den folgenden Punkten:



- Kennenlernen des ukrainischen Regelwerks,
- Identifizieren und Erstellen einer Rangfolge potentieller Standorte und Einrichtungen,
- vorläufige Sicherheitsanalyse für potentielle Standorte und
- Vorbereitung eines Sicherheitsberichts und einer Umweltverträglichkeitsprüfung.



Kerntechnische Anlagen Nuclear facilities

-  Kernkraftwerk
Nuclear power plant
-  Forschungsreaktor
Research reactor
-  Einrichtungen der Firma Radon
Radon enterprise

Betrachtete Bergbauregionen Mining regions of concern

-  Salz
Salt
-  Eisenerz
Iron ore
-  Kohle
Coal
-  Uran
Uranium

Gesetzliche Grundlagen

Die rechtsgültigen regulatorischen Dokumente der Ukraine mit Bezug auf die Entsorgung radioaktiver Abfälle, die in der Studie in Betracht zu ziehen waren, lassen sich unterteilen in:

1. Gesetze, die sich direkt oder indirekt auf die Entsorgung radioaktiver Abfälle beziehen,
2. Erlässe und Verordnungen des Präsidenten und Anweisungen des Kabinetts,
3. Ministerielle Bestimmungen, Regeln, Normen und Standards und

Landkarte der Ukraine mit möglichen Standorten für ein Endlager für mittelaktive langlebige radioaktive Stoffe – Die Standorte wurden so ausgewählt, daß für eine detaillierte Analyse adäquate Daten existieren, welche die Geologie, Hydrogeologie, vorherige Erkundung, Bergbaugeschichte und Daten aus der Vergangenheit zu Erdbeben, Überschwemmung, Wassereintrag in die Schächte und das Ressourcenpotential betreffen.

Map of the Ukraine with possible sites for a final repository for medium-active long-lived radioactive substances – The sites are thus selected that adequate data concerning the geology, hydrogeology, former exploration, mining history as well as data from the past about earthquakes, flooding, water intrusion into the shaft and the resource potential exist and can be used for a detailed analysis.

4. Sowjetische Regeln, die zum Zeitpunkt der Studie noch in Kraft waren.

Standortwahl und Rangfolge

Aus einer Anzahl von potentiellen Standorten – in Betrieb befindliche oder stillgelegte Bergwerke in verschiedenen geologischen Formationen – wurden jene für eine detailliertere Analyse ausgewählt, die sich am ehesten als Lager für langlebige schwach- und mittelaktive Abfälle ohne Wärmeentwicklung eignen. Es wurde sichergestellt, daß für eine detaillierte Analyse adäquate Daten für die gewählten Standorte existieren, welche die Geologie, Hydrogeologie, vorherige Erkundung, Bergbaugeschichte und Daten aus der Vergangenheit zu Erdbeben, Überschwemmung, Wassereintrag in die Schächte und das Ressourcenpotential betreffen. Danach wurden die folgenden möglichen Standorte ausgewählt:

- Eisenerzbergwerke im zentralen Teil der Ukraine (im Krivbas bei Krivoy Rig),
- Uranerzbergwerke im zentralen Teil der Ukraine (u. a. nördlich von Krivoy Rig),
- Salzbergwerke bei Donetsk und in der westlichen Ukraine,
- Kohlebergwerke bei Donetsk und in der westlichen Ukraine.

Die Standorte wurden nach folgenden Kriterien geordnet: Geologie und seismische Aktivität, Stabilität des Grubengebäudes, Bodenschätze, Öl- und Gasproduktion, Hydrogeologie und Wassereintrag, Verbindung zu anderen Gruben, Geochemie, verfügbares Volumen, vorhandene bergbauliche Geräte und Ausrüstung, zukünftiger Betrieb bzw. Stilllegung, Infrastruktur, Bevölkerungsdichte und Akzeptanz in der Bevölkerung, Eigentumsverhältnisse.

Das stillgelegte Eisenerzbergwerk Saksagan in Krivoy Rog wurde für weitere Studien ausgewählt.

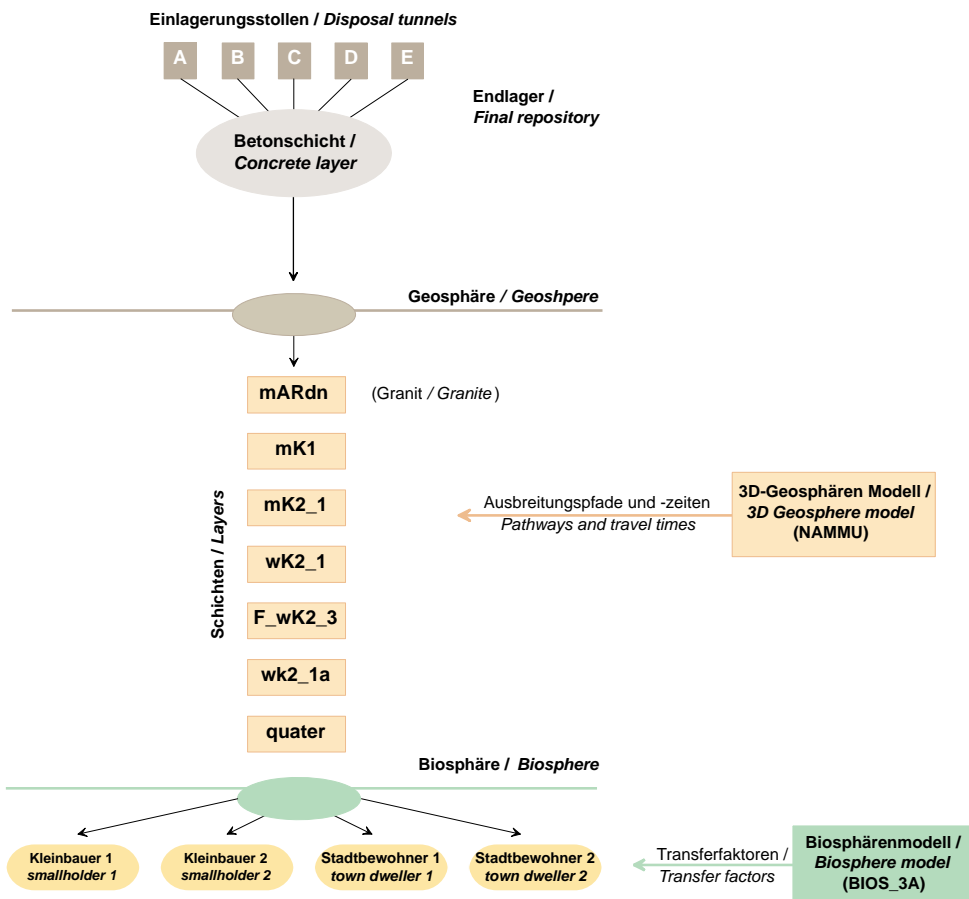
Vorläufige Sicherheitsanalyse

Für Saksagan wurde eine vorläufige Sicherheitsanalyse durchgeführt. Die Abfallinventardaten wurden auf der Grundlage von ukrainischen Daten, typischen Daten für Abfälle aus Druckwasserreaktoren sowie Inventarbeschreibungen aus den Projekten Sellafeld und Konrad abgeschätzt.

Als zu erwartende Entwicklung wurde ein Szenario angenommen, bei dem das Lager nach Beendigung des gegenwärtig noch andauernden Abpumpens von Grundwasser erneut gesättigt wird ("Referenzszenario"). Außerdem wurde eine Anzahl alternativer Szenarien identifiziert. Für das Referenzszenario wurde eine deterministische und eine probabilistische Konsequenzanalyse unter Verwendung des MASCOT-Codes von AEA durchgeführt. Der Code beschreibt die Radionuklidfreisetzung aus dem Nahfeld, den Migrationsprozeß durch die Geosphäre und eine Exposition mehrerer kritischer Gruppen.

Für das Nahfeldmodell wurde angenommen, daß der Abfall in fünf Stollen in einer Tiefe von 710 Metern eingelagert wird. Aus Mangel an standortspezifischen geochemischen Daten basierte die Beurteilung auf Standarddaten. Außerdem sollte eine vollständige Sicherheitsanalyse eine Berechnung der Gasentwicklung enthalten, für die aber erst die Beschaffung von Daten bezüglich der Abfallform, des Metallgehalts und des organischen Inhalts der Abfälle notwendig wäre.

Das in MASCOT verwendete eindimensionale Geosphären-Transportmodell basiert auf dreidimensionalen Grundwasserberechnungen, die mit Hilfe des NAMMU-Codes durchgeführt wurden. Ein regionales Grundwassermodell der Krivbas-Region mit einer Größe von 56 km x 10 km x 6 km wurde entwickelt, ebenso ein lokales Modell mit einer Größe von 4,5 km x 10 km x 6 km.



Schematische Darstellung der MASCOT-Untermodele, die für die Konsequenzanalyse benutzt wurden, sowie die Einbindung des NAMMU- und BIOS_3A-Modells

Schematic representation of the MASCOT submodels used for the consequence analysis and of the integration of the NAMMU and BIOS_3A models

Die berechneten Grundwasserlaufzeiten, etwa 5 bis 10 x 10⁵ Jahre, weisen auf ein ausreichendes Rückhaltepotential für das Fernfeld eines hypothetischen Lagers in Saksagan hin. Diese Bewertung ist jedoch vorläufig.

Mit dem Biosphärencode BIOS_3A wurden Dosiskonversionsfaktoren für das in MASCOT verwendete Biosphärenmodell für vier kritische Bevölkerungsgruppen berechnet.

Folgerungen und Empfehlungen

Die Hauptziele der Studie, ein Bergwerk als mögliches Endlager für langlebige radioaktive Abfälle ohne Wärmeentwicklung zu identifizieren und ausreichende geologische und hydrogeologische Daten für eine vorläufige Beurteilung zu ermitteln, sind erreicht worden. Das Bergwerk in Saksagan ist als potentielles Lager für niedrig- und mittelaktive Abfälle mit dem

ukrainischen Gesetz konform. In Saksagan wurde neben Eisenerz auch Granit in beträchtlicher Tiefe abgebaut. Die Bereiche des Granitabbaus sind für die Einlagerung ausgewählt worden.

Es bestehen aber folgende Vorbehalte:

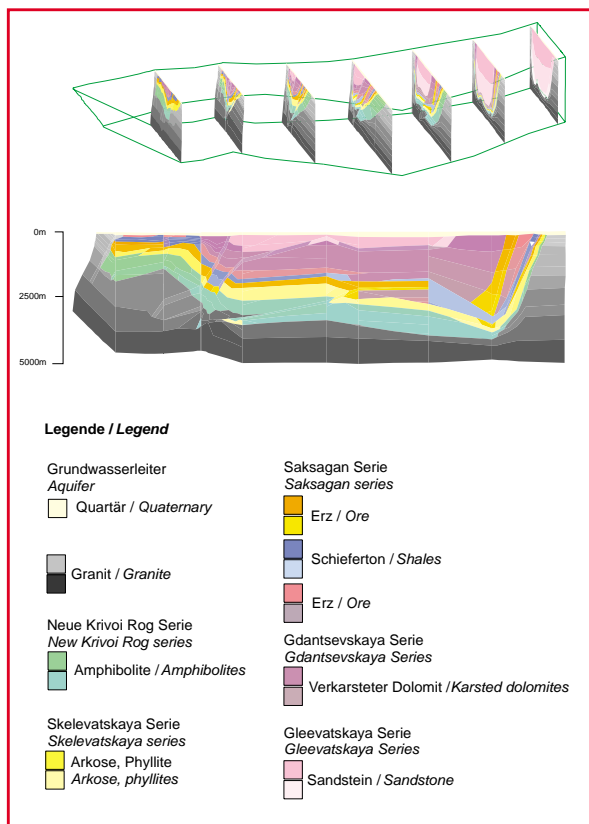
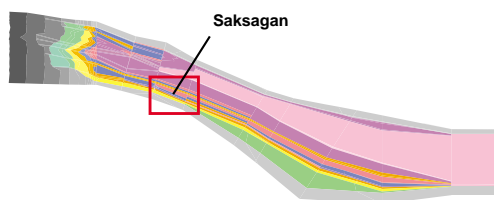
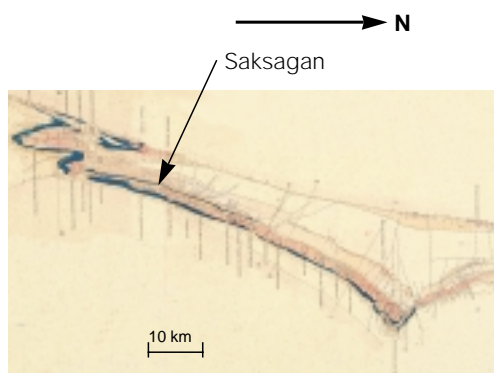
1. Wenn das Bergwerk in Saksagan als Lager für radioaktive Abfälle umgestaltet werden soll, ist eine gründliche Standortcharakterisierung einschließlich der Untersuchung einer möglichen Rißbildung im Granit und der Sammlung von standortspezifischen Chemiedaten erforderlich.
2. Die Ergebnisse der Studie hängen in hohem Maße von der Stabilität des Verschlusses des Lagers ab.
3. Die Aufstellung von formalen Abfallannahmekriterien ist erforderlich. Sie würden einige der Unsicherheiten der Bewertung reduzieren. Die Ergebnisse

hängen von den Abfallcharakteristika und dem Inventar ab, für das in der vorliegenden Analyse Abschätzungen vorgenommen werden mußten.

4. Für eine umfassende Biosphärenbewertung müssen bessere Daten verfügbar sein.

Die Studie hat aufgezeigt, daß das Bergwerk in Saksagan als Lager für radioaktive Abfälle durchaus sicher sein könnte. Für eine vollständige Sicherheitsanalyse müßten noch weitere Fragen geklärt werden, z. B. ingenieurtechnische und die Auslegung des Endlagers betreffende Probleme, Finanzierung, politisches und soziales Klima, detaillierte technische Sicherheitsbegründung. Gleichwohl wird die weitere Untersuchung der Option Saksagan empfohlen. Dies könnte auch zu einem Projekt für den Bau eines Untertagelabors führen. Ein Sicherheits- und Kostenvergleich mit einer Studie zum Bau eines neu konstruierten Lagers an einem unberührten Standort sollte ebenfalls in Betracht gezogen werden.

Ein Nachteil des Standorts ist seine Lage in der Stadt Krivoy Rog. Es sollte jedoch beachtet werden, daß nicht die Absicht besteht, hier hochradioaktive oder brennstoffhaltige Abfälle zu entsorgen. Ein standortspezifischer Vorteil ist die Existenz von nutzbaren Hohlräumen.



Krivbas-Region: Regionales Modell des Grundwassers mit einer Ausdehnung von 56 km x 10 km x 6 km, dargestellt anhand der geologischen Karte (links oben) und des hydrogeologischen Modells (links unten). In dem lokalen Modell (rechts) mit einer Ausdehnung von 4,5 km x 10 km x 6 km sind die Grundwasser führenden Schichten schematisch dargestellt.

Krivbas region: regional ground water flow model with a size of 56 km x 10 km x 6 km, as represented by a geological map (top left) and the hydrogeological model (bottom left). In the local model (right) with a size of 4.5 km x 10 km x 6 km, the aquifers are shown schematically.

Feasibility Study for an Underground Repository for Medium Active Long-lived Radionuclides in an Abandoned Mine in the Ukraine

The European Commission ordered GRS as leader and AEA Technology to perform a "Feasibility Study for an Underground Repository for Long-lived Non-heat-generating Radioactive Waste in Ukraine". The project was carried out in close co-operation with Ukrainian scientific institutes – the State Scientific Centre of Environmental Radio-geochemistry of the National Academy of Sciences of the Ukraine and of the Chernobyl Ministry (SSC ER), the Ukrainian State Committee on Geology and Utilisation of Mineral Resources (SCG) – and with support from the relevant Ukrainian ministries, namely the Ministry for Environmental Protection and Nuclear Safety (MEPNS), the Ministry of Emergencies and Affairs of Population Protection from the Consequences of the Chernobyl Catastrophe (MES, the former MinChernobyl).

During the decades to come, there will be large arisings of all types of solid radioactive waste in the Ukraine. It is currently planned to dispose of short-lived radioactive waste in an on-surface engineered repository and to store all long-lived radioactive waste in modular buildings until a repository in deep geological formations is available.

The objective of this study was to look into the possibility of disposing of long-lived

radioactive waste with negligible heat generation in the near future in deep geological formations in an already existing mine. The aims were to identify possible sites in the Ukraine and to assess the feasibility of a repository at one or several suitable sites. The work was based on existing Ukrainian data excluding experimental activities. The work programme consisted of the following activities:

- familiarisation with the relevant Ukrainian regulatory framework;

- identification and ranking of possible sites and installations;
- preliminary performance assessment for potential repository sites;
- preparation of a safety report and an environmental impact assessment.

Legal Basis

The legal and regulatory documents of the Ukraine regarding radioactive waste disposal which had to be taken into consideration in the study can be subdivided into the following groups:

1. laws that are directly or indirectly related to radioactive waste disposal,
2. presidential decrees and ordinances and orders of the Cabinet of Ministers,
3. ministerial regulations, rules, norms, and standards,
4. Soviet rules that were still in force at the time of the study.

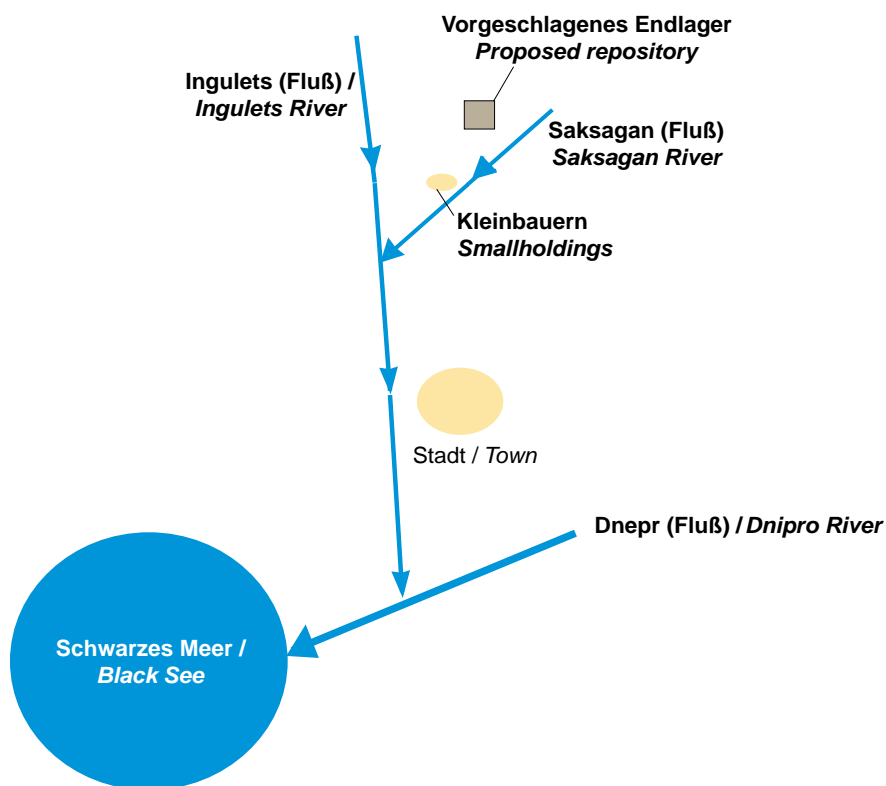
Site selection and ranking

Out of a number of potential repository sites – operational or disused mines in different geological formations – those most appropriate to host a repository for long-lived low- and medium-active wastes – were selected for a more detailed analysis. It was ensured that for more detailed analysis, adequate data concerning geology, hydrogeology, previous exploration, mining history, and historical data on earthquakes, flooding, water intrusion into mines, and resource potential existed for the selected sites. In accordance with these criteria, the following possible sites were selected:

- iron ore mines in central Ukraine (in the Krivbas close to Kriviy Rig),
- uranium ore mines in central Ukraine (i. a. north of Kriviy Rig),
- salt mines at Donetsk and in western Ukraine,
- coal mines at Donetsk and in western Ukraine.

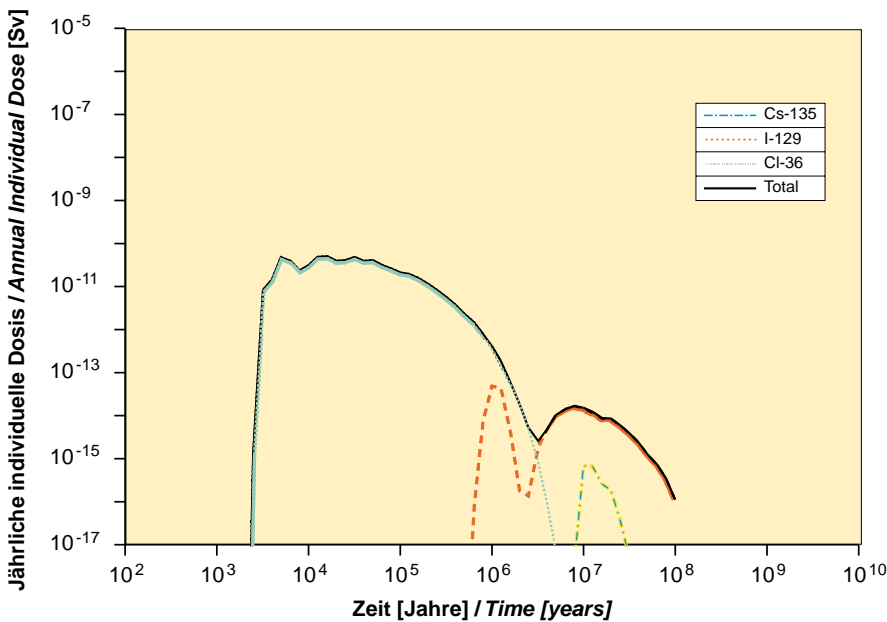
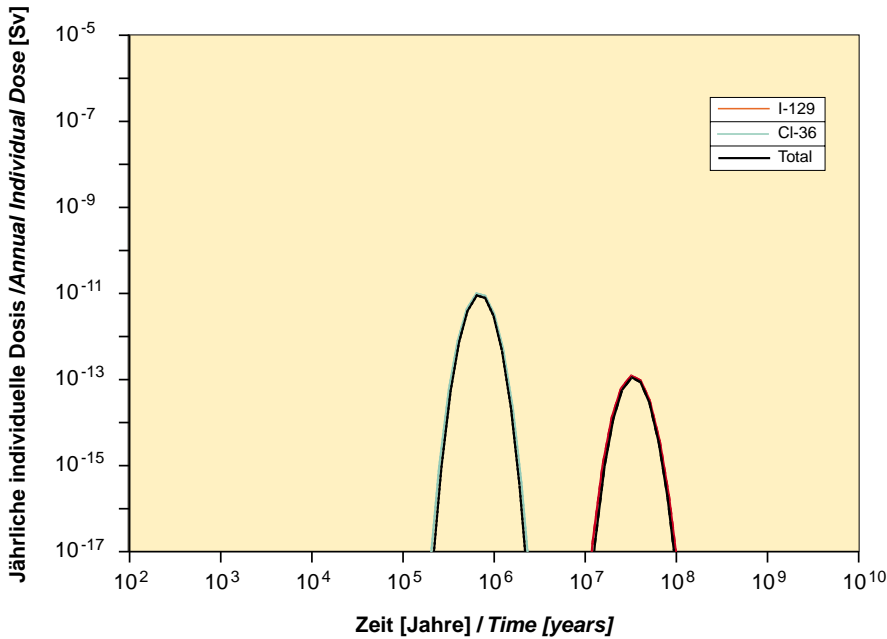
The sites were ranked with criteria concerning geology and seismic activity, stability of the mine, natural resources, oil and gas production, hydrogeology and water inflow, connection with other mines, geochemistry, volume available for repository, existing mining equipment, future operation or decommissioning, infrastructure, population density and public acceptance, question of ownership of property.

The abandoned Saksagan iron ore mine at Krivoy Rig was selected for further study.



Schematische Darstellung des Biosphärenmodells mit den wahrscheinlichsten Expositionspfaden für die Berechnung der Individualdosis

Schematic representation of the biosphere model with the most likely exposure pathways for the calculation of the individual dose



Zeitlicher Verlauf der Individualdosis für die kritische Gruppe „Kleinbauer“ (beispielhaft) – Es sind zwei Maxima erkennbar: 10^{-11} Sv/a aufgrund von Cl-36 und 10^{-13} Sv/a aufgrund von J-129. Angesichts fehlender Daten über das Radionuklidinventar für ukrainischen Reaktorabfall sind die berechneten Individualdosen jedoch noch nicht genügend abgesichert.

Time-dependent distribution of the individual dose for the critical group "Smallholder 1" (example) – Two distinct peaks are discernible: 10^{-11} Sv/y due to Cl-36 and 10^{-13} Sv/y due to J-129. However, due to the fact that no data on the radionuclide inventory of Ukrainian reactor waste were available, the individual dose values have to be considered as not sufficiently reliable.

Preliminary performance assessment

A preliminary performance assessment was carried out for the Saksagan site. The estimated waste inventory was based on Ukrainian data, typical data for PWR waste,

and inventory descriptions used in the Sellafield and Konrad projects.

The expected evolution scenario was assumed to be renewed saturation of the repository following the termination of the presently ongoing ground water pumping

activities (reference scenario). In addition, a number of variant incident scenarios were identified. A deterministic and probabilistic consequence analysis was carried out for the reference scenario, using AEA's MASCOT code. This code describes the radionuclide release from the near-field, the migration process through the geosphere, and the exposure of several critical groups.

For the near-field model, it was assumed that the waste would be emplaced in five excavated tunnels in fractured granite at a level of -710 m. The assessment was based on standard data because of the lack of site-specific geochemical data. Besides, a full performance assessment should also include a soundly-based gas calculation. For this purpose, however, data would first have to be obtained concerning the waste form, metal content, and organic content of the wastes.

The one-dimensional geosphere transport model used in MASCOT is based on three-dimensional ground water calculations performed with the NAMMU code. A regional ground water flow model of the Krivbas region with a size of 56 km x 10 km x 6 km and a local model of 4.5 km x 10 km x 6 km size were developed.

The calculated groundwater travel times, about 5 to 10×10^5 years, could serve as an indicator for a sufficient retention potential for the far-field of a hypothetical repository at Saksagan. However, this is only a preliminary assessment.

Using the biosphere compartment code BIOS_3A, dose transfer factors for the biosphere model in MASCOT were calculated for four critical population groups.

Conclusions and recommendations

The main goals of the study have been reached, namely to identify an existing mine as a possible repository for long-lived non-heat-generating radioactive wastes and to provide sufficient geological and hydrogeological data for a preliminary assessment. As a potential repository for low- and medium-active waste, the Saksagan mine complies with current Ukrainian law. At Saksagan, not only iron ore but also granite was mined at considerable depth. These latter areas of granite exploitation were selected for emplacement.

However, one should be aware of the following caveats:

1. If the Saksagan mine is to be developed into a radioactive waste repository, a thorough site characterisation including an investigation of possible fracturing of the granite and the collection of site-specific chemistry will be required.
2. The results of the analysis strongly depend on the stability of the sealing of the repository.
3. Formal waste acceptance criteria have to be established for the facility. This would reduce some of the assessment uncertainties. The results depend on the

characteristics of the waste and on the inventory, for which estimated values had to be used in the analysis.

4. For a full biosphere assessment in the future, better data need to be available.

Although this study has shown that the Saksagan mine may well be safely used as a repository for radioactive waste, further issues need to be clarified for a full performance assessment (e.g. engineering and design work, financial issues, political and social climate, a detailed technical safety case). Nevertheless, the further analysis of the Saksagan option is recommendable. This could also result in a project for the

construction of an underground laboratory. A comparison with a study concerning the construction of a newly engineered repository at an undisturbed site with regard to safety as well as costs should also be considered.

A disadvantage of the site is its location in the town of Kriviy Rig. However, it should be pointed out that there is no intention to dispose of any high-level or fuel-containing waste here. The advantage of the site lies clearly in the presence of potentially usable underground cavities.

K.-J. Röhlig, P. Bogorinski

Forschung zur langfristigen Sicherheit von Endlagern und Untertagedeponien

Research Concerning the Long Term Safety of Final Repositories and Underground Storage Sites

Endlager für radioaktive Stoffe

Ein Endlager für wärmeerzeugende hochradioaktive Abfälle und für abgebrannte Brennelemente stellt höchste Anforderungen an die Forschung. Die geochemischen und geotechnischen Zusammenhänge im Gestein sind sehr komplex und müssen weitgehend verstanden sein, um die Biosphäre vor den tief unter der Erde deponierten Abfällen auch über lange Zeiträume hinweg schützen zu können. Seit Jahren werden in verschiedenen Ländern Endlagerkonzepte geprüft, die sich maßgeblich durch die Auswahl potentieller Einlagerungsgesteine, wie Granit, Steinsalz und Ton, unterscheiden.

Die Bereitstellung sicherer Endlager ist Aufgabe des Staates. Zusätzlich obliegt ihm die Forschung. An dem Ziel, die wissenschaftlichen und technischen Grundlagen für eine langfristig sichere Lösung zu schaffen, hat sich durch die veränderten politischen Rahmenbedingungen bei der Entsorgungsfrage grundsätzlich nichts geändert.

Die Endlagerforschung ist eine wichtige Plattform für die internationale Zusammenarbeit in europäischen Untertagelabors und für die Weiterentwicklung des sicherheitsanalytischen Instrumentariums. Damit liefert sie einen wesentlichen Beitrag zur Konkretisierung von Kriterien für Standortauswahl und Sicherheitsbewertung.

Die Endlagersicherheitsforschung in der GRS ist ausgerichtet auf die praxisnahe Anwendung grundlegender Erkenntnisse. Die entsprechenden Projekte werden vom jetzt zuständigen Bundesminister für Wirtschaft und Technologie (BMWi) gefördert. Die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten (FuE) sind unabhängig von Zwängen konkreter Planungen oder Genehmigungsverfahren für ein Endlager. Sie erweitern, vertiefen und verbessern die wissenschaftliche Basis und erfüllen dadurch die wichtige Aufgabe, bei Planung und Genehmigung den jeweils neuesten Stand von Wissenschaft und Technik zugrunde

Schwerpunkte der Endlagersicherheitsforschung *Major activities in final repository safety research*

Entwicklung und Erprobung sicherheits- und systemanalytischer Methoden einschließlich Rechenmodelle für den Radionuklidtransport in der Geosphäre
Development and trial of safety- and system-analytical methods including computational models for the transport of radionuclides in the geosphere

- Entwicklung von Grundwasser- und Stofftransportmodellen für Nah-/Fernbereich zur Berechnung von Freisetzungen aus Endlagern und möglicher Belastungen der Biosphäre
Development of ground water and material transport models for the near-field/far-field to calculate releases from final repositories and possible biosphere contamination
- Methodenentwicklung für Szenarienanalysen und Langzeitsicherheitsnachweis unter normalen und geänderten geologischen Bedingungen
Development of methods for scenario analyses and long-term safety demonstrations under normal and changed geological conditions

Untersuchung geochemischer Prozesse im Nah- und Fernbereich von Endlagern mit Einfluß auf die Radionuklid- ausbreitung/-rückhaltung
Examination of geochemical processes in the near-field and the far-field of final repositories with an influence on the diffusion/retention of radionuclides

- Bestimmung des Einflusses von Grundwässern und Gebirgslösungen auf die Schadstofffreisetzung und das langfristige geochemische Milieu
Determination of the influence of ground waters and rock solutions on contaminant release and the geochemical long-term environment
- Petrophysikalische und geochemische Untersuchungen an Gesteinen und geotechnischen Barrieren einschließlich sicherheitsrelevanter Natur-Analoga
Petro-physical and geochemical analyses of rock types and geotechnical barriers including safety-relevant natural analogues

Verbesserung der Datenbasis zur Modellierung des langzeitlichen Verhaltens (Stabilität / Durchlässigkeit) von geologischen und geotechnischen Barrieren
Improvement of the database for the modelling of the long-term behaviour (stability/porosity) of geological and geotechnical barriers

- Bestimmung des Durchlässigkeitsverhaltens von geologischen und geotechnischen Barrieren einschließlich deren Langzeitstabilität
Determination of the porosity behaviour of geological and geotechnical barriers including their long-term stability
- Experimentelle Untersuchung gekoppelter Effekte (z. B. Gebirgsverformung durch Wärmeeintrag, Druckaufbau durch Gasbildung) in Labor- und In-situ-Versuchen
Experimental investigation of coupled effects (e. g. heat-induced rock deformation, pressure build-up caused by gas formation) in laboratory and on-site experiments

zu legen. Die heutigen Themen bei FuE basieren auf den Erkenntnissen von jetzt mehr als 20 Jahren experimenteller und analytischer Forschung. Das Spektrum reicht von Arbeiten im Salzgestein bis zu speziellen Arbeiten im Granit und Tongestein. In der Sicherheits- und Systemanalyse für untertägige Endlager ist die GRS in Deutschland führend. Sie nimmt auch international auf diesem Gebiet eine Spitzenposition ein. Dies zeigt sich z.B. darin, daß zunehmend die Mitarbeit in internationalen Expertengremien gewünscht wird.

Im Mittelpunkt stehen Entwicklung und Erprobung sicherheits- und systemanalytischer Instrumentarien und Methoden, ohne die ein Nachweis der Endlagersicherheit nicht geführt werden kann. Wo bisher qualitative bis semi-quantitative Erfahrungen breiten Raum einnahmen, kommen heute durch verbesserte Rechner verstärkt numerische Modelle zum Tragen. Mit dem weiterentwickelten sicherheitsanalytischen Programmpaket EMOS (Endlagerbezogene Modellierung von Szenarien) können heute wesentliche Eigenschaften der Endlagerung nachgebildet und sicherheitsrelevante Prozesse modelliert werden. Die damit berechneten Strahlenexpositionen sind ein geeigneter Indikator für die Qualität einzelner Endlagerbarrieren. Aber auch die Sicherheit des Gesamtsystems und damit die zukünftigen Expositionen von Mensch und Umwelt lassen sich mit EMOS vorher-sagen.

Die numerischen Methoden und die Rechner machen es heute bereits möglich, erstmals komplexe geologische Systeme unter Einbeziehung stofflicher Veränderungen mit der notwendigen Diskretisierung als 3-D-Modelle darzustellen. Beispiel ist das von der GRS entwickelte schnelle Programm d³f, mit dem ein entscheidender Schritt nach vorne bei der Modellierung von dichtegetriebenen Grundwasserströmungen gelungen ist. Realitätsnahe Datensätze, wie sie von der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), dem Forschungszentrum Karlsruhe und der GRS erzeugt werden, können so in den Rechenmodellen berücksichtigt werden. Sowohl Daten als auch Modelle werden durch experimentelle und analytische Arbeiten von der GRS in ihren funktionalen Zusammenhängen überprüft und abgesichert.

Ein nicht normierbares Abfall-Endlager-Umwelt-System und die langen Zeiträume bedingen Restunsicherheiten in den Ergebnissen. Deshalb werden zusätzliche probabilistische Verfahren entwickelt, die das Vertrauen in die aus den deterministischen Rechnungen abgeleiteten Aussagen erhöhen können.

Nach den erklärten Zielen der Bundesregierung sind in eine erneute Konzept- und Standortbewertung alle potentiell geeigneten geologischen Wirtsgesteine einzubeziehen. Standen bei der anwendungsorientierten Grundlagenforschung bisher Untersuchungen in Steinsalz und Granit im Vordergrund, so sind in jüngerer Zeit auch Arbeiten in Tonsteinformationen hinzugekommen.

In europäischen untertägigen Labors beteiligt sich die GRS an den internationalen Projekten:

- 2-Phasenfluß-Experiment im Granit (Hartgesteinslabor Äspö / Schweden)
- Full Scale Engineered Barriers Experiment (FEBEX) im Granit (Felslabor Grimsel / Schweiz)
- Bestimmung der Gasfreisetzung und Gebirgsdurchlässigkeit im Boom Ton (Untertagelabor Hades / Belgien)
- Untersuchungen zur Gasfreisetzung und Fluidverteilung im Opalinus-Ton (Mont Terri-Tunnel / Schweiz)
- Untersuchung der Fluidmigration im Tonstein (Tournemire-Stollen / Frankreich)

Zur Konkretisierung des zukünftigen FuE-Bedarfs für Granit wurden auf Wunsch des BMWi in Zusammenarbeit mit der BGR und der schweizerischen Nationalen Genossenschaft für die Endlagerung radioaktiver Abfallstoffe (NAGRA) die Forschungsergebnisse der abgelaufenen Untersuchungsphase im Felslabor Grimsel unter dem Begriff „Hydraulisch-Mechanische Nahfeldparameter“ zusammenfassend beschrieben und ausgewertet. Als wichtigste Themen wurden identifiziert: die geowissenschaftliche Charakterisierung des Gebirgsnahbereichs unter Berücksichtigung von Gebirgsauflockerung und Gas-/Wasserausbreitung sowie die Bedeutung der beiden Parameter für sicherheitsanalytische Modellrechnungen.

Untertagedeponien für nicht radioaktive Stoffe

Die GRS-Forschung zur Sicherheit von Untertagedeponien für chemisch-toxische Abfälle dient vorrangig einer langfristigen Schadensvorsorge. Bei der Nutzung ehemaliger Bergwerke ist grundsätzlich nicht auszuschließen, daß die Rückhaltewirkung geologischer Barrieren beeinträchtigt ist und Schadstoffe über lange Zeiträume freigesetzt werden können. Die sehr komplexen Schadstoffinhalte werfen vor diesem Hintergrund ein besonderes Problem auf, da ihr Gefährdungspotential für Grundwasser und Biosphäre mit den heutigen Kenntnissen nur schwer abzuschätzen ist. Zur Schadensvorsorge ist es jedoch erforderlich, die langfristigen geochemischen Wechselwirkungen zu erforschen und die ökotoxikologischen Konsequenzen zu bestimmen bzw. Möglichkeiten aufzuzeigen, wie diese vermieden oder minimiert werden können. Dazu gehört auch die Entwicklung von sicheren Immobilisierungs-Konzepten und geotechnischen Barrieren. Unter dem Gesichtspunkt der Langzeitsicherheit haben die Untertagedeponien für chemisch-toxische Abfälle noch nicht den Stand erreicht wie er für die Endlagerung radioaktiver Abfälle gefordert wird. Wesentliche Forschungsaufgaben der GRS, die z. T. in Zusammenarbeit mit der TU Braunschweig durchgeführt werden, sind:

- Erfassung und Dokumentation geochemischer und ökotoxikologischer Datensätze zum Langzeitverhalten chemisch komplexer Deponiesysteme
- Weiterentwicklung langzeitwirksamer Verschuß-Systeme für Einlagerungskammern und Schächte
- Entwicklung analytischer Methoden zur numerischen Abschätzung der Langzeitsicherheit mit Beurteilung der Konsequenzen von Schadstofffreisetzungen

Für die Bewertung potentieller Schadstoffkonzentrationen in der Biosphäre ist es notwendig, chemisch-physikalische Reaktionen (z. B. Sorption) auf dem Ausbreitungspfad vom Deponieraum über Wirtsgestein/Deckgebirge bis zur Biosphäre modellmäßig zu erfassen und dabei umweltrelevante Dosis-Wirkungs-Beziehungen komplexer Abfallgemische zu berücksichtigen. Zum besseren Verständ-

nis derartiger Freisetzungs- und Ausbreitungsvorgänge können ergänzend natürliche oder anthropogene Analoga wesentliche Beiträge liefern.

Die derzeit laufenden FuE-Projekte beziehen sich vorrangig auf die Langzeiteigenschaften von Dichtmaterialien wie Salzgrus und Tonmineralgemische sowie deren Sorptionspotential. Um Ausmaß und Ablauf von Schadstofffreisetzungen besser verstehen zu können, wurden in Laborexperimenten verschiedene Elutionsverfahren auf ihre Eignung hin überprüft. In aufwendigen Kaskadentests wurden sicherheitsrelevante Feststoff-Lösungs-Verhältnisse dargestellt und wesentliche Informationen zum gesamten Reaktionspfad gewonnen, die durch geo-

chemische Modellrechnungen abgesichert wurden. Die in der Praxis angewendeten einstufigen Elutionstests, z. B. das Standardelutionsverfahren nach DIN 38 414, zeigen dagegen deutliche Interpretationslücken. Es konnte nachgewiesen werden, daß durch Verwendung spezifischer Lösungen aus Untertagedeponien und zusammen mit geochemischen Modellrechnungen auch einfache Elutionstests wesentliche Kenngrößen liefern, auf deren Basis Aussagen zum langfristigen chemischen Verhalten der Abfälle gemacht werden können.

Die Untersuchungen lieferten grundlegende Erkenntnisse, ob Entsorgungskonzepte für chemisch-toxische Abfälle geeignet sind. Darüber hinaus tragen sie weiterhin

dazu bei, rechtliche Rahmenbedingungen zu konkretisieren. Mit den weiterentwickelten Methoden und analytischen Bewertungsverfahren lassen sich auch ähnliche Probleme lösen, z. B. bei Übertagedeponien, Bergbauhalden und Altlasten. Bei einer Reihe relevanter Fragen gibt es Synergismen mit FuE-Arbeiten auf dem Gebiet der Endlagerung radioaktiver Abfälle. Dies gilt vor allem für die Entwicklung geotechnischer Barriersysteme und hinsichtlich des besseren geochemischen Verständnisses der Schadstoffausbreitung im Untergrund. Die Mechanismen bei der Ausbreitung radioaktiver Abfälle mit z. T. hohen Gehalten an nicht radioaktiven Schwermetallen sind mit denen chemo-toxischer Abfälle durchaus vergleichbar.

Research Concerning the Long Term Safety of Final Repositories and Underground Storage Sites

Final repositories for radioactive substances

A permanent final repository for heat-generating high-radioactive wastes and for spent fuel elements makes highest demands on research. The geochemical and geotechnical interactions in the rock are very complex and have to be largely understood in order to protect the biosphere even over long periods of time from the waste deposited deeply under ground. For years, several countries have been investigating final repository concepts that differ mainly in the choice of potential host rocks such as e. g. granite, rock salt and clay.

The provision of safe final repositories lies within the responsibility of the state. In addition, the state is also responsible for the necessary related research. The overriding objective of this fundamental research – the establishment of a scientific and technical basis for a solution that is safe in the long run – has in principle not been changed by the altered general political targets regarding the issue of waste management.

Final repository research is an important platform for increased international co-

operation in European underground laboratories and for the further development of safety analysis tools. It thereby contributes essentially to the process of putting the criteria for site selection and performance assessment in concrete terms.

Final repository safety research at GRS is targeted at the practical application of fundamental findings. This now lies within the responsibility of the Federal Minister of Economics and Technology (BMWi). The associated research and development (R&D) is independent of the constraints of concrete final repository projects or licensing procedures. It widens, intensifies and improves the existing scientific basis and thereby fulfils the important task of providing a basis for the planning and licensing of final repositories that is in line with the state of the art. The topics of R&D today are based on the knowledge gained from more than 20 years of experimental and analytical research. The spectrum reaches from research carried out in salt rock to special activities performed in granite and clay. In Germany, GRS is the leading organisation in the field of safety and systems analyses for underground final repositories, and the company also occupies a top position on a world-wide scale. This is also underlined e. g. by the fact that GRS is increasingly requested to collaborate on international expert committees.

At the centre of the activities are the development and trial of system-analytical tools

and methods without which the safety of a final repository cannot be demonstrated. Where formerly qualitative to semi-quantitative experiences used to be dominating, there now is an increasing trend of using numerical models on the basis of a modern computer architecture. With the latest development stage of the safety-analytical EMOS (**E**ndlagerbezogene **M**odellierung von **S**zenarien – final-repository-related modelling of scenarios) code package, an instrument is now available with which essential features of a final repository as well as safety-relevant processes can be modelled. The radiation exposures calculated with the EMOS code are not only a suitable indicator of the quality of individual final repository barriers but also of future contamination of the environment and therefore of the safety of the overall system, too.

Numerical methods and computers today are already thus far advanced that it is now possible to represent complex geological systems even under consideration of material alterations with the necessary discretisation as 3D models. One example is the fast d³f code developed by GRS with which an important achievement has been made in the modelling of density-driven ground water flow. Realistic data records as the ones generated by e. g. the Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (BGR), the Karlsruhe Research Centre and GRS can thus be considered in the calculation models. Both data and

models are checked and validated with regard to their functional coherences by experimental and analytic work of GRS.

The application of the calculation results to a non-scalable final-waste-repository/environment system and the long periods of time to be considered will go hand in hand with some residual uncertainties. For this reason, additional probabilistic methods are being developed to increase confidence in the results derived from deterministic calculations.

According to the declared goals of the Federal Government, all potentially suitable geological host rock types are to be included in a renewed concept and site assessment. While application-oriented fundamental research used to concentrate primarily on investigations relating to rock salt and granite, there has recently also been additional research in clay stone formations.

In this connection, GRS is taking part in several international projects that are carried out in European underground laboratories:

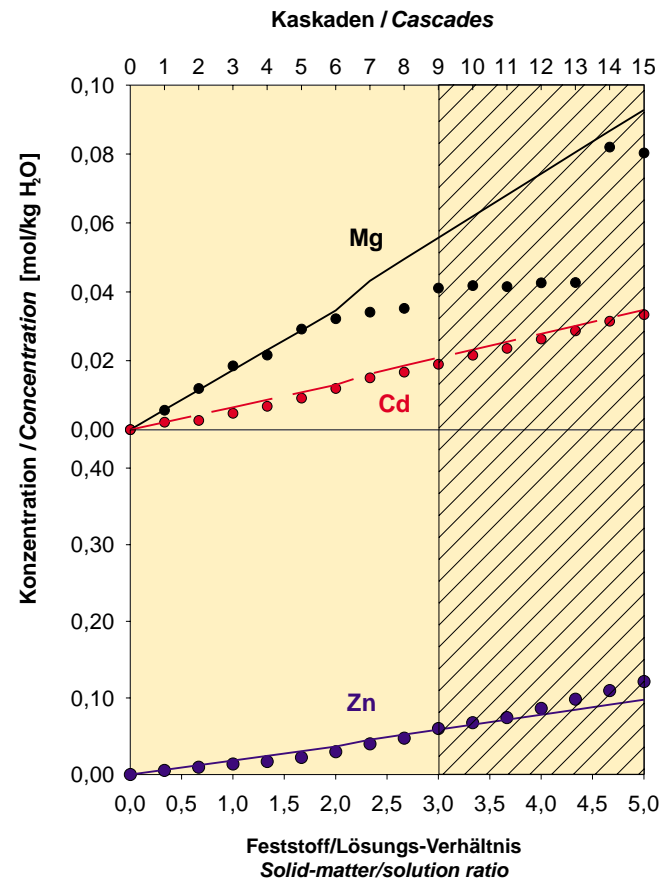
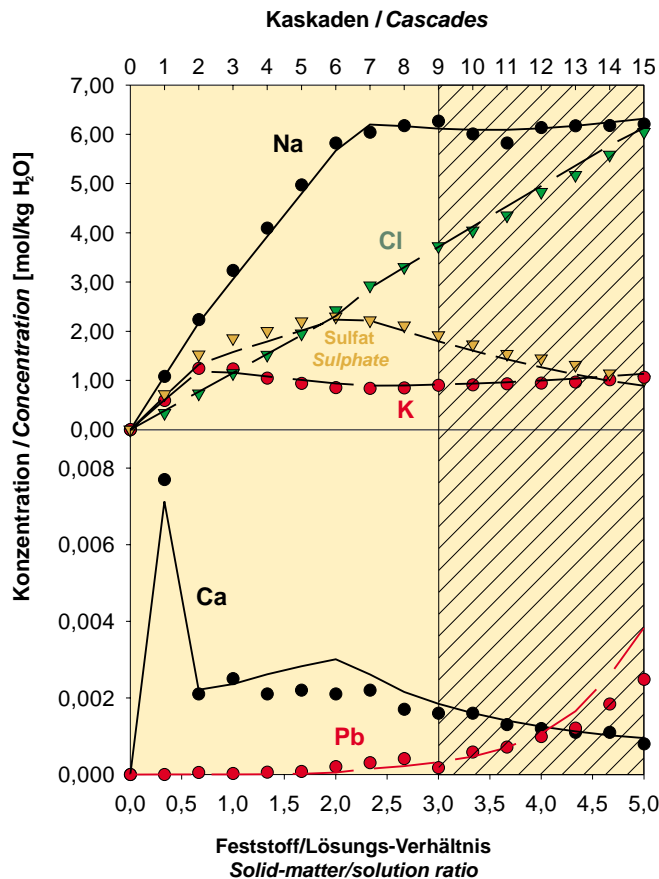
- 2-Phase-Flow Experiment in Granite (Äspö hard-rock laboratory / Sweden)
- Full Scale Engineered Barriers Experiment (FEBEX) in Granite (Grimsel rock laboratory / Switzerland)
- Determination of Gas Release and Rock Porosity in Boom Clay (Hades underground laboratory / Belgium)
- Investigations Relating to Gas Release and Fluid Distribution in Opalinus Clay (Mont Terri tunnel / Switzerland)
- Investigations Relating to Fluid Migration in Clay Stone (Tournemire mine / France)

To specify the future R&D needs with regard to granite, the results of the expired research phase in the Grimsel rock labora-

tory were described in a summary and evaluated under the heading "Hydraulic-Mechanical Near-Field Parameters"; this was done by order of the BMWi in co-operation with the BGR and the Swiss National Co-operative Society for the Final Storage of Radioactive Wastes (NAGRA). Major topics are the geo-scientific characterisation of the near-field of the rock under consideration of rock disaggregation and gas/water propagation as well as the relevance of these parameters for safety-analytical model calculations.

Underground storage sites for non-radioactive substances

Research performed by GRS concerning the safety of underground storage sites for chemo-toxic wastes serves mainly for the prevention of long-term damage. In principle, if former production mines (or parts of them) are used, it cannot be excluded that the geological barriers will be impaired



Kaskadenauslaugung eines Filterstaubs aus einer Sonderabfallverbrennungsanlage (Symbole = experimentelle Daten, Linien = geochemische Modellrechnung, Schraffierung = für Untertagedeponien relevanter Bereich des Feststoff-/Lösungs-Verhältnisses)

Cascade leach rate of filter dust from a problem waste incinerator (symbols = experimental data, lines = geochemical model calculations, hatching = range of the solid-matter/solution ratio relevant for the underground storage site)

and a release of pollutants may occur over long periods of time. Against this background, the sometimes very complex contaminant constituents are problematic, representing a hazard potential for ground water and biosphere that is difficult to judge with the knowledge available. For risk prevention it is particularly necessary that the long-term geotechnical interactions and eco-toxicological consequences be determined and that the possibilities for their reduction or minimisation are revealed. The development of lastingly safe immobilisation concepts and geotechnical barriers also has to be part of this. Under the aspect of long-term safety, the underground storage sites for chemo-toxic waste have in some points not yet reached the advanced state required for final repositories for radioactive waste. Major research tasks of GRS – some of which are performed in collaboration with Braunschweig Technical University – are:

- recording and documentation of geochemical and eco-toxicological data records on the long-term behaviour of chemically complex storage site systems
- further development of long-lasting sealing systems for emplacement chambers and shafts
- development of analytic methods for the numeric estimation of long-term safety

with judgement of the consequences of pollutant releases.

For the assessment of potential contaminant concentrations in the biosphere it is necessary that chemical and physical reactions (e. g. sorption) along the transport path from the emplacement chamber via the host rock/overburden to the biosphere are modelled and that in this connection the environment-relevant dose/effect relations of complex waste combinations be taken into consideration. For a better understanding of such release and transport processes, natural or anthropogenic analogues can provide additional relevant contributions.

The current R&D projects are mainly concerned with the long-term behaviour of sealing material like e. g. crushed rock salt and argillaceous mixtures and their sorption potential. For a better understanding of the extent and time-dependent sequence of possible contaminant releases, various different elution procedures were tested in laboratory experiments for their suitability. Very complex cascade experiments were performed to show safety-relevant solid-matter/solution relations, yielding essential information on the entire reaction path, which was additionally corroborated by geochemical model calculations. On the other hand, the single-step elution tests applied in practice – e. g. the standard

elution procedure according to DIN 38 414 – show clear interpretation gaps. It could be shown that, by using specific solutions from underground storage sites and together with geochemical model calculations, even simple elution tests can provide essential parameters on the basis of which it is possible to make statements on the long-term chemical behaviour of the wastes.

The analyses described above have provided fundamental insights into whether certain waste management concepts are suitable for chemo-toxic wastes or not. Furthermore, they contribute to the specification of legal boundary conditions. With the help of the further developed methods and analytical assessment procedures it is also possible to solve similar problems, like e. g. in the case of surface storage sites, waste heaps from mining, and contaminated sites. In a number of relevant issues there exist synergisms with R&D in the field of final radioactive waste storage. This is particularly true of the development of geotechnical barrier systems and of a better geochemical understanding of contaminant diffusion under ground. The mechanisms in connection with the diffusion of radioactive wastes, which sometimes also have a high content of non-radioactive heavy metals, may well be compared to those occurring in the case of chemo-toxic waste.

W. Brewitz

Das Programmpaket EMOS zur Analyse der Langzeitsicherheit von Endlagern

Radioaktive und chemisch-toxische Abfälle müssen zur langfristigen Isolierung von der Biosphäre im tiefen geologischen Untergrund gelagert werden. Dabei entsteht ein Endlagersystem, das üblicherweise unterteilt wird in den Nahbereich mit den unterirdischen Einlagerungsorten, die Geosphäre und die Biosphäre. Seine Langzeitsicherheit muß wegen der langen Zeiträume und der Vielzahl der Prozesse mit Computerprogrammen analysiert werden. Hierzu wird das Programmpaket EMOS eingesetzt. Es hat in der Vergangenheit erfolgreich an mehreren internationalen Studien teilgenommen und wurde außerdem bei den Planfeststellungsverfahren für die Endlager Konrad und Morsleben eingesetzt. Es ist universell für Endlager mit radioaktiven und chemisch-toxischen Abfällen in Salz-, Granit- und anderen Formationen verwendbar.

Studie	Zeitraum	Version
PSE: Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung <i>Project safety studies final disposal</i>	1980 – 1984	1
Konrad: Sicherheitsanalyse für Planfeststellungsverfahren <i>Safety analysis for the application procedure</i>	1984 – 1986	2
PAGIS: Performance assessment of geological isolation systems for radioactive waste	1982 – 1987	3
PACOMA: Performance assessment of confinements for medium-level and alpha-contaminated waste	1987 – 1991	3
SAM/SEK: Systemanalysen Mischkonzept/ Systemanalysen Endlagerkonzepte <i>System analyses dual-purpose repositories/ concepts for final repositories</i>	1987 – 1992	4
EVEREST: Evaluation of elements responsible for the effective engaged dose rates associated with the final storage of radioactive waste	1992 – 1994	5
Entwicklung eines Nahbereichmodells zur Langzeitsicherheitsanalyse von Salzkavernen mit chemisch-toxischen Abfällen <i>Development of a near-field model for long-term safety assessments of salt cavern with chemical toxic wastes</i>	1993 – 1996	5
ERAM: Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben <i>Final repository for radioactive wastes Morsleben</i>	seit 1993 <i>since 1993</i>	
SPA: Spent fuel performance assessment	1996 – 1999	
LASI: aktualisierte Langzeitsicherheitsanalyse <i>Renewed long-term safety analysis</i>	1996 – 1999	

Historie der EMOS-Entwicklung und durchgeführte integrierte Studien.
 nationale Forschungs- und Entwicklungsarbeiten
 gemeinsame Finanzierung mit der europäischen Gemeinschaft
 Unterlagen für nationale Planfeststellungsverfahren

History of development of EMOS and performed integrated studies
 national research and development activities
 jointly financed with the European Community
 documents for national licensing application procedures

Das Programmpaket EMOS (**E**ndlagerbezogene **M**odellierung von **S**zenarien) wurde im Auftrag des Bundesforschungsministeriums (BMFT, später BMBF) 1980 bis 1998 entwickelt. Es besteht aus jeweils mehreren Rechenprogrammen für das Nahfeld, die Geo- und die Biosphäre. Darüber hinaus existieren Programme für probabilistische Rechnungen zur Berücksichtigung von Datenunsicherheiten sowie für das Prä- und Postprocessing.

EMOS unterliegt dem Qualitätsmanagement nach ISO 9000, d. h. Programmverwaltung und Änderungsverfahren unterliegen GRS-internen Richtlinien. Die Programme wurden getestet und bewährten sich bei nationalen und internationalen Vergleichsrechnungen.

EMOS kann bei folgenden Aufgaben eingesetzt werden:

- Unterstützung bei der Auswahl eines Endlagerstandorts,
- Steuerung der Standorterkundung,
- Steuerung von Forschung und Entwicklung,
- Optimierung technischer Endlagerkonzepte,
- Bewertung der Sicherheit in Planfeststellungsverfahren.

Es wurde bislang vorwiegend bei Studien für Endlager in Salzgesteinen eingesetzt, bei einigen auch für Endlager in Sedimentgestein und Granit. Einlagerungsbereiche waren dabei bergmännisch aufgefahrene Grubengebäude oder gesolte Kavernen. Es wurden radioaktive und chemisch-toxische Abfälle berücksichtigt.

Methodische Vorgehensweise

Schadstoffe der eingelagerten Abfälle werden durch wässrige Lösungen mobilisiert und in Richtung Geosphäre freigesetzt. Nach dem Transport mit dem tiefen Grundwasser gelangen die Schadstoffe in das oberflächennahe Grundwasser und von dort in die Biosphäre.

Die Exposition wird im Falle radioaktiver Substanzen über den Transport in der Biosphäre berechnet, im Falle chemisch-toxischer Substanzen werden die Konsequenzen aus den Schadstoffkonzentrationen im oberflächennahen Grundwasser bestimmt. Unsicherheiten in den Eingangsdaten und den Modellen werden

durch Parametervariationen und durch probabilistische Rechnungen berücksichtigt.

Eine Sicherheitsanalyse kann sowohl deterministisch als auch als Monte-Carlo-Simulation durchgeführt werden. Das Endlagersystem wird in jedem Fall deterministisch ausgewertet. Die beiden Vorgehensweisen unterscheiden sich im Ablauf darin, daß die Schadstoffausbreitung bei einer deterministischen Rechnung nur einmal mit festen Eingangsdaten berechnet wird. In einer Monte-Carlo-Simulation hingegen wird die Schadstoffausbreitung einige hundert bis einige tausend Mal mit verschiedenen Eingangsdatensätzen berechnet, die zuvor als Stichproben aus den Verteilungsfunktionen der Eingangsparameter gezogen wurden.

Modulare Struktur

Um auf unterschiedliche Einsatzzwecke flexibel reagieren zu können, wurde EMOS in Module aufgeteilt. Für die Teilbereiche des Endlagersystems existieren jeweils mehrere Rechenmodule, die unabhängig voneinander eingesetzt werden können. Um dies zu veranschaulichen, werden sie für den Nahbereich näher erläutert.

Repos ist das älteste Modul und wurde in einer ersten Version bereits 1984 im "Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung" eingesetzt. Es berechnet die Schadstofffreisetzung aus Grubengebäuden im Salzgestein oder in einer Sedimentformation. Die Geometrie der Grubengebäude kann durch Aufteilung in Segmente variiert werden. Der Schadstofftransport wird von Segment zu Segment berechnet. Ihre Verknüpfung ist baumförmig vom Laugenzutrittsort zu den Einlagerungsorten.

Das Modul Lopos ist die neueste Entwicklung zur Berechnung der Schadstofffreisetzung aus einem Salzstock. Es verwendet als Erweiterung zu Repos eine Verknüpfung der Segmente des Grubengebäudes in Form eines Netzwerks. Dadurch ist es möglich, innerhalb des Grubengebäudes zirkulierende Laugen- und Schadstoffströme zu berücksichtigen.

In Repos und Lopos ist die Gebirgskonvergenz der wesentliche Antriebsmechanismus für die Freisetzung der Schadstoffe, d.h. das Kriechen von Steinsalz in die Resthohlräume des Grubengebäudes. Dadurch werden kontaminierte Lösungen aus den Einlagerungsorten in Richtung Biosphäre gepreßt. Die Schadstoffe werden

den advektiv, konvektiv, dispersiv und diffusiv durch das Grubengebäude transportiert, wobei Sorption, Ausfällung und radioaktiver Zerfall berücksichtigt werden. Mögliche Einlagerungsorte sind Bohrlöcher, Strecken und Kammern.

Das Modul Grapos berechnet die Schadstofffreisetzung aus dem Nahbereich eines Endlagers im Granit oder in Tonen. In diesem Fall sind die Abfallgebände in Bohrlöchern gelagert und von einer Bentonit-Barriere umgeben. Für die Schadstoffe wird ein diffusiver Transport durch die Barriere angenommen, wobei Sorption und radioaktiver Zerfall berücksichtigt werden.

Im Modul Kactos wird als Einlagerungsort eine gesolte Kaverne modelliert, die mit chemisch-toxischen Abfällen gefüllt ist. Die Schadstoffe werden durch Gebirgskonvergenz mit einer im Störfall zutretenden Lauge ausgepreßt und direkt in die Biosphäre transportiert. Der Transport erfolgt advektiv, diffusiv und dispersiv unter Berücksichtigung von Sorption und Ausfällung.

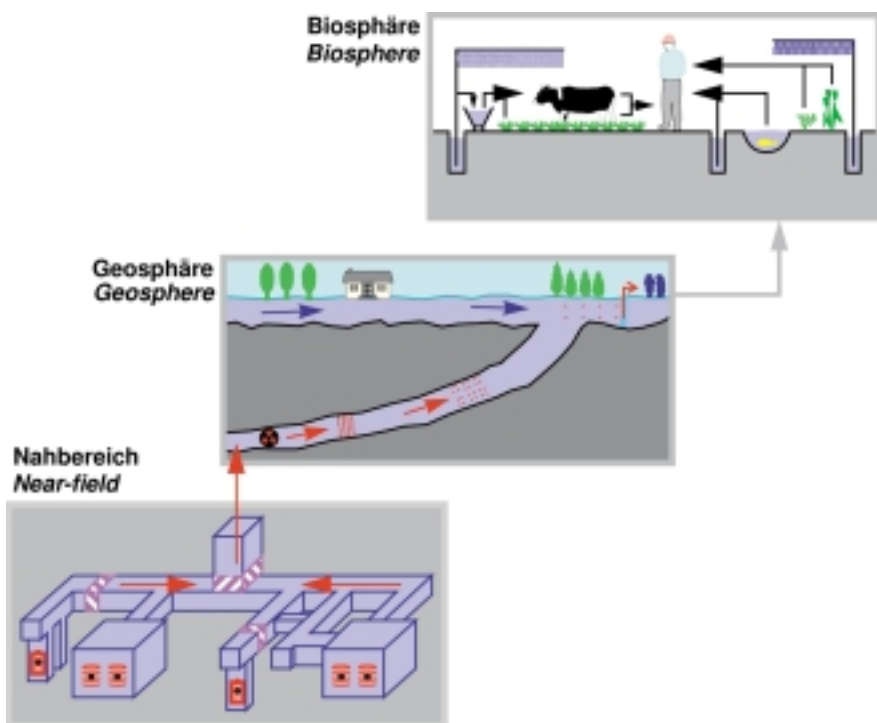
Die Module für die anderen Teilbereiche des Endlagersystems sind entsprechend für ihren jeweiligen Einsatz entwickelt worden. Auch Module zur Durchführung von Monte-Carlo-Simulationen sind vorhanden.

Durch Kopplung der Module, d. h. durch Hintereinanderausführung von Rechnungen mit jeweils einem Modul für den Nahbereich, die Geosphäre und die Biosphäre, werden die Freisetzung und der Transport von Schadstoffen durch ein Endlagersystem berechnet.

Bedienung des Programmpaketes

Die Dateneingabe sowie die Durchführung und Auswertung von Rechnungen erfolgen über grafische Oberflächen, die als XWindows-Anwendungen unter dem Betriebssystem Unix entwickelt wurden. So dient die Oberfläche EmosRun zur Eingabe von Informationen für einen Rechenlauf, zum Start eines Rechenlaufs und zum Start weiterer Bedienungsflächen für die Dateneingabe.

Die Postprozessoren zur Auswertung sowie zur grafischen und tabellarischen Darstellung von Ergebnissen werden über ein gemeinsames Hauptmenü gestartet, jeder Postprozessor wird aber in einem eigenen

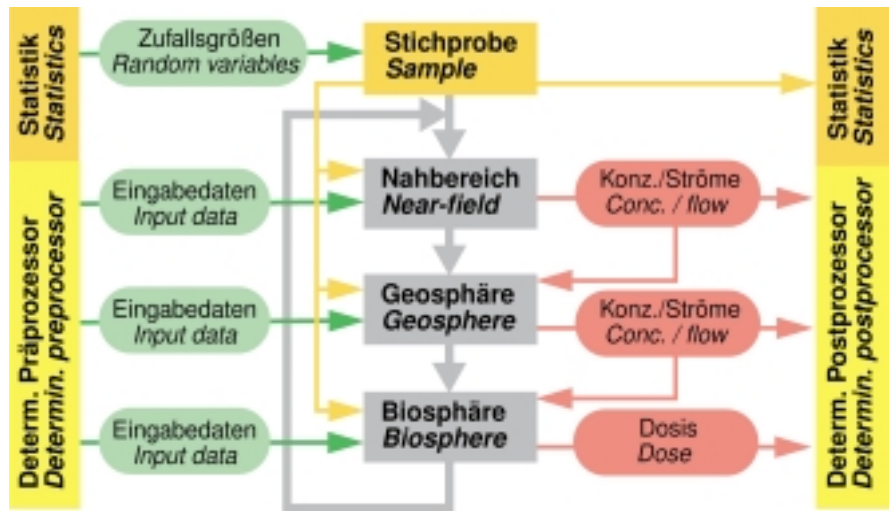


Teilbereiche eines Endlagersystems.
Parts of a repository system.

Fenster dargestellt. Über einen Menüpunkt "Hilfe" kann jeweils interaktiv eine Bedienungsanleitung geöffnet werden. Neben der Ausgabe auf PostScript-Druckern ist eine Dateiausgabe im PostScript-Format möglich, wobei der Grafiktransfer zur Textverarbeitung und anderen Anwendungen über das eps-Format erfolgt.

Ausblick

Die Module werden auch künftig weiterentwickelt, wenn neue Erkenntnisse vorliegen, z. B. bei der Auswahl neuer Endlagerformationen. Auch die Bedienungsoberflächen werden weiterentwickelt, um z. B. die grafische Darstellung der Strukturen von Grubengebäuden zu verbessern oder um neue Auswertungsverfahren bei probabilistischen Rechnungen zu implementieren.

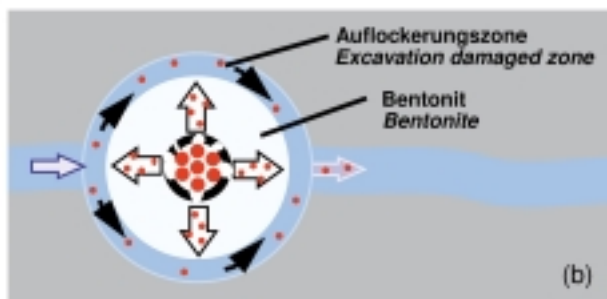


Ablauf einer EMOS-Rechnung Grey: Rechenschleife
 Procedure of an EMOS calculation Grey: calculation loop

The EMOS code package for the analysis of the long-term safety of final repositories

Radioactive and hazardous wastes have to be stored in deep geological underground for the isolation from the biosphere in the long run. This results in a repository system which is usually subdivided into the near-field with the underground emplacement locations, the geosphere and the biosphere. Its long-term safety has to be analysed by means of computer codes due to the long periods of time and the multitude of processes. For this purpose, the EMOS code package is applied. In the past, it successfully participated in international studies and was also applied in the plan approval procedure for the Konrad and Morsleben final repositories. It is a multipurpose tool applicable for final repositories with radioactive and hazardous wastes in salt-, granite- and other formations.

The EMOS (*Endlagerbezogene Modellierung von Szenarien* – repository-related modelling of scenarios) code package was developed on behalf of the Federal Ministry for Education and Research (BMBF, formerly BMFT) from 1980 to 1998. It consists of several computer codes for the near-field, geosphere and biosphere, respectively. Moreover, there are codes for probabilistic calculations to take into account data uncertainties and for the pre- and post-processing.



Legende / Legend:

- a) Modellierung der Segmentstrukturen in den Modulen Repos und Lopos
- b) Nahbereichmodell für ein Grubengebäude in Granit (Grapos)
- c) Nahbereichmodell einer Kaverne für chemisch-toxische Abfälle (Kactos)
- a) Modelling of the section structures of the modules Repos and Lopos
- b) Near-field model of a repository in granite (Grapos)
- c) Near-field model of a cavern with chemical toxic wastes (Kactos)

Nahbereich: / Near field:	
Repos	Transportmodell für baumförmige diskrete Grubengebäudestrukturen <i>Transport code for tree-like structured discrete repositories</i>
Lopos	Transportmodell für netzwerkartige diskrete Grubengebäudestrukturen <i>Transport code for discrete repositories structured as a network</i>
Kactos	1d-Transportmodell für Kavernen mit Chemieabfällen <i>1d transport code for caverns with chemical wastes</i>
Grapos	1d-Transportmodell für die Nahbereichsbarrieren im Hartgestein <i>1d transport code for the near field barriers in hard rock</i>
Geosphäre: / Geosphere:	
Chetlin	1d-Transportmodell für poröse Medien mit linearer Sorption <i>1d transport code for porous media with linear sorption</i>
Chetnis	1d-Transportmodell für poröse Medien mit nichtlinearer Sorption <i>1d transport code for porous media with non-linear sorption</i>
Chetmad	1d-Transportmodell für geklüftet-poröse Medien mit Matrixdiffusion <i>1d transport code for porous media with matrix diffusion</i>
Trapic1d	1d-Transportmodell für poröse Medien mit Berücksichtigung von Kolloiden <i>1d transport code for porous media with colloids considered</i>
Biosphäre: / Biosphere:	
Excon	Strahlenexpositionen berechnet aus der Grundwasserkontamination <i>Radiation exposures calculated from ground water contamination</i>
Exmas	Strahlenexpositionen berechnet aus dem Aktivitätseinstrom <i>Radiation exposures calculated from activity inflow</i>

Module des Programmpakets EMOS. Die 3 obersten Module sind geeignet für Endlager in Salzgestein

Modules of the program package EMOS. The 3 upmost modules are suitable for final repositories in salt rock

EMOS is subject to quality management according to ISO 9000, i.e. code administration and modification procedures are subject to GRS-internal guidelines. The codes were tested and proved to be successful in national and international comparative calculations.

EMOS can be applied for the following tasks:

- support in the choice of the location of a repository,

- steering of site exploration,
- steering of research and development,
- optimisation of technical repository concepts,
- safety assessments in plan approval procedures.

Up to now, it was mainly applied for studies on final repositories in salt rock, and for some studies on final repositories in sedimentary rock and granite. Em-

placement areas were, in this respect, mined cavities or solution-mined caverns. Radioactive and hazardous wastes were considered.

Methodical procedure

Contaminants contained in the stored wastes are mobilised by aqueous solutions and released towards the geosphere. After transport with the deep ground water, the contaminants get into the ground water near to the surface and from there into the biosphere.

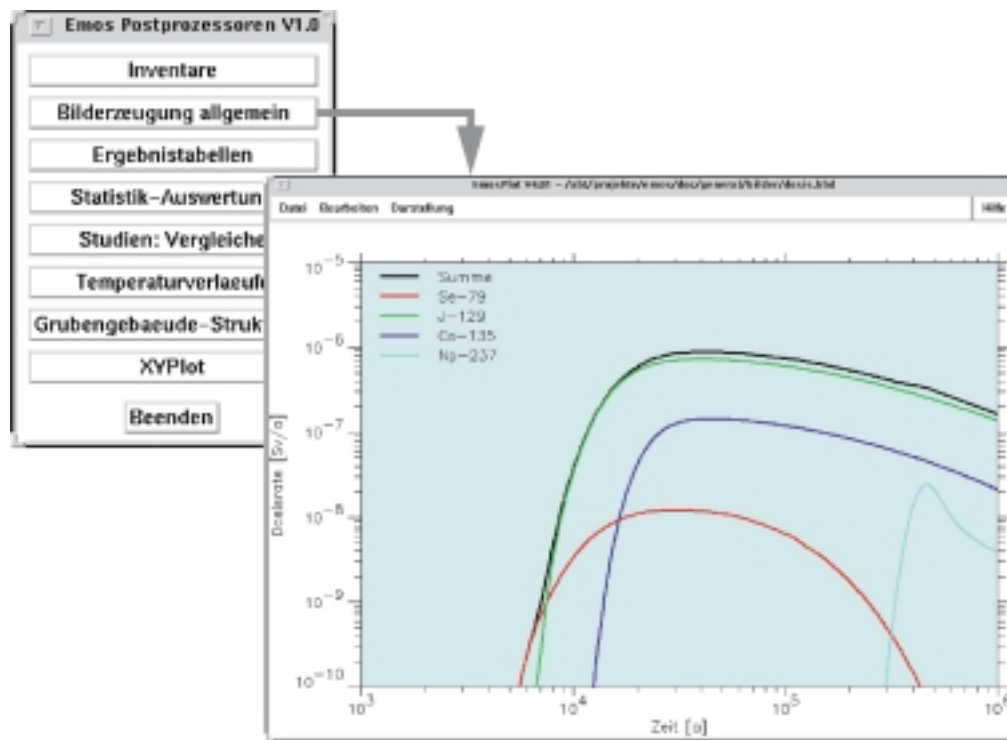
For radioactive substances, the exposure is calculated via the transport in the biosphere, for chemo-toxic substances the consequences are determined from the concentrations of contaminants in the groundwater near to the surface. Uncertainties in the input data and the models are considered by parameter variations and by probabilistic calculations.

A safety analysis can be performed both deterministically and as Monte-Carlo-simulation. In any case, the repository system will be evaluated deterministically. The procedure of the two approaches is different since contaminant migration is only calculated once with fixed input data in the case of a deterministic calculation. However, in a Monte-Carlo-simulation, contaminant migration is calculated some hundreds up to some thousands of times with different input data sets drawn as samples from the distribution functions of the input parameters before.

Modular structure

To enable a flexible response to the different application purposes, EMOS was divided into modules. For the different parts of the repository system there are several calculation modules each, which can be applied independently. To demonstrate this, they are explained in more detail for the near-field.

Repos is the eldest module and was already applied in 1984 in a first version in "Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung" (project safety studies waste management). It calculates the release of contaminants from mines in salt rock or in a sedimentary formation. The geometry of the mine can be varied by segmentation. The transport of contaminants is calculated from segment to segment. They are



Hauptmenü der Postprozessoren (links oben) und Fenster des Postprozessors EMOS-Plot
 Main menu of the post-processors (upper left) and main window of the post-processor EMOS-Plot

linked in form of a tree from the brine access location to the emplacement locations.

The Lopos module is the latest development to calculate the contaminant release from the salt dome. As an upgrade of Repos it uses a linkage of the segments of the mine in form of a network. This makes it possible to consider brine and contaminant flows circulating within the mine.

In Repos and Lopos, rock convergence is the essential driving force for the release of contaminants, i.e. the creeping of rock salt into the residual cavities of the mine. By this, contaminated solutions from the emplacement locations are pressed towards the biosphere. The contaminants are transported through the mine advectively, convectively, dispersively and diffusively, considering sorption, precipitation and radioactive decay. Possible emplacement locations are bore holes, drifts and chambers.

The Grapos module calculates the release of contaminants from the near-field of a repository in granite or clays. In this case, the waste packages are stored in boreholes and encased by bentonite barriers. A diffusive transport through the barrier is assumed for the contaminants, considering sorption and radioactive decay.

In the Kactos module, a solution-mined cavern is modelled as emplacement location filled with hazardous wastes. The contaminants are pressed out by rock convergence with intruding brine in case of an incident and are directly transported into the biosphere. They are transported advectively, diffusively and dispersively, considering sorption and precipitation.

The modules for the other parts of the repository system have been developed according to their specific field of application. There are also modules to perform Monte-Carlo-simulations.

The transport of contaminants through a final repository and their release from it are calculated by coupling of the modules, i.e. sequential calculations with one module each for the near-field, the geosphere and the biosphere.

Handling of the code package

The data input as well as performance and evaluation of calculations take place via graphical user interfaces which have been developed as X-Windows applications under the Unix operating system. The EmosRun user interface serves to enter information for a calculation, to start a calculation and to start other user interfaces for the data input.

The post-processors for the evaluation of both graphical and tabular representations of results are started via a common main menu, but each post-processor is shown in a separate window. A corresponding direction for use can be opened interactively via the "help" menu. In addition to the output on Post-Script printers, a transfer of graphics to word-processors and other applications is possible via the EPS-format.

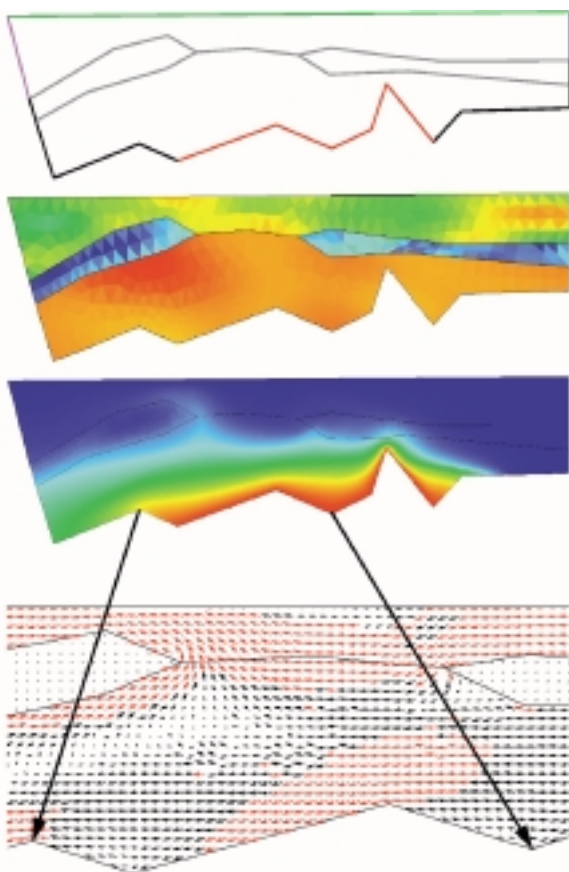
Outlook

The modules will be developed further once new findings are available, e.g. with regard to the choice of new repository formations. The further development of user interfaces will also be continued, e.g. to improve the graphical representation of mine structures or to implement new evaluation methods for probabilistic calculations.

D. Buhmann

d^{3f} – Ein neues Rechenprogramm zur Modellierung dichteabhängiger Grundwasserströmungen

Dichtebeeinflusste Grundwasserströmungen treten in den verschiedensten hydrogeologischen Bereichen auf und sind deshalb von erheblichem Interesse. So können sich in Küstenbereichen als Folge von Trinkwassergewinnung, Bewässerung oder Abpumpen von Poldergebieten, die Grenzbereiche zwischen Salz- und Süßwasser verlagern. Inselbewohner sind zur Deckung ihres Trinkwasserbedarfs häufig auf die Vorräte in den Süßwasserlinsen unter den Inseln angewiesen. Durch übermäßige Wasserentnahme kann es zum Aufstieg von Salzwasser, dem sogenannten Upconing, kommen. Bei der Endlagerung von gefährlichen Abfällen in Salzstöcken sind die Grundwasserströmung im Deckgebirge und ein möglicher Transport radioaktiver oder chemisch-toxischer Schadstoffe von besonderer Bedeutung. Ihre Simulation sind wesentliche Bestandteile einer Langzeitsicherheitsanalyse.



Generischer Testfall Salzdom. Im oberen Teil sind die Randbedingungen farbig: schwarz: impermeable Ränder; rot: Kontaktbereich zum Salzstock; blau: hydrostatische Randbedingung mit Konzentration 0 (Einstromrand); grün: Grundwasserneubildung; violett: Ausstromrand; grau: Grenzen zwischen den hydrogeologischen Einheiten. Im mittleren Teil ist der natürliche Logarithmus der Permeabilitäten dargestellt, dabei sind die größten Permeabilitäten rot und die kleinsten blau. Die Permeabilitäten sind isotrop, die Korrelationsfunktionen anisotrop modelliert. Im unteren Teil ist die Konzentrationsverteilung und ein vergrößerter Ausschnitt des Strömungsfeldes dargestellt.

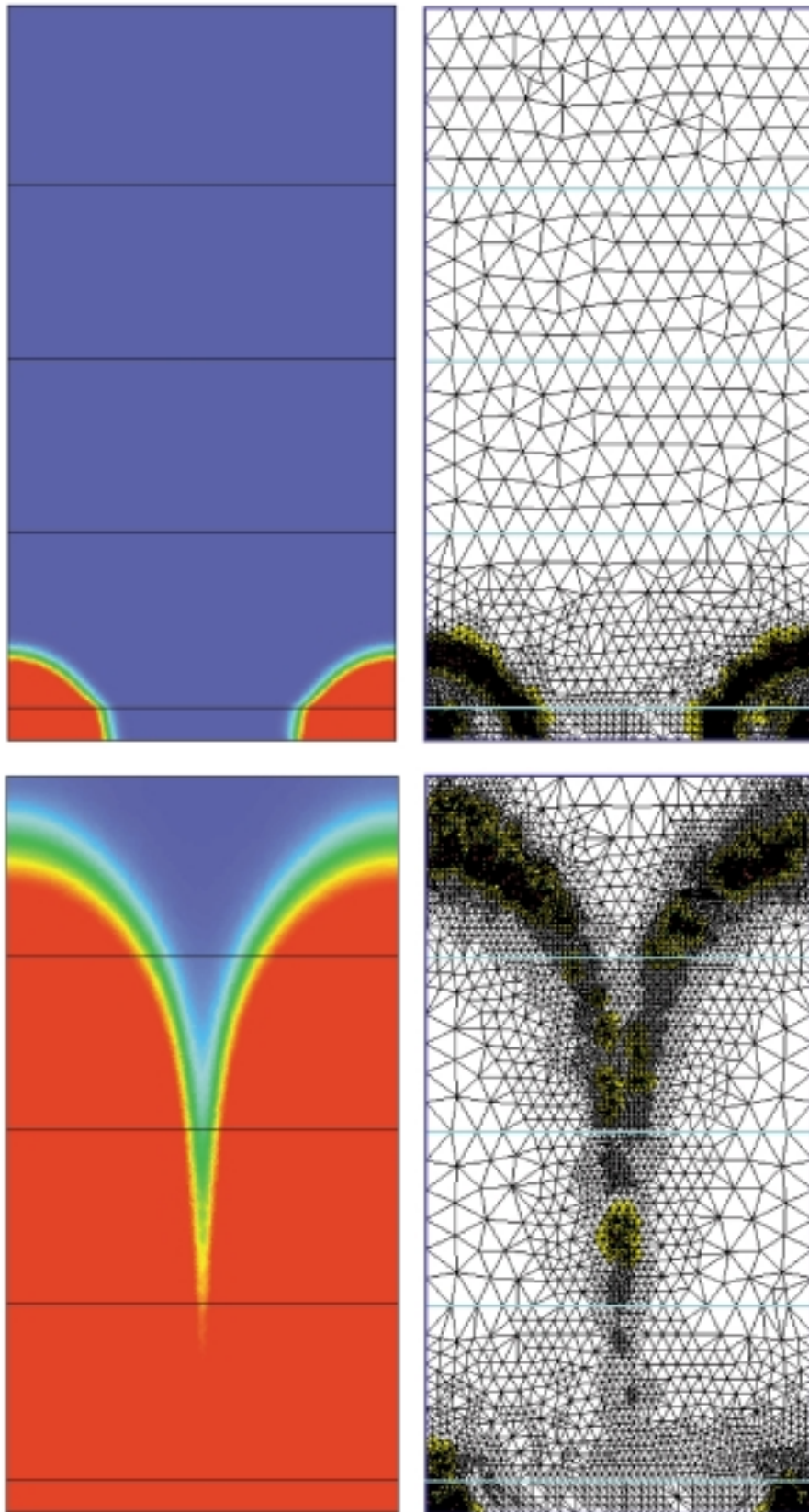
Generic test case salt dome. In the upper section, the boundary conditions are represented in colour: black: impermeable edges; red: area of contact with the salt dome; blue: hydrostatic boundary condition with zero concentration (influx edge); green: new generation of ground water; violet: efflux edge; grey: boundaries between the hydrogeological units. In the middle section, the natural logarithm of the permeability is plotted; the highest permeabilities are indicated in red, and the lowest are indicated in blue. The permeabilities are modelled isotropically, and the correlation functions anisotropically. At the bottom, the concentration distribution and an enlarged section of the flow field are indicated.

Die Entwicklung des Programmpakets d^{3f} unter der Projektleitung der GRS hat der BMBF von 1994 bis 1998 gefördert. Beteiligt waren die ETH Zürich (Prof. Dr. W. Kinzelbach), die Universität Erlangen-Nürnberg (Prof. Dr. P. Knabner), die Universität Freiburg (Prof. Dr. D. Kröner), die Universität Bonn (Prof. Dr. M. Rumpf), die Universität Stuttgart (Prof. Dr. G. Wittum) und die Universität Hannover (Prof. Dr. W. Zielke). Außerdem war die Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) und die GRS im Rahmen eigener Forschungsvorhaben involviert. Das BfS war beratend tätig, um den gewünschten Leistungsumfang des Rechenprogramms, der für Analysen der Langzeitsicherheit benötigt wird, sicherzustellen. Es sollte in der Lage sein, in praktikablen Rechenzeiten die Grundwasserbewegung für große, dreidimensionale und komplexe hydrogeologische Gebiete unter Berücksichtigung der Salinität möglichst realitätsnah zu berechnen. d^{3f} ist ein Akronym für **d**istributed **d**ensity-**d**riven **f**low. Dabei soll distributed andeuten, daß d^{3f} auch auf mehrere Prozessoren verteilt, also auf Workstationclustern oder massiv-parallelen Rechnern eingesetzt werden kann.

Das Programmsystem d^{3f}

d^{3f} besteht aus drei eigenständigen Programmen, dem Präprozessor, dem Simulator und dem Postprozessor. Der Simulator baut auf der Software-Toolbox „**U**nstructured **G**rids“ (UG) der Universitäten Stuttgart/Heidelberg auf. Diese Toolbox dient zur Lösung von partiellen Differentialgleichungen auf unstrukturierten Gittern. Sowohl Prä- als auch Postprozessor wurden unter Verwendung der Programmierumgebung für graphische Darstellungen „**G**RAPHICAL **P**ROGRAMMING **E**NVIRONMENT“ (GRAPE) der Universitäten Bonn/Freiburg programmiert.

Der Präprozessor ist ein interaktives Werkzeug mit graphischer Oberfläche, mit dem alle Modelldaten, die für eine Simulation benötigt werden, erzeugt oder editiert werden können. Ein Schwerpunkt ist der Aufbau und die Bearbeitung eines geometrischen Modells als Eingangsgröße für den Simulator. Ausgehend von einem digitalisierten hydrogeologischen Vertikalschnitt wird die Geometrie eines zweidimensionalen Modells erzeugt, dreidimensionale Geometrien werden sukzessiv aus



Adaptivität des Rechengitters. Links ist die Konzentration, rechts das zugehörige Gitter dargestellt.

Adaptivity of the computing grid; concentration plotted on the left, associated grid indicated on the right

Modelloberkante und Tiefenlinienplänen der einzelnen hydrogeologischen Einheiten aufgebaut.

Im Simulator werden die vom Präprozessor gelieferten Geometrien in ein unstrukturiertes Gitter umgewandelt. Die räumliche Diskretisierung wird nach der Finite-Volumen-Methode durchgeführt. Im Falle von advektionsdominierten Strömungen stehen verschiedene Upwind-Verfahren zur Stabilisierung des Lösungsalgorithmus zur Verfügung. Dabei wird der sog. Gittereffekt, ein genereller Nachteil aller Upwind-Methoden, durch eine Aligned-Finite-Volumen-Diskretisierung reduziert. Um die Anzahl der Unbekannten für große Modellgebiete möglichst gering zu halten, werden sowohl das Gitter als auch die Zeitschrittweite mit Hilfe von a-posteriori-Fehlerschätzern adaptiv verfeinert bzw. vergrößert und somit optimal an die Strömungsvorgänge angepaßt.

Für die Lösung werden Mehrgitterverfahren verwendet, wobei die Gleichungen nach einem Newton-Verfahren linearisiert werden. Zur Lösung der zeitlichen Komponente stehen ein implizites Euler-Verfahren und ein Feinschritt-Theta-Verfahren, dessen bekannteste Variante der Crank-Nicolson-Algorithmus ist, zur Verfügung. Der Simulator kann auf Workstations, auf Workstation-Clustern und auf massiv-parallelen Rechnern eingesetzt werden. Beim Einsatz auf Mehrprozessor-Rechnern wird die Lastverteilung dynamisch durchgeführt, d.h. nach Verfeinerung bzw. Vergrößerung des Gitters wird automatisch dafür gesorgt, daß die Last wieder gleichmäßig auf alle Prozessoren verteilt wird (dynamic load balancing).

Im Postprozessor werden die Rechenergebnisse, deren Umfang enorm groß werden kann, visualisiert. Die Möglichkeit, Animationen zu erstellen, verbessert erheblich das Verständnis der komplexen Vorgänge bei Dichteströmungen.

Anwendungen

Zur Verifizierung von d^{3f} wurden unterschiedliche Testrechnungen erfolgreich durchgeführt. Dazu gehören Benchmark-Rechnungen mit vorgegebenen analytischen Druck- und Konzentrationsfeldern. Diese Felder werden in die Differentialgleichungen eingesetzt und erzeugen, da sie keine Lösungen der Gleichungen sind,

Defekterme. Interpretiert man diese als Quellen bzw. Senken, müssen sich als Ergebnis der Simulation die vorgegebenen Druck- und Konzentrationsfelder ergeben. Der Test zeigte eine Maximalabweichung für den Druck von weniger als 0,05 % und für die Konzentration von weniger als 1 %.

Zweidimensionales heterogenes Modellgebiet

Dieser generische Testfall beschreibt einen gut leitenden Aquifer über einem Salzstock. Die großskaligen Heterogenitäten sind explizit modelliert, während die kleinskaligen über stochastische Permeabilitätsverteilungen in den einzelnen Einheiten berücksichtigt werden. Dieser Aquifer ist durch ein Fenster in der schwach durchlässigen Trennschicht mit dem oberen Aquifer verbunden. Die mittlere Permeabilität des oberen Aquifers beträgt $1,0 \cdot 10^{-12} \text{ m}^2$, die

des unteren $5,0 \cdot 10^{-12} \text{ m}^2$ und die der Trennschicht $1,0 \cdot 10^{-14} \text{ m}^2$. In allen Einheiten variiert die Permeabilität um ca. eine Zehnerpotenz. Das Strömungsfeld wird von dem oberen Aquifer erzeugt. Von rechts kommt Frischwasser aus dem oberstromliegenden Teil des Aquifers und verläßt links das Modellgebiet in die stromabwärtsliegende Fortsetzung dieses Aquifers.

Dreidimensionales Modell eines Deckgebirges

In diesem Testfall wurde das vorhergehende Modell auf drei Dimensionen erweitert. Anstelle der Permeabilitätsverteilungen wurden die Mittelwerte der Permeabilitäten benutzt.

Dieses Modell mit ca. 2,8 Millionen Unbekannten wurde auf einer Cray-T3E mit 256 Prozessoren in ca. 10 Stunden CPU-Zeit

berechnet. Auch in diesem relativ einfachen dreidimensionalen Testfall zeigen sich Phänomene, die im Zweidimensionalen nicht auftreten können. Es treten Konvektionswalzen auf, die senkrecht auf der zweidimensionalen Modellebene stehen.

Ausblick

Für d^3f bieten sich künftig folgende Aufgaben an: Modellierung von Salzwasserintrusion im Küstenbereich oder Salzwasseranstieg in Brunnen und Grundwasserbewegungen in der Umgebung von Salzstöcken. Bei der Modellierung von Dichteströmungen wurden durch die Entwicklung von d^3f enorme Fortschritte erzielt. Gleichwohl sind diese Modellierungen immer noch eine Herausforderung für den Wissenschaftler und die erforderliche Hardware.

d^3f – A New Computer Code for Modelling Density-Dependent Ground Water Flow

Density-dependent ground water flows occur in a wide variety of hydrogeological fields and are therefore of considerable interest. For example, in coastal areas, the boundary zones between salt water and fresh water may relocate as a result of the abstraction of drinking water and the irrigation or draining of diked land. Island residents must frequently draw drinking water from the lenticular fresh water reservoirs under the islands in order to satisfy their requirements. Excessive withdrawal of water can easily result in the ascent of salt water, so-called upconing. In conjunction with the final disposal of hazardous wastes in salt domes, knowledge of the ground water flow in the overburden of the salt domes and thus of a possible transport of radioactive or chemo-toxic pollutants is of paramount importance. Its simulation is an essential component of a long-term safety analysis.

The development of the d^3f code package between 1994 and 1998 under the project co-ordination of GRS was funded by the BMBF. Taking part in the development were ETH Zürich (Prof. Dr. W. Kinzelbach), the University of Erlangen-Nürnberg (Prof. Dr. P. Knabner), the University of Freiburg (Prof. Dr. D. Kröner), the University of Bonn (Prof. Dr. M. Rumpf), the University of Stuttgart (Prof. Dr. G. Wittum) and the University of Hanover (Prof. Dr. W. Zielke). Furthermore, the Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (BGR) and GRS were also involved within the scope of their own research projects. The BfS acted as consultant to ensure the desired performance features of the code that are required for long-term safety analyses. The objective was the design of a computer code that is capable of calculating the

ground water movement with due consideration of the salinity for large, three-dimensional and complex hydrogeological regions as realistically as possible within reasonable calculation time. d^3f is an acronym for **d**istributed **d**ensity-**d**riven

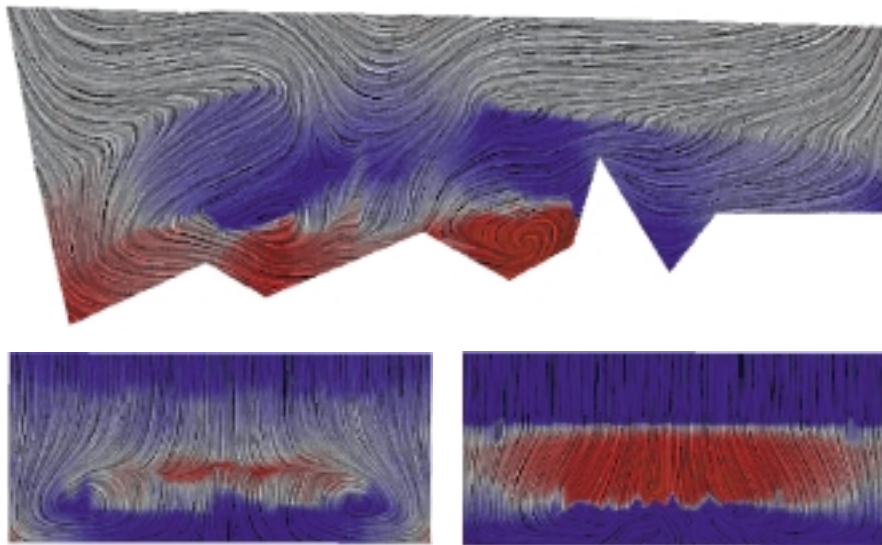
flow. The term "distributed" is intended to imply that the application of d^3f can also be distributed over several processors, i. e. over workstation clusters or massively parallel computers.

The d^3f code system

The d^3f code package consists of three independent codes: the preprocessor, the simulator, and the postprocessor. The simulator is based on the Software Toolbox "Unstructured Grids" (UG) of the Universities of Heidelberg and Stuttgart. This toolbox is used for solving partial differential equations on unstructured grids. The preprocessor as well as the postprocessor were developed using the "GRAphical Programming Environment" (GRAPE) for graphical representation of the Universities Bonn/Freiburg.



Dreidimensionales Modell eines Deckgebirges
Three-dimensional overburden model



Konvektion. Stromlinien in einer vertikalen Längsebene (oben), stark vergrößerte Darstellung von Stromlinien in zwei vertikalen Querebenen (unten)

Convection. Streamlines in a vertical longitudinal plane (top); highly magnified illustration of streamlines in two vertical transverse planes (bottom)

The preprocessor is an interactive tool with a graphical user interface by means of which all model data which are required for a simulation can be generated or edited. A major function is the construction and processing of a geometrical model as input for the simulator. The geometry of a two-dimensional model is derived from a digitised vertical hydrogeological section, while three-dimensional geometries are successively constructed from the surface of the model and the subsurface contour maps of the individual hydrogeological units.

The geometries supplied by the preprocessor are converted to an unstructured grid by means of the simulator. Spatial discretisation is performed by the finite-volume method. Moreover, various upwind procedures for stabilising the solution algorithm are available to the user in the case of advection-dominated flow. The general disadvantage common to all upwind methods, the so-called grid effect, is reduced by an aligned-finite-volume discretisation. In order to keep the number of unknowns for large model regions as small as possible, the grid width as well as the time step widths are adaptively refined or coarsened by means of a-posteriori error estimators and thus optimally adapted to match the flow processes.

Linear multigrid techniques are applied as solution method; for this purpose, the equa-

tions are linearised by Newton methods. An implicit Euler method and a fine-step theta technique – the best-known version being the Crank-Nicolson algorithm – are available for solving the time component. The simulator can be employed on workstations, workstation clusters, and on massively parallel computers. If applied on multiprocessor computers, the load distribution is performed dynamically, i. e. after refining or coarsening of the grid it is automatically ensured that the load is again uniformly distributed over all processors (dynamic load balancing).

In the postprocessor, the results of the computations, which can be extremely comprehensive, are efficiently visualised. The possibility to create animations is quite useful for a better understanding of the complex processes involved in density-driven flow.

Applications

For verifying the d^{3f} computer code, a wide variety of different test calculations have been performed. These include benchmark calculations with given analytical pressure and concentration fields. These fields are inserted into the differential equations and generate defect terms, since they are not solutions of the equations. If these defect terms are interpreted as sources or sinks, the simulation must yield the given pressure and concentration

fields as a result. The test results indicated a maximum deviation less than 0.05% for the pressure and less than 1% for the concentration.

Two-dimensional heterogeneous model region

The following generic test case describes a highly conductive aquifer above a salt dome. The large-scale heterogeneities are modelled explicitly, whereas the small-scale heterogeneities are considered with the use of stochastic permeability distributions in the individual units. This aquifer communicates with the upper aquifer through a window in the separating stratum of low permeability. The average permeability of the upper aquifer is $1.0 \cdot 10^{-12} \text{ m}^2$, that of the lower aquifer $5.0 \cdot 10^{-12} \text{ m}^2$, and that of the separating stratum $1.0 \cdot 10^{-14} \text{ m}^2$. In all units, the permeability varies by about one power of ten. The flow field is generated by the upper aquifer. From the right, fresh water flows from the upstream section of the aquifer and continues from the model region into the downstream continuation of this aquifer on the left.

Three-dimensional overburden model

In this test case, the preceding model was extended to three dimensions. Instead of the permeability distributions, the average values of the permeabilities have been employed.

This model with about 2.8 million unknowns has been calculated on a Cray-T3E with 256 processors requiring about 10 hours of CPU time. Even in this relatively simple three-dimensional test case, the model exhibits phenomena which cannot occur in two dimensions. Convection rolls perpendicular to the two-dimensional model plane are observed.

Outlook

Future fields of application for d^{3f} include the following problems: Modelling of salt water intrusion in coastal areas or the ascent of salt water into wells, and ground water movements in the region surrounding salt domes. Despite the considerable progress in the field of density flow modelling achieved by the development of d^{3f}, such modelling still represents a challenge to modellers and hardware.

E. Fein, A. Schneider

Geotechnische Forschungsarbeiten im Endlagergestein Granit

In den Konzepten für die Endlagerung hochradioaktiver Abfälle werden neben Salz und Ton auch Granite als mögliche Wirtsgesteine in Betracht gezogen. Diesbezügliche Forschungsarbeiten werden in untertägigen Labors in Kanada, Schweden und in der Schweiz durchgeführt. Andere Nationen, z. B. Spanien und Frankreich, sind noch auf der Suche nach geeigneten Standorten für ein Labor im Granit. Deutschland ist durch internationale Kooperationsverträge an den Forschungsprojekten in der Schweiz und in Schweden beteiligt. Ziel ist der Aufbau von technischem Know-how und die Charakterisierung der spezifischen Eigenschaften von granitischen Gesteinen.

In Deutschland werden derzeit keine Untersuchungen im Granit durchgeführt, obwohl ausreichende Möglichkeiten bestehen /1/. Auf Beschluß des Bundes wurde im Januar 1999 ein Arbeitskreis eingerichtet, in dem die Kriterien zur Auswahl und Untersuchung von Standorten in alternativem Gestein, d. h. auch im Granit, beraten werden.

Forschungs- und Entwicklungsziele

Ziele der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sind:

- Entwicklung geotechnischer Verschlusssysteme,
- Charakterisierung hydrogeologischer Wegsamkeiten im Gebirge,
- Ermittlung der geochemischen Rückhalteigenschaften des Gebirges und
- sicherheitsanalytische Bewertung der Barrieren.

Ein kompakter Gebirgskörper, durchzogen von wasserführenden Klüften und Scheurungen, ist charakteristisch für granitische Formationen. Die bisherigen Endlagerkonzepte im Granit bauen deshalb auf einem Mehrbarrierensystem auf, das aus den Abfallbehältern, dem sie umgebenden Stollennahbereich und den überlagernden Gesteinsformationen besteht /2/.

Die Untersuchungen der GRS konzentrieren sich auf die Verschlusssysteme, die Gebirgshydraulik und die sicherheitsanalytische Konzeptbewertung, die dem Nachweis von Machbarkeit und Langzeitsicherheit der Endlagerkonzepte dienen.

Im Auftrag des BMWi und in Kooperationen führt die GRS z. Z. entsprechende Forschungsarbeiten im Felslabor Grimsel/Schweiz und im Hartgesteinslabor (HRL) Äspö/Schweden durch.

Felslabor Grimsel

Im Felslabor Grimsel werden im Rahmen des FEBEX-Erhitzer Versuches von der ENRESA (Nationale spanische Gesellschaft für die Entsorgung radioaktiver Abfälle) die Auswirkungen wärmeentwickelnder Abfälle auf ein hydraulisches

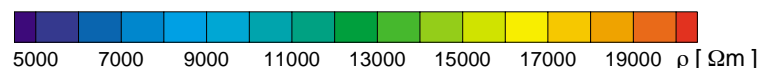
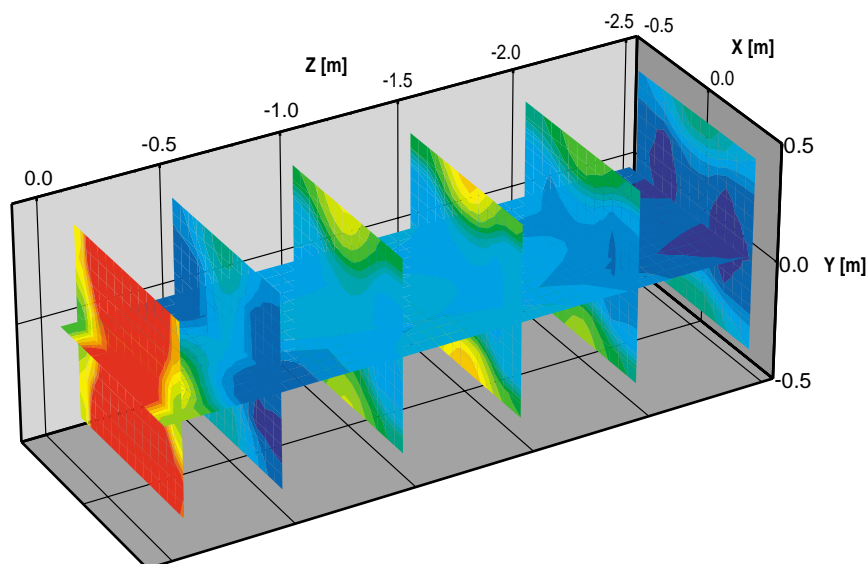
Verschlusssystem (Bentonit) im Maßstab 1:1 untersucht. Ermittelt werden das Abdichtverhalten des Bentonits und die Freisetzung von sorptiv gebundenen Gasen bei Temperaturen von max. 100 °C. Frühere Untersuchungen der GRS /3/ haben gezeigt, daß der Granit in seinen mechanischen Eigenschaften durch den Wärmeeintrag nicht nachhaltig beeinflusst wird.

Die Untersuchung der hydrogeologischen Eigenschaften der Granitmatrix und die Auswirkungen der Ventilation auf die Sättigungsverhältnisse war Aufgabe des Projektes „Zweiphasenfluß Nahfeld“. Die

Ergebnisse der untersuchten Sättigungsänderungen in der Matrix zeigen, daß diese Bereiche aufgrund hoher Kapillardrücke nicht ausgetrocknet werden und die Eintrittsdrücke für Gase über 5 MPa liegen können. In Kluftsystemen liegen diese Eintrittsdrücke nur wenige kPa über den Formationswasserdrücken. Das bedeutet, daß Gas ohne Verzögerung über diese Strukturen transportiert werden kann. Mit diesem Ventilationstestverfahren /4/ lassen sich auch die hydrogeologischen Parameter ermitteln, die für eine Berechnung der Makropermeabilität notwendig sind. Im Rahmen der Weiterentwicklung von zerstörungsfreien Meßverfahren wurden die Anwendungsmöglichkeiten der Gleichstromgeoelektrik und der Thermographie für bestimmte Fragestellungen aufgezeigt.

Hartgesteinslabor Äspö

Einen direkten Bezug hat das seit 1997 im Hartgesteinslabor Äspö durchgeführte „Zweiphasenfluß-Experiment“. Zusammen mit der BGR (Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, Hannover) werden von der GRS die Auswirkungen einer möglichen Gasfreisetzung aus einer Endlagerstrecke und der Gastransport auf stark wasserführende Klüfte untersucht. Im



GRS-Gleichstromgeoelektrik im homogenen kompakten Granit. Der gemessene elektrische Widerstand ist auch ein Parameter für die Sättigungsverteilung in der Gesteinsmatrix (rot = teilentsättigt und blau = wassergesättigt).

GRS DC-geoelectrics: resistivity distribution at different depths in the homogeneous compact granite. The electric resistivity is also a parameter for the saturation distribution in the rock matrix (red = partly desaturated, blue = water-saturated).

Experiment werden die für die Entwicklung und Absicherung von Modellen erforderlichen Gebirgskennwerte ermittelt. Schwerpunkte sind die Charakterisierung der potentiellen Fließwege zwischen der gering durchlässigen granitischen Matrix und den offenen, in sich heterogenen Kluftsystemen. Ziel der Modellierung ist ein dreidimensionales Modell für die Mehrphasen-, Mehrkomponentenströmung in porösgeklüfteten Medien. Die Programmentwicklung wird in Kooperation mit der TU Braunschweig durchgeführt. Die Modelle werden durch Vergleich mit den in situ erzielten Meßergebnissen (Geometrie der Kluft, Druckverteilung, Wasserzulaufmengen usw.) kalibriert. Am Ende steht die Prognose von langfristigen Veränderungen der Fließverhältnisse, wobei die Einflüsse einer Gasproduktion besonders berücksichtigt werden sollen.

Weitere Forschungsbereiche

Die geotechnischen Forschungsarbeiten im Granit stehen im Verbund mit anderen Aufgaben, die gleichermaßen relevant für eine Standorterkundung und eine darüber hinaus durchzuführende Gebirgscharakterisierung sind. An erster Stelle ist hier die

Langzeitsicherheitsanalyse zu nennen, die im Rahmen der Szenarienbeschreibung manche der erwähnten Forschungen eingeleitet hat.

Im Rahmen des EU-Projektes „Spent Fuel Performance Assessment“ hat die GRS Instrumentarien zur Durchführung einer Langzeitsicherheitsanalyse eines Endlagers für radioaktive Abfälle in Granit entwickelt. Erste Rechnungen unterstreichen dabei die Bedeutung der Verschlusssysteme für die Langzeitsicherheit und die langfristige Zurückhaltung von Actiniden. Freigesetzte schwach sorbierende Radionuklide führen zu Expositionen, die weit unterhalb der Grenzwerte liegen.

Schlußfolgerungen

Die Beteiligung der GRS an internationalen Projekten gewährleistet, daß der weltweit anerkannte Stand von Wissenschaft und Technik auch für die Konzipierung eines deutschen Endlagers verfügbar ist.

Die geotechnischen Forschungsarbeiten haben die Kenntnis über die Eigenschaften dieser alternativen Endlagerformation und Wirkung von Verschlusssystemen erheblich erweitert. Dies schließt auch die

aus hydraulischer Sicht bisher als Problem eingestuft Kluftsysteme ein. Hinsichtlich der Durchlässigkeiten dieser Strukturen und der damit verbundenen möglichen Folgen für den Schadstofftransport sind weitere experimentelle und sicherheitsanalytische Arbeiten erforderlich.

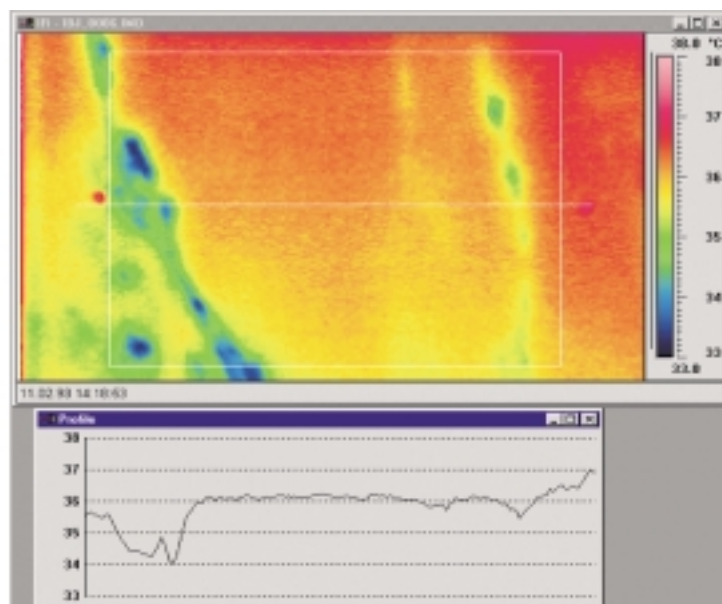
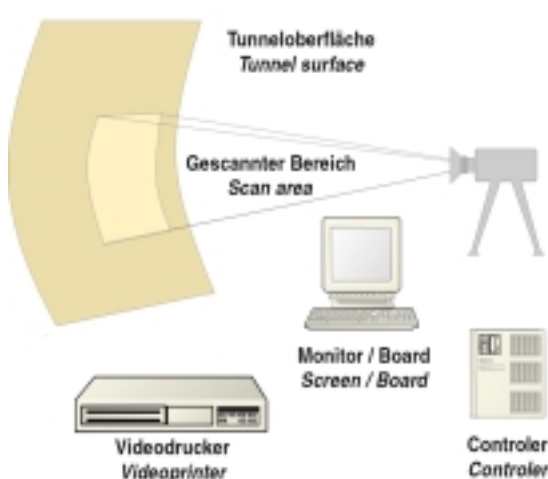
Referenzen

/1/ Bräuer, V., Reh, M., Schulz, P., Schuster, P., Sprado, K.-H. (1994): Endlagerung stark wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen Deutschlands. Untersuchung und Bewertung von Regionen in nichtsalinaren Formationen. – BGR Abschlußbericht, Archiv-Nr.: 112642, BGR/Hannover.

/2/ Nagra (1994): Kristallin-I. Conclusions from the Regional Investigation Programme for Siting a HLW Repository in the Crystalline Basement of Northern Switzerland. – Nagra Technical Report 93-09E, Nagra/Wettingen/Switzerland.

/3/ Schneefuss, J., Gläss, F., Gommlich, G., Schmidt, M. (1989): Grimsel Test Site. Heater Test. – Nagra Technical Report 88-40E, Nagra/Baden/Switzerland.

/4/ Kull, H., Brewitz, W., Klarr, K. (1993): Grimsel Test Site. Ventilationtest – In-Situ-Experiment for Determination of Permeability in Crystalline Rock. – Nagra Technical Report 91-02E, Nagra/Wettingen/Switzerland.



GRS-Thermographie. Linkes Bild: Schematischer Aufbau der Meßanlage. Rechtes Bild: Temperaturverteilung auf einer ca. 1 m² großen Streckenoberfläche (gelb/rot = homogene Granitmatrix, blau = wasserführende Kluft)

GRS thermographics. On the left: schematic layout of the measuring system. On the right: temperature distribution on a drift surface of about 1 m² (yellow/red = homogeneous granite matrix, blue = water-bearing fracture)

Geotechnical Research Concerning Final Repositories in Granite Formations

In addition to salt and clay, granite is also taken into consideration as possible host rock for the final storage of high-level radioactive waste. Research relating to this is carried out in underground laboratories in Canada, Sweden and Switzerland. Other nations, e.g. Spain and France, are still searching for suitable sites for a laboratory in granite. Since 1984, Germany has been involved in research projects in Switzerland and Sweden by international co-operation. The aim is to enhance the technical know-how and to characterise the specific properties of granitic rocks.

At present, there are no studies being carried out in granite in Germany, although there are sufficient locations for investigations /1/. In January 1999, a working group was established upon decision of the Federal Government, where the criteria for the selection and exploration of sites in alternative rock formations, i.e. also in granite, are discussed.

Objectives of research and development

The research and development activities have the following objectives:

- development of geotechnical sealing systems,
- characterisation of hydrogeological pathways in rock formations,
- determination of the geochemical retention properties of rock formations, and
- assessment of the effectiveness of barriers.

A compact rock mass, interspersed with water-bearing fractures and shear-zones, is characteristic of granitic formations. Therefore, the present concepts for repositories in granite are based on a multi-barrier system consisting of waste packages, the near-field buffer seals surrounding them, and the overburdening rock formations /2/.

The studies of GRS concentrate on the sealing systems, the rock hydraulics, and the safety-analytical concept assessment. The latter serves to demonstrate the feasibility and the long-term safety of the repository concepts.

On behalf of the BMWi and in co-operation with other institutions, GRS is carrying out corresponding research at the Grimsel rock laboratory in Switzerland and in the Äspö hard-rock laboratory (HRL) in Sweden.

The Grimsel rock laboratory

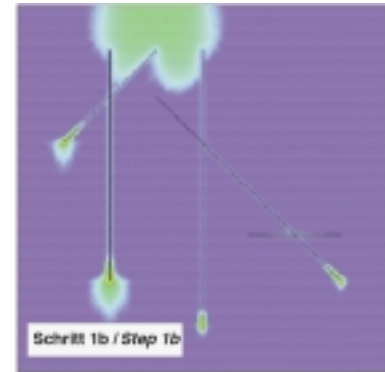
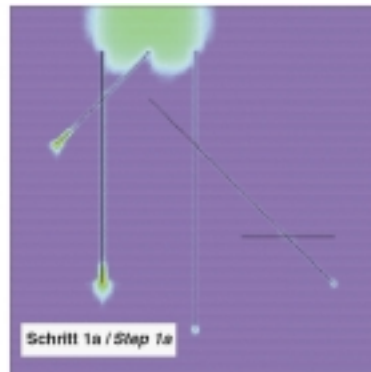
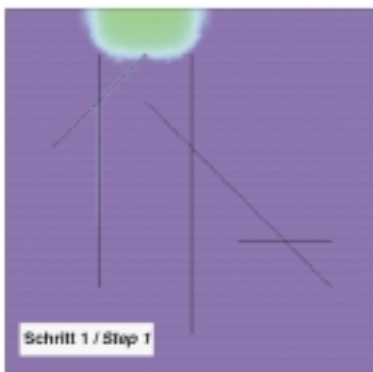
At the Grimsel rock laboratory, the impact of heat-generating wastes on a hydraulic sealing system (bentonite) are investigated on a scale of 1:1 within the framework of the FEBEX heating experiment of ENRESA (national Spanish company for the management of radioactive waste). The work of GRS concentrates on the

determination of the sealing behaviour of the bentonite and the release of sorptively bound gases at temperatures at a maximum of 100 °C. Previous studies /3/ showed that the mechanical properties of the granite are not lastingly affected by the heat input.

The analysis of the hydrogeological properties of the granite matrix and the impact of the ventilation on the saturation conditions was the task of the "two-phase-flow near-field" project. The results of the investigated changes in saturation in the matrix show that these areas are not dried out due to the high capillary pressures, and that the entry pressures for gases can exceed 5 MPa. In fracture networks, these entry pressures are only some kPa above the formation water pressures. This means that gas can be transported via these structures without delay. With the applied ventilation test procedure /4/ the hydrogeological parameters required for a calculation of the macropermeability can also be determined. Within the framework of the further development of non-destructive measuring methods, the scope of application of the direct-current geoelectrics and the thermographics for specific issues was shown.

The Äspö hard-rock laboratory

The "two-phase-flow experiment", being performed at the Äspö hard-rock laboratory since 1997, has a direct connection. In co-operation with the Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (Bun-



Beispiel einer Simulationsrechnung mit MUFTE UG für die Ausbreitung einer Schadstoffwolke (grün) in einem verzweigten Kluftsystem (Linien). Die Einzelabbildungen zeigen von links nach rechts beispielhaft das Eindringen der nichtbenetzenden Phase in ein wassergesättigtes Kluft-Matrix-System (blau) zu verschiedenen Zeitschritten.

Example of a simulation calculation with MUFTE UG for the migration of a contaminant cloud (green) in a fracture system (lines). The different figures show as an example from left to right the intrusion of the non-wetting phase in a water-saturated fracture-matrix system (blue) at different times.

desanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, BGR, Hanover), GRS investigates the impact of a potential gas release from a repository drift and the gas transport on fractures bearing large quantities of water. In this experiment, the rock characteristics required for the development and verification of models are determined. Main focus is laid on the characterisation of the potential flow paths between the granitic matrix with low permeability and the open heterogeneous fracture networks. One aim of the work is the development of a three-dimensional model for the multi-phase- and multi-component flow in fractured porous media. The respective code development is realised in co-operation with Braunschweig Technical University. The models are calibrated by comparison with the results achieved by in-situ measurements (fracture geometry, pressure distribution, water inflow quantities, etc.). Finally, a prognosis is made on the long-term changes of the flow conditions with special consideration of gas production.

Other areas of research

The geotechnical research in granite is associated with other tasks equally rele-

vant to site investigation. In this respect, the long-term safety analysis has to be mentioned in the first place, which initiated some of the mentioned research activities in connection with the scenario analysis.

Within the framework of the EU project "Spent Fuel Performance Assessment", GRS developed instruments for the performance of a long-term safety analysis of a final repository for radioactive wastes in granite. In this respect, the significance of the sealing systems for long-term safety and long-term retention of actinides has been emphasised by first calculations. Any released weakly sorbing radionuclides lead to exposures far below the limit values.

Conclusions

The participation of GRS in international projects ensures that the world-wide acknowledged state of the art is also made available to the designing of a German final repository.

The geotechnical research has considerably broadened the knowledge on the properties of these alternative repository formations and on the effectiveness of

sealing systems. This also includes fracture networks, so far regarded as problematic from a hydrogeological point of view. Regarding the permeability of these structures and the possible consequences for the contaminant transport associated with it, further experiments and safety analyses are required.

H. Kull

References

- /1/ Bräuer, V., Reh, M., Schulz, P., Schuster, P., Sprado, K.-H. (1994): Endlagerung stark wärmeentwickelnder radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen Deutschlands. Untersuchung und Bewertung von Regionen in nichtsalinaren Formationen. – BGR Abschlußbericht, Archiv-Nr.: 112642, BGR/Hannover.
- /2/ Nagra (1994): Kristallin-I. Conclusions from the Regional Investigation Programme for Siting a HLW Repository in the Crystalline Basement of Northern Switzerland. – Nagra Technical Report 93-09E, Nagra/Wettingen/Switzerland.
- /3/ Schneefuss, J., Gläss, F., Gommlich, G., Schmidt, M. (1989): Grimsel Test Site. Heater Test. – Nagra Technical Report 88-40E, Nagra/Baden/ Switzerland.
- /4/ Kull, H., Brewitz, W., Klarr, K. (1993): Grimsel Test Site. Ventilationtest – In-Situ-Experiment for Determination of Permeability in Crystalline Rock. – Nagra Technical Report 91-02E, Nagra/Wettingen/Switzerland.

Internationale Zusammenarbeit

International Co-operation

Die internationale Entwicklung in der Kernenergie bestätigt den von der GRS seit Jahren eingeschlagenen Weg der Sicherheitspartnerschaften. Reaktorsicherheit überschreitet als globale Herausforderung Ländergrenzen. Daher sind eine enge Kooperation mit ausländischen Sicherheitsorganisationen und die Mitarbeit in internationalen Gremien unverzichtbar und wurden von der GRS auch im Berichtszeitraum wieder intensiv praktiziert, wobei die GRS in der Regel im Rahmen von Vorhaben des BMU, des BMWi, der EU oder der EBRD arbeitet.

Ziele

Die von der GRS eingegangenen internationalen Sicherheitspartnerschaften sind vor allem auf die Kooperation mit Osteuropa und mit Ländern, in denen deutsche Kerntechnik eingesetzt wird, ausgerichtet. Die GRS verfolgt dabei folgende Ziele:

- Erfahrungsaustausch und Wissenstransfer,
- Formulierung und Umsetzung gemeinsam getragener Sicherheitsanforderungen,
- international abgestimmte Sicherheitsforschung und
- gemeinsame Sicherheitsanalysen und Bewertungen.

Partner

Mit dem französischen Partner Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) arbeitet die GRS bei sicherheitstechnisch wichtigen Fragestellungen im nuklearen und nichtnuklearen Bereich eng zusammen. Hierauf wird in Kapitel 3 näher eingegangen.

Als wesentliche bilaterale Kooperationen mit unterschiedlichen Schwerpunkten im Themenfeld Reaktorsicherheit sind weiterhin zu nennen: Zusammenarbeit und Vereinbarungen mit der russischen, ukrainischen und rumänischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde, mit dem Kurtschatow-Institut in Moskau, der niederländi-

schen Genehmigungsbehörde, mit der US-Nuclear Regulatory Commission (USNRC) und dem Electric Power Research Institute (EPRI) in den USA, mit der japanischen Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC), mit dem Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) in Spanien, mit der Turkish Atomic Energy Authority (TAEK), mit dem Commissario Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brasilien, mit der argentinischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), mit der koreanischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde KINS und dem Korean Atomic Energy Research Institute (KAERI) sowie mit der chinesischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (NNSA).

Internationale Projekte

Die GRS unterstützte die CNEN bei übergeordneten sicherheitstechnischen Fragestellungen im Zusammenhang mit der Fertigstellung des von Siemens erbauten Druckwasserreaktors Angra-2 unter Berücksichtigung internationaler Richtlinien sowie deutscher Grundsätze und Methoden. Im Vordergrund stehen die Beurteilung ausgewählter sicherheitstechnischer Aspekte des Final Safety Analysis Reports (FSAR) und die Bewertung spezifizierter Einzelfragen. Hierdurch soll sichergestellt werden, daß neuere sicherheitstechnische Erkenntnisse aus Deutschland in das Genehmigungsverfahren für Angra-2 einfließen.

Im Auftrag der koreanischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde KINS wurden die Sicherheitskriterien für den „Korean Next Generation Reactor“ (KNGR) beurteilt.

Die Europäische Kommission (DG I) wurde bei der Wahrnehmung ihrer Aufgaben als Mitglied in der Korean Peninsula Energy Development Organisation (KEDO) unterstützt. Die USA haben 1994 mit Nordkorea vertraglich vereinbart, daß Nordkorea die Entwicklung eines Brennstoffkreislaufs zur Plutoniumgewinnung einstellt. Im Gegenzug sollen dort zwei Kernkraftwerke mit

Leichtwasserreaktoren mit je 1000 MW_{el} errichtet werden. Für die Lieferung dieser Doppelblockanlage ist von den USA, Südkorea und Japan KEDO gegründet worden. Die Europäische Union ist im September 1997 dieser Organisation als vollwertiges Mitglied beigetreten. Die GRS vertrat die Europäische Union bei technischen Vertragsverhandlungen zwischen KEDO und Nordkorea, insbesondere zur Ausbildung des Kernkraftwerkpersonals sowie zur Qualitätssicherung bei der Herstellung, Montage und Inbetriebnahme eines Kernkraftwerks.

Nukleare Sicherheitskonvention

Bei der Vorbereitung und Durchführung der ersten Überprüfungs-konferenz zur nuklearen Sicherheitskonvention wurde der BMU unterstützt. Die Konferenz fand mit Beteiligung von 45 Vertragsstaaten vom 12. bis 23. April 1999 in Wien statt.

Die nukleare Sicherheitskonvention ist nach der Reaktorkatastrophe von Tschernobyl auf deutsche Initiative hin zustande gekommen. Sie hat zivile Kernkraftwerke zum Gegenstand und ist am 24. Oktober 1996 in Kraft getreten. Ziel der nuklearen Sicherheitskonvention ist die weltweite Erhaltung bzw. das Erreichen eines hohen Standards der Reaktorsicherheit. Inzwischen haben 50 Staaten die Konvention ratifiziert. Von den 31 Staaten, in denen Kernkraftwerke betrieben werden, sind lediglich Indien und Kasachstan der Konvention noch nicht beigetreten.

Die nukleare Sicherheitskonvention verpflichtet die Vertragsstaaten, ihre Kernkraftwerke zu überprüfen und die Sicherheit – wo nötig – zu verbessern oder – wo dies nicht möglich ist – die Anlagen abzuschalten. Die Vertragsstaaten müssen hohe technische Sicherheitsstandards einhalten sowie eine unabhängige und wirksame staatliche Überwachung gewährleisten.

Jede Vertragspartei hat sich einem Überprüfungsprozeß zu unterwerfen und hierzu drei grundlegende Verpflichtungen zu erfüllen:

- spätestens alle 3 Jahre an einer Überprüfungs-konferenz der Vertragsstaaten teilzunehmen,
- hierzu einen Länderbericht zu erarbeiten und den anderen Vertragsstaaten zur Verfügung zu stellen, der eine eigene Bewertung bereits durchgeführter oder veranlaßter Schritte und Maßnahmen zur Erfüllung der Verpflichtungen aus dem Übereinkommen enthält,
- den Länderbericht und das darin beschriebene Programm zur nuklearen Sicherheit einer Überprüfung durch die anderen Vertragsstaaten zu unterwerfen und sich aktiv an dieser Überprüfung sowie an der Überprüfung der Berichte anderer Vertragsstaaten zu beteiligen. Diese Überprüfung beinhaltet die Einreichung von schriftlichen Fragen und Kommentaren zu den Berichten anderer Länder sowie die Beantwortung der gestellten Fragen innerhalb festgelegter Fristen.

Die GRS hat sowohl bei der Erstellung des deutschen Berichts als auch bei der Auswertung der Berichte anderer Länder sowie bei der Beantwortung der Fragen an Deutschland entscheidend mitgewirkt.

Überprüfungskonferenz

Die GRS stellte zur Überprüfungskonferenz in der Ländergruppe, der Deutschland zugeordnet war, den Berichterstatter (Rapporteur). Zu den Aufgaben des Be-

richterstatters gehörte es, in der Gruppe einen Konsens zu erzielen, die Ergebnisse in der jeweiligen Ländergruppe zusammenzufassen sowie die Gesamtergebnisse der Gruppe in der dreitägigen Plenarversammlung vorzutragen und zu vertreten.

Die Vertragsstaaten stellten im Abschlusss-dokument fest, daß der Überprüfungsprozeß einen wertvollen Beitrag für die Weiterentwicklung ihrer nationalen nuklearen Sicherheitsprogramme geleistet hat: angefangen mit der eigenen Bestandsaufnahme und Bewertung mit der Erstellung des Länderberichts, gefolgt von der Überprüfung der Länderberichte durch die anderen Teilnehmerstaaten sowie dem Austausch von Fragen und Kommentaren, und schließlich der offen geführten Diskussionen während der Überprüfungskonferenz.

Die Teilnehmer der Überprüfungskonferenz haben sich u. a. auf folgende Feststellungen verständigt:

- Bei einer Reihe von Ländern gab es Fragen in bezug auf die Unabhängigkeit ihrer Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden. Diese Unabhängigkeit von Behörden gilt als ein wesentliches Element der nuklearen Sicherheit. Im allgemeinen schienen die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Vertragsparteien „de facto“ unabhängig zu sein. In einigen Fällen wurde jedoch festge-

halten, daß es wünschenswert und in einigen Fällen sogar notwendig ist, die „de jure“-Unabhängigkeit der Behörden zu stärken.

- Externe Faktoren könnten einen bedeutenden Einfluß auf die Sicherheit haben, falls keine geeigneten Gegenmaßnahmen ergriffen werden.

Genannt wurden:

- Deregulierung von Energiemärkten und damit verbundene Änderungen von Eigentumsverhältnissen sowie wachsender Wettbewerb,
- Erhaltung der Kompetenz in Industrie, Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden und Forschungseinrichtungen, insbesondere in Ländern mit kleinen Kernenergieprogrammen oder Ländern, in denen der Ausstieg aus der Kernenergie Teil der nationalen Energiepolitik ist oder die Nutzung der Kernenergie aus anderen Gründen vermindert wird, und
- unzureichende wirtschaftliche Ressourcen bei Betreibern und Behörden in einigen Ländern.

Reaktorsicherheit in Deutschland international anerkannt

Insgesamt haben die Vertragsstaaten das in Deutschland erreichte Niveau der nuklearen Sicherheit anerkannt. Deutsche Sicherheitstechnologie und Sicherheitsphilosophie genießen im Ausland eine hohe Reputation. Die andauernden Bemühungen, ein hohes Maß an Sicherheit zu erreichen und beizubehalten, wurden zustimmend zur Kenntnis genommen. Zur Unterstützung der kerntechnischen Sicherheit weltweit wird von Deutschland auch zukünftig ein substantieller Beitrag erwartet. Der bilateralen und internationalen Zusammenarbeit wird daher weiterhin ein hoher Stellenwert beigemessen. Die Vertragsstaaten begrüßten, daß Deutschland auch unter den Randbedingungen einer neuen Energiepolitik dem hohen Stand der nuklearen Sicherheit weiterhin Priorität einräumt.

Die Vertragsparteien haben beschlossen, folgende Themen in den Länderberichten zur 2. Überprüfungskonferenz im April 2002 besonders zu berücksichtigen:

- „De jure“- und „de facto“-Status der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden



Kernkraftwerk Angra in Brasilien, Block 2 links im Bild
Angra NPP in Brasil, Unit 2 on the left

- Erfahrungen mit der Anwendung unterschiedlicher regulatorischer Strategien
- Ergriffene Maßnahmen zur Kontrolle des Sicherheitsmanagements
- Einführung moderner Qualitätssicherungssysteme für behördliche Aktivitäten
- Internationale Zusammenarbeit auf bilateraler und multilateraler Basis zwischen den Behörden

GRS-Aktivitäten in internationalen Organisationen

Die für die Reaktorsicherheit wesentlichen internationalen Organisationen, bei denen die GRS meist im Auftrag bzw. als Berater der Bundesregierung tätig ist, sind

- die Europäische Union (EU) mit ihren verschiedenen Arbeitsgruppen,

- die Organization for Economic Cooperation and Development / Nuclear Energy Agency / Committee on the Safety of Nuclear Installations (OECD/NEA/CSNI) / The Committee on the Nuclear Regulatory Activities (CNRA), Radioactive Waste Management Committee (RWMC), Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH),
- die Internationale Atomenergie Organisation (International Atomic Energy Agency, IAEA).

Fachliche Schwerpunkte dieser internationalen Kooperation sind u. a.

- Weiterentwicklung der nuklearen Sicherheit
- Methoden zur Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken

- Betriebliche Sicherheit
- Harmonisierung von Regelwerken

Hinsichtlich der Endlagerung radioaktiver Abfälle bestehen Kooperationen mit der schweizerischen Nationalen Genossenschaft für Endlagerung (NAGRA), der spanischen Empresa Nacional des Residuos Radioactivos SA (ENRESA) und der französischen Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA).

Ziel der GRS bleibt es auch weiterhin, im Verbund mit ihren Partnern und durch Mitwirkung in den internationalen Organisationen umfassende länderübergreifende Sicherheitspartnerschaften zu festigen und auszubauen.

International Co-operation

International developments in the nuclear energy sector have shown that when years ago GRS decided to form safety partnerships, this was a step in the right direction. Nuclear safety is a global challenge that does not stop at national borders. Close co-operation with foreign safety organisations and collaboration in international committees is therefore indispensable and has yet again been practised intensively by GRS during the review period, usually within the framework of projects sponsored by the BMU, the BMWi, the EU or the EBRD.

Objectives

The international safety partnerships that GRS has formed are mainly directed at co-operation with Eastern Europe and with countries using German nuclear technology. In this context, the objectives of GRS are as follows:

- exchange of experience and transfer of know-how,
- formulation and implementation of common safety requirements,
- internationally co-ordinated safety research, and
- joint safety analyses and assessments.

Partners

GRS and its French partner Institut de Protection et de Sécurité Nucléaire (IPSN) work

closely together on important safety-related nuclear and non-nuclear issues. A more detailed account of this partnership is given in chapter 3.

The following further important bilateral co-operation activities, focusing on different topics in the field of nuclear safety, are worth mentioning: co-operation and agreements with the Russian, Ukrainian and Romanian regulatory authorities, the Kurchatov Institute in Moscow, the Dutch regulatory authority, the Nuclear Regulatory Commission (USNRC) and the Electric Power Research Institute (EPRI) in the USA, the Japanese Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC), the Spanish Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), the Turkish Atomic Energy Authority (TAEK), the Brazilian Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), the Argentinean Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), the Korean regulatory authority KINS and the Korean Atomic Energy Research Institute (KAERI) as well as with the Chinese regulatory authority NNSA.

International Projects

GRS advises CNEN on general safety-related issues in connection with the commissioning of the Siemens-built Angra-2 pressurised water reactor, taking into account national guidelines as well as German principles and methods. Major points are the judgement of selected technical aspects of the Final Safety Analysis Reports

(FSAR) and the assessment of specified individual issues. This is to ensure that recent safety-related findings from Germany are used for the licensing procedure of Angra-2.

For the Korean regulatory authority KINS, the safety criteria for the "Korean Next Generation Reactor" (KNGR) were assessed.

The European Commission (DG I) was given support in its functions as member of the Korean Peninsula Energy Development Organisation (KEDO). In 1994, the USA signed an agreement with North Korea to end North Korea's development of a nuclear fuel cycle aimed at plutonium production. In return, the country is to be given two nuclear power plants with light water reactors of 1,000 MW each. For the purpose of the delivery of this twin-unit facility, the USA, South Korea and Japan founded KEDO. In September 1997, the European Union acceded to this organisation as a full member. GRS represented the European Union in the technical negotiations around the treaty that went on between KEDO and North Korea, especially with regard to the training of nuclear power plant personnel and to quality assurance during the manufacturing, construction and commissioning of a nuclear power plant.

Nuclear Safety Convention

In connection with the first Review Meeting of the Nuclear Safety Convention, GRS



Sitz der IAEO in Wien, Ort der Überprüfungs-konferenz im Rahmen der Nuklearen Sicherheitskonvention

Headquarters of the IAEA in Vienna, venue of the Review Meeting under the Nuclear Safety Convention

provided assistance to the BMU in the preparations and during the event itself. The conference took place in Vienna between April 12 and 23, 1999, with 45 Contracting Parties taking part.

The Nuclear Safety Convention materialised on the basis of a German initiative in the wake of the Chernobyl accident. It relates to civil nuclear power plants and became effective on October 24, 1996. The aim of the Nuclear Safety Convention is to maintain a world-wide high standard of safety of nuclear reactors or to reach such a standard where this is not yet the case. 50 states have ratified the Convention in the meantime. Of the 31 states that operate nuclear power plants, only India and Kazakhstan have not yet acceded to the Convention.

The Nuclear Safety Convention obliges the Contracting Parties to carry out reviews of their nuclear power plants and to improve their safety if necessary or – if this is not possible – to close the plants down. The Contracting Parties must adhere to high technical safety standards and guarantee independent and effective state supervision.

Each Contracting Party has to subject itself to a review process and in this context has to meet three basic obligations:

- to participate every three years in a review meeting of the Contracting Parties,
- to prepare a National Report for this meeting and to make it available to the other Contracting Parties (this report shall contain an own assessment of steps that have already been executed or arranged and measures for the fulfilment of the obligations of the agreement),
- to submit the National Report and the nuclear safety programmes described therein for review by the other Contracting Parties and to take an active part in this review as well as in the review of the Reports of other Contracting Parties (this review shall contain the submission of questions and comments in writing relating to the Reports of other countries as well as the preparation of answers to the questions posed within defined periods).

GRS played a leading part both in the preparation of the German report and in the evaluation of the reports of other countries as well as in the replies to the questions Germany was asked.

Review Meeting

GRS provided the Rapporteur for the Review Sessions in the country group to

which Germany belonged. The functions of the Rapporteur were among other things to reach a consensus among the group, summarise the results of his country group, and to present and justify the overall results of the group in a three-day plenary meeting.

In their final statement, the Contracting Parties stated that the review process had provided a valuable contribution for the further development of their national nuclear programmes: starting with the own stock-taking and assessment in connection with the preparation of the National Report, followed by the review of the National Report by the other participating countries and the exchange of questions and comments, and finally due to the open discussion during the entire Review Meeting.

The participants of the Review Meeting have i. a. agreed on the following observations:

- With a number of countries, there were questions with respect to the independence of their regulatory authorities.

This independence of the authorities is seen as an essential element of nuclear safety. Generally, the regulatory authorities of the Contracting Parties seem to be "de facto" independent. In some cases, however, it was noted that it was desirable and sometimes even necessary to strengthen the "de jure" independence of the authorities.

- External factors could have an important influence on safety if no suitable countermeasures are seized.

In particular, this concerns:

- the deregulation of energy markets and the associated changes concerning questions of ownership of property as well as growing competition,
- the preservation of competence in the industry, regulatory authorities and research institutions, especially in countries with less extensive nuclear energy programmes or countries in which a nuclear phase-out is part of the national energy policy or where the degree of the use of nuclear energy is reduced for other reasons, and
- insufficient economic resources available to operators and authorities in some countries.

Reactor safety in Germany internationally recognised

The Contracting Parties have altogether recognised the standard of nuclear safety reached in Germany. German safety technology and safety philosophy enjoy a high reputation abroad. The continuous efforts to reach and maintain a high level of safety were acknowledged in agreement. In future, a continued substantial German contribution to the promotion of world-wide nuclear safety will be expected. Continued bilateral and international co-operation is therefor considered highly important. The Contracting Parties welcomed the fact that Germany still gives priority to a high level of nuclear safety under the boundary conditions of a new energy policy, too.

The Contracting Parties have decided to consider in particular the following topics in the National Reports to the 2nd Review Meeting in April 2002:

- "de jure" and "de facto" status of the regulatory authorities
- experiences with the application of different regulatory strategies
- measures taken to control safety management
- introduction of modern quality assurance systems for authority activities
- international co-operation between authorities on a bilateral and multilateral basis.

GRS activities in international organisations

GRS also takes part in the work of the following major international nuclear safety organisations, in most cases at the request of the Federal Government or in its function as government advisor:

- the European Union (EU) and its various working groups
- the Organisation for Economic Co-operation and Development / Nuclear Energy Agency / Committee on the Safety of Nuclear Installations (OECD/NEA/CSNI) / The Committee on the Nuclear Regulatory Activities (CNRA), Radioactive Waste Management Committee (RWMC), Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)
- the International Atomic Energy Agency (IAEA).

The major technical issues of international co-operation with these organisations are i. a.

- the further development of nuclear safety
- methods for nuclear power plant safety assessments
- operational safety
- harmonisation of regulations, codes, etc.

As regards the final storage of radioactive waste, co-operation agreements exist with the Swiss Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (NAGRA), the Spanish Empresa Nacional de Residuos Radioactivos SA (ENRESA), and the French Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA).

GRS shall continue to aim for the establishment and expansion of a general international safety partnership by maintaining the links with its partners and participating in the work of international organisations.

U. Erven, E. Kersting

Zusammenarbeit mit Osteuropa

Die GRS arbeitet seit mehr als 10 Jahren intensiv mit osteuropäischen Sicherheitsorganisationen zusammen. Eine Zwischenbilanz dieser auf Sicherheitspartnerschaft ausgerichteten Kooperation, die die Bundesrepublik Deutschland entschieden gefördert hat, wurde 1998 in dem Bericht GRS-S-44 systematisch dargestellt. Die Arbeiten der GRS konzentrierten sich auf die Stärkung der Sicherheitsbehörden, die Wissenschaftskooperation und die Sicherheitsbewertung osteuropäischer Anlagen.

Sicherheitspartnerschaft mit osteuropäischen Ländern

Heute gibt es in allen osteuropäischen Ländern mit kerntechnischen Anlagen eigenständige Sicherheitsbehörden. In einigen Ländern wurden sie mit westlicher Hilfe aufgebaut. Bereits existierende Behörden wurden in ihrer Unabhängigkeit und fachlichen Qualifikation gestärkt. In Anlehnung an westliche Praxis wurden gesetzliche Grundlagen für die friedliche Nutzung der Kernenergie geschaffen. Die nationalen Sicherheitsrichtlinien und regulatorischen Anforderungen wurden den veränderten gesetzlichen Grundlagen und Sicherheitsstrukturen angepaßt. Weiterhin sind eigenständige Sachverständigenorganisationen zur fachlichen und technischen Unterstützung der Behörden aufgebaut worden. Wo derartige Einrichtungen formell noch nicht existieren, ziehen die Behörden in zunehmendem Maße unabhängige Fachleute aus Forschung und Entwicklung zur technischen Beratung heran. Die Einbindung der Sicherheits-

behörden in internationale Sicherheitsstrukturen und -organisationen ist bereits weit gediehen.

In **Rußland** und in der **Ukraine** bestehen heute enge, partnerschaftliche Beziehungen zu den Behörden und ihren Sachverständigenorganisationen. Wichtige Voraussetzungen hierfür waren intensive Arbeitskontakte, Gastaufenthalte in Deutschland und die Einrichtung der gemeinsamen Büros von GRS, IPSN und RISKAUDIT in Moskau und in Kiew. Es konnte eine Vertrauensbasis geschaffen werden, auf der es möglich ist, schwierige Aufgaben effizient und erfolgreich anzugehen. Die Stellung der Behörden und ihrer Sachverständigenorganisationen gegenüber der Industrie ist gestärkt worden. Die Arbeitsbeziehungen zwischen Behörde und Sachverständigen einerseits sowie Hersteller und Betreiber andererseits wurden enger. Dies wird durch die gemeinsamen Arbeiten zur Auswertung von Betriebserfahrungen und

zur Bewertung von Nachrüstprogrammen deutlich.

In **Litauen** ist mit deutscher Unterstützung eine Sicherheitsbehörde und eine Sachverständigenorganisation aufgebaut worden. Die litauischen Fachleute sind heute in der Lage, Sicherheitsanalysen selbstständig durchzuführen. Personelle Ausstattung, Fachqualifikation und Durchsetzungsvermögen der Behörde müssen jedoch weiter gestärkt werden.

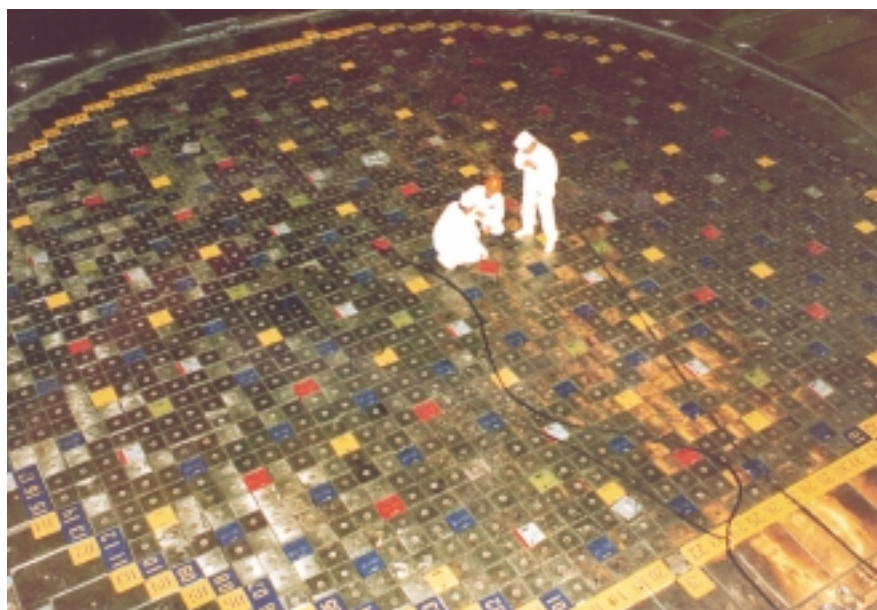
In **Bulgarien** konnten Unabhängigkeit und fachliche Kompetenz der Behörde Schritt für Schritt entwickelt werden. Erstmals wurde der „2 plus 2“-Ansatz, d. h. die gleichzeitige technische Beratung von Betreiber und Behörde, erfolgreich praktiziert. Damit konnten erhebliche Sicherheitsverbesserungen im Kernkraftwerk Kosloduj erreicht werden. Bulgarien ist auch zukünftig auf eine intensive Unterstützung durch westliche Expertenorganisationen angewiesen. Eine detailliertere Information zur Tätigkeit der GRS im Jahr 1998 folgt am Ende dieses Beitrags.

In **Armenien** wurde die Sicherheitsbehörde erst 1993 gegründet. Sie verfügt praktisch über keine Erfahrungen. Sie wird deshalb von Rußland und seit 1996 von westlichen Behörden und Expertenorganisationen unterstützt. Eine intensive Unterstützung ist auch längerfristig notwendig.

In **Tschechien**, in der **Slowakei** und in **Ungarn** sind heute bereits Sicherheitsbehörden etabliert, die weitgehend nach westlichem Muster operieren. Die Zusammenarbeit mit ihnen konzentriert sich daher hauptsächlich auf verschiedene sicherheitstechnische Einzelthemen.

Sicherheitsforschung und -entwicklung

Die vom BMBF seit über zehn Jahren geförderte Zusammenarbeit hat bewirkt, daß heute in den osteuropäischen Ländern fortschrittliche Analysemethoden und Rechenprogramme genutzt bzw. weiterentwickelt und die dortigen Expertenorganisationen zunehmend in internationale Forschungsprojekte einbezogen werden; dies gilt vor allem für Rußland. Obwohl von den osteuropäischen Ländern erhebliche eigene Anstrengungen unternommen werden, ist weiterhin für gemeinsame Forschungs-



RBMK-Reaktor
RBMK reactor

und Entwicklungsarbeiten eine nachhaltige Unterstützung erforderlich.

Sicherheitsuntersuchungen

Sicherheitsuntersuchungen sind heute in unterschiedlichem Umfang für alle Baulinien der WWER und für die RBMK-Reaktoren vorhanden. Sie ermöglichen die qualifizierte Beurteilung wichtiger Sicherheitsaspekte. Vor allem die Unterstützung durch das BMU hat dazu beigetragen, daß ein vertieftes Verständnis für Sicherheitsfragen erreicht werden konnte.

Werkstoffanalysen zeigen, daß im allgemeinen die Qualität der Werkstoffe befriedigend, die erforderliche Sicherheitsdokumentation jedoch unzureichend ist. Eins der bisher ungelösten, sicherheitsrelevanten Einzelprobleme ist das Materialverhalten bei den WWER-Dampferzeugern und den RBMK-Druckrohren.

Störfallanalysen zeigen, daß Störfälle im ursprünglichen Auslegungsumfang beherrscht werden. Gemessen an heutigen Sicherheitsanforderungen sind neben anlagenspezifischen Nachweisen Analysen vor allem zu auslegungsüberschreitenden Ereignissen und zur Verbesserung der Störfallhandbücher erforderlich.

Die Bewertung der Sicherheitssysteme hat gezeigt, daß die meisten Anlagen bisher nicht systematisch nachgerüstet wurden. Daher sollten neben ingenieurtechnischen Bewertungen auch anlagenspezifische probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) genutzt werden, um das Sicherheitsniveau an aktuelle Anforderungen an die Auslegung anzugleichen.

Die Betriebserfahrungen lassen erkennen, daß in den 90er Jahren die Anzahl von Störungen und Störfällen generell abgenommen hat. Betriebsorganisation und Betriebsführung sowie Wartung und Instandhaltung haben sich in vielen Anlagen verbessert. Gleichwohl gibt es aber noch Probleme bei der Qualität der Betriebs- und Störfalldokumentation.

Kozloduj: Unterstützung der bulgarischen Behörde

Das Kernkraftwerk Kozloduj liegt im Norden Bulgariens an der rumänischen Grenze. Dort sind vier Blöcke vom Typ WWER-440/W-230 und zwei Blöcke vom Typ WWER-1000/W-320 in Betrieb. Die für Aufsicht und Genehmigung zuständige Be-



Das Kernkraftwerk Mochovce in Tschechien
Mochovce nuclear power plant in the Czech Republic

hörde (BNSA) wird seit 1991 von einem Konsortium westlicher Expertenorganisationen (TSO), darunter die GRS, über das EU-Programm Phare technisch unterstützt. Damit gelang es, die Position der Behörde gegenüber dem Betreiber zu stärken. Gleichzeitig wanderte jedoch erfahrenes Personal in die Wirtschaft ab. Die gegenwärtige Situation ist daher labil. Für spezifische Fachgebiete entwickelten sich in den letzten Jahren eigenständige bulgarische TSO.

Blöcke 1, 2, 3 und 4

Die Blöcke 1 und 2 sind typische Vertreter der älteren Baulinie WWER-440/W-230. Deren Design-Defizite sind bekannt und publiziert (z.B. GRS-77, GRS-78, GRS-83, GRS-88, GRS-92, GRS-94 und IAEO TEC-DOC-640). Die Blöcke 3 und 4 sind die modernsten der Baulinie W-230. Ihr Design ist in vielem mit der neueren Baulinie W-213 vergleichbar: u. a. eine fast durchgängige Dreisträngigkeit der Sicherheitssysteme einschließlich Elektro- und Leittechnik, das Niederdrucknotkühlssystem, eine Reservewarte. Zusätzlich wurde nach dem Erdbeben von Vrancea 1978 an allen Blöcken die Erdbebensicherheit erhöht. Gleichwohl haben Block 3 und 4 noch die typischen Schwachstellen der W-230-Baulinie: wie unzureichendes Confinement und geringe Kühlkapazität bei Leckstörfällen.

Im Rahmen eines dreistufigen Programms, das mit erheblicher finanzieller Unterstüt-

zung der EU und der EBRD lief, wurden an allen vier Blöcken von 1991 bis 1997 wesentliche sicherheitstechnische Ertüchtigungen vorgenommen. Sie haben dazu geführt, daß sich der Normalbetrieb stabilisiert, die Störfallanfälligkeit reduziert sowie die Möglichkeiten zur Störfallbeherrschung beträchtlich verbessert haben. Damit wurden nicht allein die von der IAEO formulierten gravierendsten Schwachstellen beseitigt, sondern Verbesserungen in der Systemauslegung, des Zustands der Komponenten und auch in der Betriebsführung erreicht.

Die drei wichtigsten Projekte des TSO-Konsortiums, koordiniert von RISKAUDIT im Rahmen von EU-Phare-Vorhaben, waren 1998:

- Ausarbeitung von Anforderungen an einen Sicherheitsbericht. Diese Arbeiten sind für die Behörde und das Kraftwerk gleichermaßen von Bedeutung, da ein Sicherheitsbericht im westlichen Sinne bislang für keine der sechs Anlagen am Standort existiert.
- Unterstützung der Aufsichtsbehörde bei der Genehmigung zweier neu errichteter autarker und erdbebenfester Notspeisewassersysteme nach westlicher Vorgehensweise für die Blöcke 3 und 4
- Unterstützung der Aufsichtsbehörde bei der Bewertung der Integrität des Reaktordruckbehälters in Block 1 nach Probenahme einschließlich der Erfahrungs-

übertragung aus Tacis-Projekten zur RDB-Versprödung.

Seit 1995 wird vom Betreiber mit russischer Unterstützung an einem Konzept für ein weitergehendes Modernisierungsprogramm gearbeitet. Es soll den Betrieb bis zum Ende der projektierten Lebensdauer und evtl. darüber hinaus ermöglichen. Die BNSA als verantwortliche Genehmigungsbehörde muß dazu Stellung nehmen. Nach erster Einschätzung scheint das Programm für diesen Anspruch jedoch nicht auszureichen. Andererseits haben EBRD und Bulgarien 1993 vereinbart, die Blöcke 1 – 4 vorzeitig abzuschalten. Die Behörde benötigt nach Einschätzung der GRS, die von bulgarischer Seite geteilt wird, weiterhin intensive technische Zuarbeit. Daher bemüht sich RISKAUDIT bei der EU um ein Projekt zur weiteren Unterstützung der BNSA.

Blöcke 5 und 6

Blöcke 5 und 6 gehören zu den ersten der Baulinie WWER-1000/W-320. Sie besitzen im Gegensatz zum WWER-440 ein Containment sowie eine dreisträngige Redundanz der Sicherheitssysteme. Ihr Sicher-

heitskonzept ist grundsätzlich vergleichbar mit westlichen Druckwasserreaktoren aus derselben Entwicklungszeit (70er Jahre).

Der Betreiber legte 1995 ein detailliertes Nachrüstprogramm vor. Es wurde, ausgehend vom gültigen Regelwerk, von bulgarischen Institutionen sowohl auf der Basis der Betriebserfahrungen als auch unter Berücksichtigung von Empfehlungen der IAEO, RISKAUDIT, EdF, MOHT, WANO ausgearbeitet und soll bis 2004 schrittweise umgesetzt werden. Wichtige Kooperationspartner des Betreibers sind das Europäische Konsortium Kosloduj ECK (Framatome, Siemens, MOHT) sowie Westinghouse. Das Programm wird z. T. mit westlichen Krediten finanziert (250 Mio. US\$). Die GRS hat nach Überprüfung des Nachrüstprogramms auf Vollständigkeit (1997) für BNSA 1998 die Angebote westlicher Industrieunternehmen zu einzelnen Punkten des Programms geprüft und bewertet.

Probabilistische Sicherheitsbewertung

Auch bei der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) der bulgarischen Anlagen gibt es Fortschritte. Für alle sechs

Blöcke liegen inzwischen PSA vor, deren Detaillierungsgrad und Tiefe jedoch unterschiedlich ist.

Am weitesten fortgeschritten ist die PSA für Kosloduj 5 und 6. Die GRS war im Auftrag der EU an einer vertieften Bewertung der PSA-Level-1 beteiligt. Die Ergebnisse wurden inzwischen mit Behörde, Betreiber und PSA-Ersteller diskutiert. Der Abschlußbericht wurde im Frühjahr 1999 an die EU und BNSA übergeben.

Ausblick

Eine Bestandsaufnahme der von westlicher Seite geleisteten Unterstützung zeigt den Erfolg der bisherigen gemeinsamen Arbeiten. Sie kann jedoch nur eine Zwischenbilanz sein. Weitere Anstrengungen sind notwendig, um das Erreichte zu sichern und den eingeschlagenen Weg konsequent fortzusetzen. Die nachhaltige Verbesserung der kerntechnischen Sicherheit in Osteuropa kann nur langfristig und nur auf dem Weg der west-östlichen Sicherheitspartnerschaften erreicht werden. Sie dient auch dem vitalen Sicherheitsinteresse der westlichen Partner.

Co-operation with Eastern Europe

GRS has been co-operating closely with East-European safety organisations for more than 10 years. A systematic provisional appraisal of this co-operation aimed at safety partnership – which has been promoted intensely by the Federal Republic of Germany – was presented in the report GRS-S-44 that was published in 1998. The work of GRS focused on strengthening the safety authorities, scientific co-operation, and the safety assessment of East-European plants.

Safety partnership with the countries of Eastern Europe

Today there exist independent safety authorities in all East-European countries where nuclear installations are operated. In some countries, these safety authorities were set up with Western assistance. Where such authorities existed already, their independence and technical qualification was enhanced. National safety guidelines and regulatory requirements were adapted to the changed legal basis and safety structure. Furthermore, independent expert organisations for the technical support of the authorities have been established. Where such institutions do not

yet formally exist, the authorities tend to rely at an increasing rate on independent experts from research and development for consultation on technical issues. The safety authorities of the East-European countries are already embedded to a large degree in international safety structures and organisations.

In **Russia** and the **Ukraine** there exist today close relations on the basis of partnerships with the authorities and their expert organisations. Paving the way for these relations were intensive contacts on working level, visits to Germany, and the setting-up of the joint GRS, IPSN and RISK-AUDIT offices in Moscow and Kiev. A basis of trust was created on which it is now pos-

sible to tackle even difficult issues efficiently and with success. The position of the authorities and their expert organisations with regard to the industry has been strengthened. The working links between authorities and experts on one side and the experts of the vendors and operators on the other have become closer. Examples are the joint activities concerning the evaluation of operating experience and the assessment of backfitting programmes.

In **Lithuania**, a safety authority and an expert organisation have been established with German assistance. Today, the Lithuanian experts are able to perform their own independent safety analyses. However, the authority's number of staff, the technical qualification of the latter, and its authoritative powers have to be further increased.

In **Bulgaria**, the independence and technical competence of the authority was developed step by step. For the first time, the "2 plus 2" approach of international assistance – the simultaneous provision of

technical advisory services for operators and the authority – was successfully put into practice. This way, considerable safety improvements of the Kozloduy NPP were achieved. Bulgaria will also in future remain dependent on intensive support by Western expert organisations. More details about the work of GRS in 1998 can be found at the end of this article.

In **Armenia**, the safety authority was only set up in 1993. It has practically no experience. For this reason it has been assisted by the Russian authority and since 1996 has received support from Western authorities and expert organisations. Intensive support is necessary in the long run, too.

In the **Czech Republic, Slovakia and Hungary**, there exist today safety authorities that are largely modelled on their Western counterparts. Co-operation with the authorities of these countries has therefore mainly concentrated on various individual safety-related issues.

Safety research and development

Ten years of safety research within the framework of the BMBF programme have led to the fact that today in the countries of Eastern Europe, advanced analysis methods and computer codes are used and developed further, and that the expert organisations are more and more integrated in international research projects. This applies in particular to Russia. Here, co-operation in research and development has made much progress. Despite the fact that the East-European countries are also undertaking considerable efforts themselves, sustained Western assistance for joint research and development is still necessary.

Safety analyses

Today there are safety analyses available for all VVER types and RBMKs, albeit to a different extent. They make it possible to pass a qualified judgement on important safety aspects. It has been mainly due to the assistance given by the BMU that a better understanding of safety issues could be achieved.

The material analyses have shown in general that the quality of the materials is satisfactory, but that the safety-related documentation is insufficient. One of the so far



Das Kernkraftwerk Kozloduy in Bulgarien
Kozloduy nuclear power plant in Bulgaria

unresolved individual safety-relevant problems is the material behaviour of the VVER steam generators and RBMK pressure tubes.

Accident analyses have shown that accidents within the original design scope are controlled. Assuming the application of current safety requirements, analyses are still necessary – apart from plant-specific demonstrations – mainly on the topics of beyond-design-basis accidents and improvements of the accident manual.

The assessment of the safety systems has shown that so far no systematic backfits have been made in the majority of the plants. Apart from engineering assessments, plant-specific probabilistic safety analyses (PSA) should be used to bring the safety level into line with current design requirements.

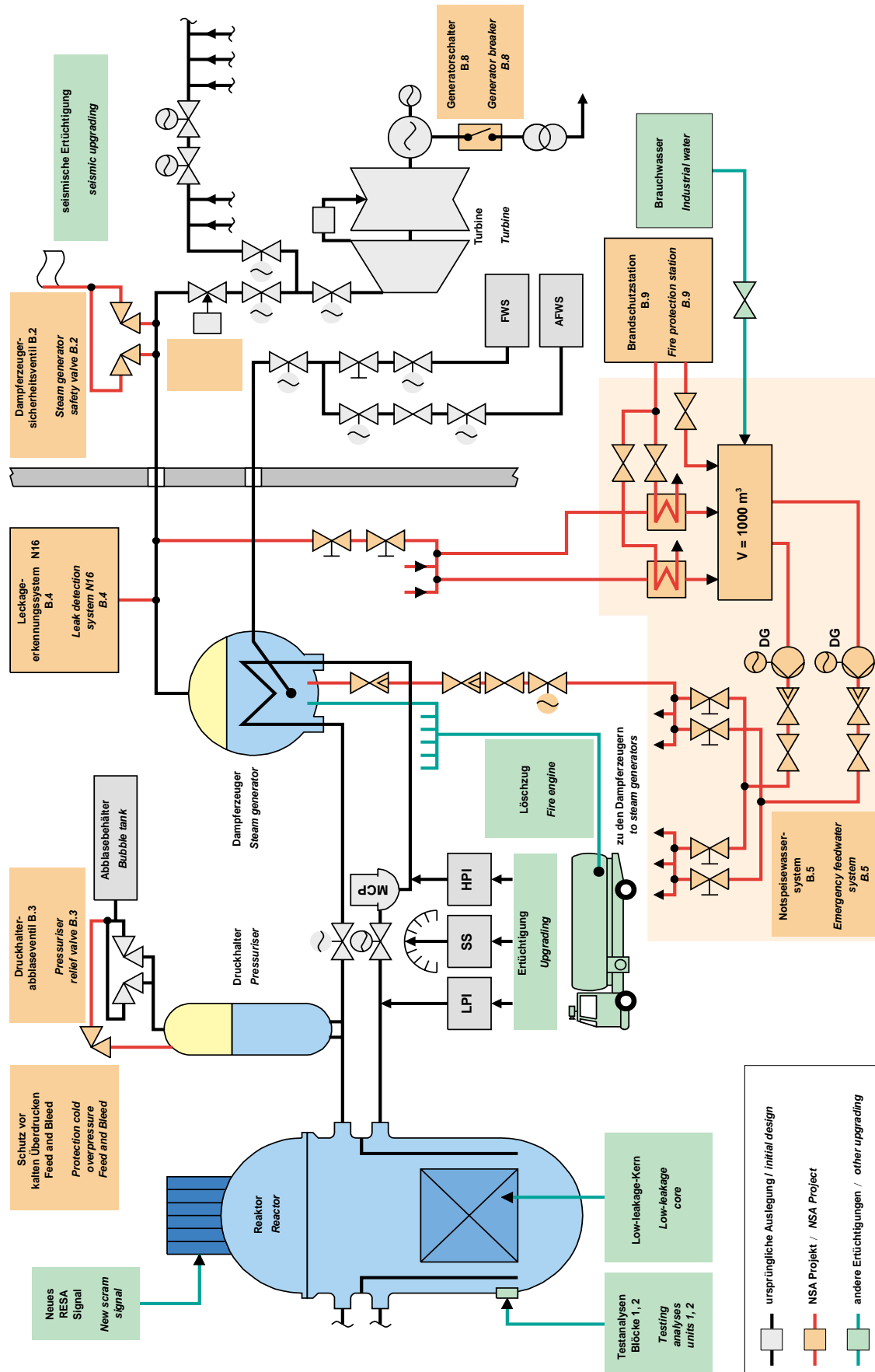
The evaluation of operating experience has indicated that generally the number of anomalies and incidents has been decreasing through the 90s. Plant organisation, operational management as well as preventive and corrective maintenance have improved in many plants. However, there are still problems in connection with the quality of the operations- and incident-related documentation.

Kozloduy: Support of the Bulgarian authority

The Kozloduy nuclear power plant is located in the north of Bulgaria, close to the Romanian border. There are four VVER-440/V-230 units and two VVER-1000/V-320 units in operation. Since 1991, the competent licensing and supervisory authority (BNSA) has been receiving technical assistance – funded by the EU's Phare programme – from a consortium of Western expert organisations (TSOs), among them GRS. This way it was possible to strengthen the authorities position in its dealings with the operator. At the same time, however, there was a drain of experienced personnel to the private industry. The current situation is therefore unstable. Over the last years, several independent Bulgarian TSOs dealing with specific specialist areas have evolved.

Units 1, 2, 3 and 4

Units 1 and 2 are typical representatives of the older VVER-440/V-230 type. Their design deficiencies are well-known and have been published (e. g. GRS-77, GRS-78, GRS-83, GRS-88, GRS-92, GRS-94 and IAEA TECDOC-640). Units 3 and 4 are the most recent versions of the V-230 type. Their design is in many ways comparable to the more modern V-213 type, having i. a.



Sicherheitsverbesserungen an den Blöcken 3, 4 des Kernkraftwerks Kozloduj
 Safety improvements of Units 3, 4 of the Kozloduj nuclear power plant

a three-train layout of almost all safety systems including the instrumentation and control system, the low-pressure emergency cooling system, and an emergency control room. In addition – following the earthquake at Vrancea in 1978 – the seismic safety of all units was enhanced. Nevertheless, Units 3 and 4 still have the typical deficiencies of the V-230 type, like an insufficient confinement system and little cooling capacity in case of leak accidents.

Within the framework of a three-stage programme with considerable funding provided by the EU and the EBRD, major safety upgrades were carried out in all four units between 1991 and 1997. They have resulted in the fact that normal operating conditions have stabilised, the susceptibility to disturbances has been reduced, and options for accident control have been improved considerably. These upgrades sometimes even go beyond what has been necessary to eliminate the serious deficiencies formulated by the IAEA. This concerns improvements of both system design and the condition of components as well as of operational management.

The three most important projects of the TSO consortium – co-ordinated by RISK-AUDIT in connection with Phare projects of the EU – in 1998 were:

- Elaboration of requirements for a Safety Analysis Report. This work is important for authority and power plant management alike because so far there exists no Western-style Safety Analysis Report for any of the six units at the site.
- Support of the regulatory authority in the licensing of two newly constructed autonomous and earthquake-safe Western-style emergency feedwater systems for Units 3 and 4.

- Support of the regulatory authority in the assessment of the integrity of the reactor pressure vessel of Unit 1 following sample-taking, including application of experiences with RPV embrittlement gained within the framework of Tacis projects.

Since 1995, the operator has been elaborating with Russian assistance a concept for a further-reaching modernisation programme. This programme is to enable the plant to remain in operation until the end of its projected lifetime and possibly beyond. The BNSA as competent regulatory authority has to comment on this. A first assessment seemed to indicate, however, that the programme will not make the grade. On the other hand, the EBRD and Bulgaria agreed in 1993 to close down Units 1 to 4 earlier. The opinion of GRS – which is shared by the Bulgarian side – is that the authority needs further intensive technical assistance. RISKAUDIT is therefore busy trying to convince the EU of the need for another assistance project in aid of the BNSA.

Units 5 and 6

Units 5 and 6 belong to the first of the VVER-1000/V-320 type. Contrary to the VVER-440, they have a containment as well as a three-train redundancy of the safety systems. Their safety concept is in principle comparable to that of Western pressurised water reactors of the same development era (i. e. the 70s).

In 1995, the operator presented a detailed backfitting programme. Based on the regulations applicable at the time, this programme was worked out by Bulgarian institutions on the basis of operating experience as well as under consideration of recommendations made by the IAEA, RISKAUDIT, EdF, MOHT, and WANO. It is to

be implemented step by step by the year 2004. Important co-operation partners of the operator are the European consortium “Kozloduy ECK” (Framatome, Siemens, MOHT) as well as Westinghouse. The programme is partly funded by Western credits (US\$ 250m). Following its review of the backfitting programme for completeness in 1997, GRS checked and assessed in 1998 the offers of Western industrial companies concerning individual items of the programme for the BNSA.

Probabilistic safety assessment

Progress has also been made in connection with the probabilistic safety assessment (PSA) of the Bulgarian plants. PSAs now exist for all six units, albeit to different degrees of detail and depth.

The furthest advanced PSAs are those for Units 5 and 6. Commissioned by the EU, GRS was involved in a detailed assessment of the Level-1 PSA. The results have in the meantime been discussed with the authority, the operator and the PSA originator. The final report was submitted to the BNSA and the EU in early 1999.

Outlook

If one looks at the assistance provided by the West, the success that the joint activities so far have had is obvious. However, this can only be a provisional appraisal. Further efforts are required to ensure that what has been achieved will last and to continue consistently in the direction that has been chosen. The sustained enhancement of nuclear safety in Eastern Europe can only be achieved in the long run. It is also a vital safety-related interest of the Western partners.

H. Teske, P. Kelm

Forschungsbetreuung

Research Management

Die GRS unterstützt die Bundesregierung bei der Durchführung der Reaktorsicherheitsforschung sowie bei der Gestaltung internationaler Kooperationen auf diesem Gebiet. Im Oktober 1998 ist die Zuständigkeit für die Reaktorsicherheitsforschung vom BMBF in den Verantwortungsbereich des Bundesministeriums für Wirtschaft und Technologie (BMW) übergegangen.

Die GRS unterstützt das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) bei der Umsetzung des Hilfsprogramms „Kerntechnische Sicherheit in den mittel- und osteuropäischen Ländern und den neuen unabhängigen Staaten“ sowie bei der Bewertung der Ergebnisse ausgewählter Forschungsarbeiten hinsichtlich ihrer Bedeutung für Genehmigung, Aufsicht und das geltende kerntechnische Regelwerk.

Arbeiten für das BMW

Projekträgerschaft und -begleitung

Die GRS – seit dem 1. August 1978 Projekträger des BMFT/BMBF/BMW – ist seit dem 1. Januar 1998 beliehener Projekträger, dem seitdem die eigenverantwortliche Förderentscheidung und Erstellung von Zuwendungsbescheiden bzw. Vergabe von Aufträgen obliegt. Zuständige Organisationseinheit ist der Bereich Forschungsbetreuung (FB) der GRS. Als beliehener Projekträger des BMW ist die GRS zuständig für alle fachlichen und administrativen Angelegenheiten der Projektförderung zur Reaktorsicherheitsforschung in deutschen Forschungseinrichtungen. Von der Projekträgerschaft ausgenommen sind Arbeiten der GRS. Über deren Förderung entscheidet allein das BMW; die FB leistet fachliche Unterstützung als Projektbegleiter.

Insgesamt wurden von der FB im Jahr 1998 ca. 130 Vorhaben mit einem gesamten Fördervolumen von ca. 48 Mio. DM betreut. Die FB hat diese Vorhaben in fachlichen Diskussionen mit deutschen und auch ausländischen Forschungseinrichtungen vorbereitet, inhaltlich auf Einhaltung der Bewilligungsbedingungen des

BMW geprüft, im Rahmen der Projekträgerschaft die Förderentscheidung getroffen, die ordnungsgemäße Durchführung verfolgt und dokumentiert sowie die Ergebnisse daraufhin bewertet, ob die fachlichen Ziele erreicht wurden. Bei der Programm- und Vorhabensplanung wurde die FB von unabhängigen Expertengremien, sog. Projektkomitees, beraten. Deren Empfehlungen werden bei ihren Förderentscheidungen einbezogen.

Internationale Zusammenarbeit

Die FB unterstützt das BMW bei der forschungspolitischen und fachlichen Gestaltung seiner internationalen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung.

Die bilaterale Zusammenarbeit des BMW gründet sich auf Regierungs- und Ressortabkommen mit anderen Kernenergie nutzenden Ländern. Bereits seit den sechziger Jahren werden Expertentreffen und gemeinsame Projekte durchgeführt. Besonders hervorzuheben ist die langjährige und enge Zusammenarbeit mit dem Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA, Frankreich), die einen umfassenden Austausch wissenschaftlicher Ergebnisse sowie gemeinsame Forschungsarbeiten zur Reaktorsicherheit umfaßt. Wesentliche Beiträge hierzu leistet die Kooperation zwischen GRS und dem Institut de Protection et de Sécurité Nucléaire (IPSN).

Die FB trägt im Auftrag des BMW zur weiteren fachlichen Ausgestaltung der Regierungsabkommen mit den westlichen Partnerländern bei. Sie leistet dies unter anderem durch Vorbereitung, Verhandlung und Formulierung von Ausführungsverträgen unter dem jeweiligen Rahmenvertrag der Bundesregierung. So wurden 1998 mit dem „Korea Atomic Energy Research Institute“ (KAERI), dem „Health and Safety Executive“ (HSE, Großbritannien) sowie mit der „United States Nuclear Regulatory Commission“ (US-NRC) Abkommen über fachliche Vertiefungen der Zusammenarbeit in der Reaktorsicherheitsforschung abgeschlossen.

Seit Ende der achtziger Jahre konnten Beziehungen zu den mittel- und osteuropäischen Staaten und der Sowjetunion bzw. zu ihren Nachfolgestaaten aufgebaut und seitdem ständig ausgeweitet und fachlich vertieft werden. Hier leistet die FB Hilfe für das BMW bei der Ausgestaltung der allgemein gehaltenen Regierungsvereinbarungen durch ihre Konkretisierung in gemeinsamen Projekten mit osteuropäischen Forschungseinrichtungen.

Ein weiteres Feld der internationalen Zusammenarbeit des BMW ist dessen Mitwirkung in multinationalen Organisationen (IAEO, OECD, EU). Hier leistet die FB vor allem Zuarbeit für die fachliche Gestaltung gemeinsamer Arbeitsprogramme und steuert deren Realisierung in Deutschland. Die Ergebnisse dieser Arbeiten dienen dem BMW als Grundlage für seine Mitwirkung in internationalen Lenkungsgremien. Dazu gehören der beratende Programmausschuß für das 4. und anschließend für das 5. Rahmenprogramm der EU sowie das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) der Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD.

Einen besonderen Status haben die großen multinationalen Forschungsprojekte, die entweder auf der Basis bilateraler Verträge oder unter dem Dach internationaler Organisationen wie der OECD-NEA durchgeführt werden. In den Steuerungsgremien dieser Projekte vertritt die FB im Auftrag des BMW die Interessen Deutschlands sowohl in fachlicher als auch in finanzieller Hinsicht. Beispiele hierfür sind die OECD-Projekte HALDEN und RASPLAV sowie das multinationale MACE/ACEX-Projekt unter Federführung des Electrical Power Research Institute (EPRI, USA).

Wesentlicher Bestandteil der Zuarbeit der FB für das BMW ist die rasche Bearbeitung von ad-hoc-Fragen in der internationalen Kooperation. Hier setzt die FB ihre seit vielen Jahren gepflegten Verbindungen zu Institutionen im Ausland nutzbringend ein.



Enge internationale Zusammenarbeit ist ein wesentliches Element der Reaktorsicherheitsforschung. Sie schafft die Voraussetzung, einen Konsens über die Relevanz von Forschungsprojekten und eine in der wissenschaftlichen Welt breit akzeptierte Interpretation der erzielten Ergebnisse zu erreichen. Sie fördert darüber hinaus die Effektivität der Forschung unter Nutzung weltweit vorhandener Ressourcen, z. B. in internationalen Projekten.

Ein Beispiel ist das OECD-Projekt RASPLAV mit 17 Partnerinstitutionen, das im Kurtschatow-Institut in Moskau unter der wissenschaftlichen Leitung von Dr. Vladimir Asmolov (linkes Bild) durchgeführt wird. Das russische Wort RASPLAV steht für Schmelze. In den Versuchen werden reaktortypische Uran- und Zirkonoxid-Mischungen mittels Hochfrequenzheizung geschmolzen, auf eine Temperatur von ca. 2 500 °C gebracht, und untersucht, welchen Belastungen ein Reaktordruckbehälter (RDB) bei einem Kernschmelzunfall durch die Vorgänge in der Schmelze (Konvektion und/oder Schichtenbildung) ausgesetzt wäre. Zu sehen ist ein Teil der Apparatur und ein Ausschnitt aus dem zylindrischen RDB, bei dem eine Seitenwand entfernt wurde, sowie die kugelförmige Bodenkalotte mit der erstarrten Schmelze. Im rechten Bild sind die von oben eintauchenden Röhre der Versuchsinstrumentierung gut erkennbar, ebenso der unterhalb der Schmelze nicht geschmolzene Teil des eingebrachten Materials sowie der Rand der Stahlwand, die den RDB repräsentiert.

Im Steuerungsgremium von RASPLAV, dem Board of Management, stellt die GRS-Forschungsbetreuung den Vorsitzenden.

Close international co-operation is an essential element of reactor safety research. It creates the prerequisites for reaching a consensus on the relevance of research projects and for a wide acceptance of the interpretation of the results achieved in the scientific community. Moreover, it promotes the efficiency of research by using resources which are available world-wide, e.g. in international projects.

An example is the OECD project RASPLAV with 17 partner institutions, performed at the Kurchatov Institute in Moscow under the scientific management of Dr. Vladimir Asmolov (photo on the left). The Russian word RASPLAV means core melt. In the experiments, reactor-typical uranium- and zirconium-oxide mixtures are molten by means of high-frequency heating, heated up to a temperature of about 2,500 °C, and it is analysed to which loads a reactor pressure vessel (RPV) would be exposed in case of a core melt accident by the processes in the melt (convection and/or stratification). The picture shows a part of the equipment and a cut-out of the cylindrical RPV with a lateral wall removed as well as the RPV bottom head with the solidified melt. In the photo on the right, the pipes of the test instrumentation penetrating from above can clearly be seen, as well as the non-molten part of the transported material below the melt and the edge of the steel wall, representing the RPV.

In the steering committee of RASPLAV, the Board of Management, a GRS staff member of the Research Management Division holds the chair.

Arbeiten für das BMU

Die FB unterstützt als Projektträger den BMU bei dessen Hilfsprogramm „Kern-technische Sicherheit in den mittel- und osteuropäischen Ländern und den neuen unabhängigen Staaten“. Dieses verfolgt das Ziel, deutsche Technik zur Erhöhung der Sicherheit in den Kernkraftwerken Balakovo (Rußland) und Rowno bzw. Saporoshje (Ukraine) als ausgewählte Referenzanlagen einzusetzen und das Interesse anderer Kraftwerksbetreiber an dieser Sicherheitstechnik zu wecken (Multiplikatorwirkung). Durch Aufnahme des Ist-Zustands und Vergleich mit deutschen Anforderungen bzw. der deutschen Praxis im Bereich der Betriebssicherheit werden Grundlagen für behördliche Sicherheits-

bewertungen nach westlichen Maßstäben geschaffen.

Das Hilfsprogramm umfaßt u. a. ein Investitionsprogramm mit einem Finanzvolumen von insgesamt ca. 42 Mio. DM. Es sieht die Lieferung von Ausrüstungen zum Abbau von Schwachstellen in den Referenzanlagen in Rußland (Balakowo) und der Ukraine (Rowno/Saporoshje) vor. Die Lieferungen in die Ukraine konnten erfolgreich abgeschlossen werden.

Nach schwierigen und langen Verhandlungen zwischen dem BMU und dem Ministerium der Russischen Föderation für Atomenergie konnte am 8. Juni 1998 ein Abkommen über nukleare Haftung im Zusammenhang mit Lieferungen aus Deutschland für

Kernenergieanlagen in der Russischen Föderation unterzeichnet werden. Hiermit wurde die Freistellung deutscher Lieferer von Schadenersatzverpflichtungen aufgrund nuklearer Schäden erreicht.

Zu weiteren Verzögerungen führte wider Erwarten die Abklärung von Zollfragen. Die vom Kernkraftwerk Balakowo (Rußland) eingereichte Beantragung für die Deklaration der BMU-Lieferung als humanitäre Hilfe bei der dafür zuständigen Kommission in Moskau konnte aufgrund mehrerer Terminverschiebungen in 1998 nicht abschließend beraten werden. Eine positive Entscheidung dieser Kommission ist Voraussetzung für eine Zollbefreiung in Rußland. Die Systeme konnten inzwischen geliefert werden.

Research Management

GRS assists the Federal Government in the realisation of the reactor safety research as well as in the organisation and performance of international co-operation in this field. In October 1998, the competence for reactor safety research was transferred from the BMBF to the Federal Ministry of Economics and Technology (BMWi).

GRS assists the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU) in the implementation of its assistance programme "Nuclear Safety in the Countries of Central and Eastern Europe and the Newly Independent States" as well as in the assessment of the results of selected research activities with regard to their importance for licensing, supervision and applied nuclear standards.

Work performed for the BMWi

Project sponsorship and assistance

GRS – project sponsor of the BMFT/BMBF/BMWi since August 1, 1978 – has been authorised project sponsor since January 1, 1998, i.e. since that date it has been responsible to take decisions on the allowance of grants autonomously, to render the official grant decision, and to award contracts. The competent organisational unit is the Research Management Division of GRS. As authorised project sponsor of the BMWi, GRS is in charge of all technical and administrative matters related to sponsored reactor safety research projects of German research institutions, with the exception of GRS activities. The decision on grants for these activities is solely taken by the BMWi, and the Research Management Division gives technical support as project assistant.

Altogether, the Research Management Division managed about 130 projects with a total grant volume of approx. DM 48m in the year 1998. The Research Management Division prepared these projects in technical discussions with German and foreign research institutions, checked them in content with regard to compliance with the granting conditions of the BMWi, took decision on grants within the framework of its sponsorship, controlled and documented their orderly performance, and judged the results with regard to whether the technical aims were reached. For the planning of the

programmes and projects, the Research Management Division was consulted by independent expert committees, so-called project committees. Their recommendations are taken into account for decisions on grants.

International co-operation

The Research Management Division assists the BMWi in the organisation and performance of its international co-operation with regard to R&D policies and technical matters in the field of reactor safety research.

Bilateral co-operation of the BMWi is based upon governmental and interdepartmental agreements concluded with other countries exploiting nuclear energy. Some of these agreements have been maintained since the sixties by expert meetings and joint projects. Particular emphasis is to

be placed on the close co-operation with the Commissariat à l'Energie Atomique (CEA, France), which includes an extensive exchange of scientific results and joint research activities related to reactor safety. The co-operation between GRS and the Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) greatly contributes to it.

On behalf of the BMWi, the Research Management Division contributes to the technical specification of the governmental agreements with the Eastern partner countries. This is realised, among other things, by preparation, negotiation and formulation of execution contracts under the respective general agreement of the Federal Government. In 1998, e.g., arrangements on intensified co-operation for technical exchange in the field of reactor safety research with the "Korea Atomic Energy Research Institute" (KAERI), the



Das im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung des Bundesministeriums für Wirtschaft und Technologie angesiedelte Programm "Kompetenzerhaltung Kerntechnik" hat das Ziel, Dissertationen zu fördern, um dadurch einem Know-how-Verlust infolge des Generationenwechsels in Behörden und ihren Gutachterorganisationen wie auch in der Industrie entgegenzuwirken. Auch die Vereinigung deutscher Elektrizitätswerke (VDEW) fördert Promotionen, die von fachlichem Interesse für die Betreiber von Kernkraftwerken sind. Anlässlich der Jahrestagung Kerntechnik 1998 in München stellten die Doktoranden ihre Arbeitsfortschritte in einem speziellen Workshop vor. Das Foto zeigt sie zusammen mit Vertretern der betreuenden Institutionen.

The programme "Maintaining Competence in Nuclear Engineering", established within the framework of the reactor safety research of the Federal Ministry of Economics and Technology, has the aim to promote dissertations to counteract a loss of know-how due to the change of generations in the authorities and their expert organisations as well as in the industry. The Association of German Electric Power Utilities (Vereinigung deutscher Elektrizitätswerke – VDEW) also promotes those graduations which are of technical interest for the operators of nuclear power plants. On the occasion of the annual nuclear engineering meeting Kerntechnik 1998 in Munich, the doctorands presented their work progress achieved in a special workshop. The photo shows them together with representatives of the tutorial institutions.

“Health and Safety Executive” (HSE, Great Britain) and with the “United States Nuclear Regulatory Commission” (US-NRC).

Since the end of the 80s, relations have been established with the Central and East-European states and the Soviet Union or its successor states; they have continuously been intensified and deepened from a technical point of view since then. Here, the Research Management Division assists the BMWi in specifying the generally formulated governmental agreements by putting them in concrete terms in joint projects with East-European research institutions.

Another field of international co-operation of the BMWi is its participation in multinational organisations (IAEO, OECD, EU). In this respect, the Research Management Division gives, above all, assistance in the technical specification of joint working programmes and manages their realisation in Germany. The results of this work serve the BMWi as a basis for its contributions to international steering committees. These are e. g. the Programme Advisory Committee for the 4th and the 5th Framework Programme of the EU as well as the Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) of the Nuclear Energy Agency (NEA) of the OECD.

The big multi-national research projects have a special status; they are either carried out on the basis of bilateral agree-

ments or under the umbrella of international organisations such as the OECD-NEA. On behalf of the BMWi, the Research Management Division safeguards the interests of the Federal Republic of Germany in these steering committees from a technical and a financial point of view. Examples are the OECD projects HALDEN and RASPLAV as well as the multi-national ACE/ACEX project headed by the Electrical Power Research Institute (EPRI, USA).

An essential feature of the Research Management Division's assistance to the BMWi is the quick response to ad-hoc question related to international co-operation. Here, the Research Management Division benefits from its ties with foreign institutions, which it has been cultivating for many years.

Work performed for the BMU

As project sponsor, the Research Management Division supports the BMU in its assistance programme “Nuclear Safety in the Countries of Central and Eastern Europe and the Newly Independent States”. Its objective is to apply German safety technology for safety improvements of the nuclear power plants Balakovo in Russia and Rovno and Zaporozhye in the Ukraine as selected reference plants, and to interest other plant operators in this safety technology (multiplier effect). By the determination of the actual condition and comparison with German requirements

and German practice in the field of operational safety, the foundations are laid for safety assessments by the authorities according to Western standards.

The assistance programme includes, among other things, an investment programme with a financial volume of approx. DM 42m. It provides for the delivery of equipment for the reduction of deficiencies in the reference plants in Russia (Balakovo) and the Ukraine (Rovno/Zaporozhye). The deliveries to the Ukraine were performed successfully.

On June 8, 1998, an agreement on nuclear liability related to deliveries from Germany for nuclear installations in the Russian Federation was signed after difficult and lengthy negotiations between the BMU and the Ministry for Atomic Energy of the Russian Federation. By this, the exemption of German suppliers from the liability for nuclear damage was reached.

Contrary to expectations, the clarification of duty issues entailed further delays. The application for declaring the BMU-delivery as humanitarian aid, filed by the Balakovo nuclear power plant (Russia) at the competent commission in Moscow, could not be discussed finally due to several postponements of appointed dates. A positive decision by this commission is a prerequisite for an exemption from duty. In the meantime it has been possible to deliver the systems.

P. Erlenwein

Geschäftsstelle SFK/TAA

SFK/TAA General Secretariat

Die Störfall-Kommission (SFK) nach § 51a und der Technische Ausschuß für Anlagensicherheit (TAA) nach § 31a Bundes-Immissionsschutzgesetz sind beim BMU eingerichtete Expertengremien. Sie beraten die Bundesregierung in Fragen der Sicherheit verfahrenstechnischer Anlagen. SFK und TAA haben Arbeitskreise und ad-hoc-Gruppen eingerichtet, von denen zur Zeit 19 aktiv sind.

Die Geschäftsstelle ist bei der GRS in Köln angesiedelt. Dies ist zwischen Umweltbundesamt und GRS vertraglich vereinbart. Die Geschäftsstelle führt seit Februar 1992 die Geschäfte von TAA und SFK. Sie unterstützt die beiden Kommissionen sowie deren Untergremien im Rahmen der festgelegten Beratungsaufgaben fachlich und administrativ.

Störfall-Kommission (SFK)

Die Störfall-Kommission tagte im Berichtszeitraum dreimal. Sie beriet die Bundesregierung im Plenum wie in den 14 aktiven Gremien schwerpunktmäßig zu folgenden Themen:

- Auswertung sicherheitstechnisch bedeutsamer Ereignisse
- Dennoch-Störfälle
- Möglichkeiten der Verbesserung der Anlagensicherheit
- Umsetzung der Seveso-II-Richtlinie
- Bediensicherheit
- Sicherheitsaspekte bei der Produktion und Nutzung von Wasserstoff
- Sicherheitsmanagement-Systeme
- Toxikologie von Schadstoffen in Luft und Wasser

Die Arbeitsgruppe „Ereignisse“ des Arbeitskreises „Daten“ hat einen umfangreichen Bericht erarbeitet, der die Vorgehensweise bei der Analyse bedeutsamer sicherheitsrelevanter Ereignisse einschließlich Störfälle aus der Sicht des Immissionsschutzes festlegt. Auf der Grundlage dieses Berichtes soll die SFK in den nächsten Jahren alle entsprechen-

den Ereignisse kontinuierlich auswerten. Ziel ist es, Lücken im sicherheitstechnischen Regelwerk zu erkennen und zu beheben.

Die ad-hoc-Gruppe „Dennoch-Störfälle“ wurde in einen ständigen Arbeitskreis umgewandelt. Sein Auftrag ist es, einen Leitfaden zur Definition von „Dennoch-Störfällen“ und zur Betrachtung im Rahmen von Sicherheitsanalysen, Alarm- und Gefahrenabwehrplänen sowie der Katastrophenschutzplanung zu entwickeln.

Der Teilbericht „Begriffe und Glossar aus dem Bereich der Stoffbewertung für Gewässer und Boden“ ist ein Beitrag des Arbeitskreises „Schadstoffe Wasser“ zur Diskussion über Beurteilungswerte für Wasser und Boden, sofern sie durch Störfälle kontaminiert wurden.

Der Arbeitskreis „Schadstoffe Luft“ hat der SFK empfohlen, sich bei der Begründung von Konzentrations-Leitwerten im Störfall dem amerikanischen Konzept der AEGL-Werte (Acute Exposure Guideline Levels) anzuschließen. Die Beantwortung einer Reihe damit verbundener wissenschaftlicher Fragen geht über die einfache wissenschaftliche und administrative Begleitung, wie sie normalerweise durch Auftragnehmer üblich ist, hinaus. Deshalb hat der Arbeitskreis „Schadstoffe Luft“ weiterhin empfohlen, die bereits bestehende Toxikologie-Expertengruppe zu erweitern. Diese soll in arbeitsteiliger Form direkt mit den USA auf dem Gebiet der AEGL-Werte zusammenarbeiten.

Der „Bericht nach § 51a Abs. 2 BImSchG“ wurde fertiggestellt. Er ist eine Analyse zum Stand der Sicherheitstechnik in Deutschland und befaßt sich insbesondere mit der Vollständigkeit und Wirksamkeit des deutschen Regelwerks mit dem Schwerpunkt immissionsschutzrechtlicher Anforderungen. Er kommt u.a. zu dem Schluß, daß es hilfreich sei, ein Instrumentarium zusammenzustellen, mit dem im Rahmen von Genehmigungsanträgen der Stand der Sicherheitstechnik

ermittelt werden kann. Folgerichtig hat die SFK die ad-hoc-Gruppe „Ermittlung des Standes der Sicherheitstechnik“ gebildet, die einen Auftrag für den Arbeitskreis entwickelt hat.

Der Arbeitskreis „Seveso-Richtlinie“ beriet die Bundesregierung intensiv bei der Umsetzung der Seveso-II-Richtlinie. Er hat „Vorschläge zur Umsetzung der Richtlinie des Rates zur Beherrschung der Gefahren bei schweren Unfällen mit gefährlichen Stoffen (96/82/EG) in das deutsche Recht“ erarbeitet. Dabei waren Schwerpunkte die Definition des Seveso-II-Begriffes „Betrieb“ als „Betriebsbereich“ und die Anforderungen an den Sicherheitsbericht.

Zu den sicherheitstechnischen Aspekten der Nutzung von Wasserstoff hat der Arbeitskreis „Wasserstoff-Technologie“ einen Bericht vorgelegt, der das bestehende Regelwerk als grundsätzlich ausreichend bezeichnet. Er hat jedoch auf ihre besonderen sicherheitstechnischen Aspekte verwiesen. Der Arbeitskreis wird weiterhin an seinem Auftrag zur „Sicherheitskultur“ bei der ggf. künftigen Verwendung von Wasserstoff als umweltfreundlichem Energieträger arbeiten.

Der Arbeitskreis „Bediensicherheit“ hat die Ergebnisse des 1997 durchgeführten OECD-Workshop „Human Factor“ erarbeitet und sich mit den Ursachen für Fehlbedienungen in verfahrenstechnischen Anlagen befaßt.

Der Arbeitskreis „Management-Systeme“ hat sich vor allem mit der Erstellung von Leitfäden zu den Artikeln 7 (Konzept zur Verhütung schwerer Unfälle) und 9 (Sicherheitsmanagement-System) der Seveso-II-Richtlinie befaßt. Den Leitfaden zu Artikel 9 hat die SFK in ihrer 28. Sitzung am 3./4. November 1998 grundsätzlich gebilligt. Bei dem Leitfaden zu Artikel 7 gestaltete sich die Arbeit deutlich schwieriger, da die Richtlinie hier weniger konkrete Vorgaben enthält. Beide Leitfäden sollen 1999 verabschiedet werden.

TAA zur Verabschiedung auf der 16. Sitzung am 21. Oktober 1998 zugeleitet.

Im Arbeitskreis „Explosionsfähige Staub-/Luftgemische“ gab es keine Übereinstimmung in der Grundsatzfrage, ob die Staubexplosionsfähigkeit überhaupt Gegenstand der Störfall-Verordnung und der Umsetzung in die Seveso-II-Richtlinie sein sollte. Daher wurden dem TAA zu dessen 15. Sitzung zwei Positionspapiere zur weiteren Beratung vorgelegt. Da auch im TAA keine einheitliche Auffassung zum Thema erreicht werden konnte, sind dem BMU beide Positionen zur Kenntnis gebracht worden.

In der Geschäftsstelle sind die Erfahrungsberichte, die von den Länderbehörden übersandt wurden, gesammelt und ausgewertet worden. Da Inhalt und Detaillierungsgrad dieser Berichte sehr unterschiedlich sind, scheint es erforderlich, daß der Arbeitskreis „Erfahrungsaustausch“ Festlegungen von Mindestanforderungen für Erfahrungsberichte erarbeitet.

Die Europäische Kommission will den Leitfaden „Guidance on Inspections“ herausgeben, um die Mitgliedsstaaten bei der Auslegung des Artikels 18 („Inspection“) der Seveso-II-Richtlinie zu unterstützen. Im

Arbeitskreis „Anlagenüberwachung“ wurde auf der 17. Sitzung am 30. Juni 1998 der zweite Entwurf des Leitfadens beraten. Änderungsvorschläge wurden in einer Stellungnahme zu diesem Leitfaden aufgenommen und an die Technical Working Group 2 der Europäischen Union weitergeleitet.

Die Berichte der SFK und des TAA können von der Geschäftsstelle gegen eine Gebühr bezogen werden. Ein Teil der Berichte und Leitfäden von SFK und TAA sind jetzt auch über die Internet-Seite der GRS (<http://www.grs.de>) im pdf-Format als Volltext verfügbar.

SFK/TAA General Secretariat

The Accident Commission (SFK) set up in accordance with § 51a of the Federal Immission Control Act (BImSchG) and the Technical Committee for Plant Safety (TAA) set up in accordance with § 31a of the BImSchG are expert committees founded by the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU). They advise the Federal Government on matters pertaining to the safety of industrial processing facilities. SFK and TAA have established Working Groups and formed ad hoc groups, of which 19 are currently active.

The General Secretariat was set up at GRS in Cologne. A corresponding agreement was signed between the Federal Environmental Agency and GRS. Since February 1992, the office has been conducting the business of TAA and SFK. It lends professional and administrative support to both organisations as well as to their sub-committees within the framework of the specified advisory tasks.

Accident Commission (SFK)

The Accident Commission convened three times during the reporting period. It advised the Federal Government in pleno and as well in the 14 active committees centring upon the following issues:

- Evaluation of safety-significant events
- Nevertheless-Accidents
- Possibilities for improving plant safety
- Implementation of the Seveso-II Guideline

- Operating safety
- Safety aspects with regard to the production and use of hydrogen
- Safety management systems
- Toxicology of contaminants in air and water

The "Events" group in the "Data" Working Group has produced a comprehensive report which lays out the procedure for analysing safety-significant events including incidents as seen from the point of view of immission control. Over the coming years, the SFK will be continually evaluating all relevant events on the basis of this report. The objective is to detect and remove loopholes from the safety-related regulations.

The ad hoc group "Nevertheless-Accidents" was transformed into a permanent Working Group. Its task is to develop a guideline for defining Nevertheless-Accidents and for their consideration within the framework of safety analyses, alarm plans and hazard control plans as well as for disaster control planning.

The sub-report "Terms and Glossary in the Field of Materials Evaluation for Waters and Soil" is a contribution by the Working Group on "Contaminants Water" to the discussion of definition values for water and soil insofar as these are contaminated through accidents.

The "Air Pollution" Working Group has recommended that the SFK adopt the American concept of AEGL-values (Acute Exposure Guideline Levels) in establishing guideline concentration values for acci-

dents. The answer to a series of related scientific questions goes beyond the simple scientific and administrative accompanying assistance normally provided by the contractor. Hence, the "Contaminants Air" Working Group has further proposed that the already existing Toxicology Experts Group be expanded. This group should collaborate directly – on the principle of the division of labour – with the USA in the area of AEGL values.

The "Report in accord with § 51a para. 2 BImSchG" was completed. It is an analysis of the current status of safety engineering in Germany and has in particular to do with the completeness and effectiveness of German regulations with the emphasis on the legal requirements of immission control. It concludes among other things that it would be helpful to compile a set of instruments with which the status of engineered safeguards could be ascertained within the framework of licence applications. The SFK subsequently formed the ad hoc group on "Determination of the Status of Engineered Safeguards" which formulated a task for the Working Group.

The "Seveso Guideline" Working Group diligently advised the Federal Government on the implementation of the Seveso-II Guideline. It has worked out "Proposals for Converting into German Law the Council's Guidelines for Controlling the Hazards of Severe Accidents involving Hazardous Materials (96/82/EG)". Main points included the definition of the Seveso-II term "Operation" as "Area of Operation" and the requirements for the safety analysis report.

The "Hydrogen Technology" Working Group has submitted a report on the safety-related aspects of the use of hydrogen. This report considers the existing regulations as basically sufficient. It nonetheless makes reference to the particular safety-related aspects. The Working Group will continue pursuing its "Safety Culture" task regarding the prospective use of hydrogen as an environmentally friendly carrier of energy.

The "Operating Safety" Working Group has reworked the results of the "Human Factor" OECD Workshop conducted in 1997 and occupied itself with the causes of operational failures in process-based facilities.

The "Management Systems" Working Group has mostly dwelled upon preparing guidelines in accord with Articles 7 (Concept for Avoiding Severe Accidents) and 9 (Safety Management System) of the Seveso-II Guideline. The guideline on Article 9 was basically approved by the SFK in its 28th meeting on November 3-4, 1998. The work on the guideline regarding Article 7 turned out to be a good deal more difficult since the regulation here contains less concretised instructions. Both guidelines should meet with approval in 1999.

Technical Committee for Plant Safety (TAA)

The TAA convened twice in 1998. Of the total of 12 Working Groups which were set

up between 1992 and 1997, five were active in 1998.

The activities of the "Ammonia Refrigerating Systems" Working Group in 1998 was marked by the transformation of the guideline on "Safety-related requirements for ammonia refrigerating systems" into a draft Technical Rule on Plant Safety (TRAS 110). The proposal was drawn up at the 19th meeting of the Working Group on August 26, 1998 and submitted for approval at the 16th meeting of the TAA on October 21, 1998.

The "Detection and Control of Exothermal Chemical Reactions" Working Group concerned itself with transforming the like-named guideline (TAA-GS-05) into the draft Technical Rule on Plant Safety (TRAS 410) taking into account two memoranda from BG Chemie. At the 9th meeting on October 14, 1998 the draft of TRAS 410 was completed and delivered afterwards to TAA for approval at the 16th meeting on October 21, 1998.

In the "Potentially Explosive Dust-/Air Mixtures" Working Group there was no agreement on the basic issue of whether potential dust explosions should in any way be subject matter of the Hazardous Incident Ordinance and implemented into the Seveso-II Guideline. Hence, two position papers were submitted to the TAA at its 15th meeting for further consultation. Since

also in the TAA no unequivocal view of this topic could be reached, both positions have been brought to the attention of the BMU.

At the General Secretariat, the experience reports that were submitted by the *Länder* authorities were compiled and evaluated. Since the contents of these reports and their level of detail differ widely, it appears to be necessary that the "Experience Exchange" Working Group focus upon establishing the minimum requirements for experience reports.

The European Commission intends to issue the guideline "Guidance on Inspections" in order to lend support to the Community Member States with the interpretation of article 18 ("Inspection") of the Seveso-II Guideline. At the 17th meeting on June 30, 1998, of the "Plant Monitoring" Working Group, the second draft of the guideline was discussed. Proposed changes were included in a comment on this guideline and were passed on to the Technical Working Group 2 of the European Union.

The SFK and TAA reports can be obtained from the General Secretariat for a fee. Part of the SFK and TAA reports and guidelines are now also available as full-text pdf-files from the GRS Internet page (<http://www.grs.de>).

U. Otto

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV)

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EEIG)

Die GRS und ihr französischer Partner IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) begannen 1989 gemeinsam, die Sicherheit von Reaktoren sowjetischer Bauart zu untersuchen. Die ersten Bewertungen konzentrierten sich auf die damals im Betrieb oder im Bau befindlichen Reaktoren an den Standorten Greifswald und Stendal in Ostdeutschland.

Der Beginn der europäischen Unterstützungsprogramme für die Länder Osteuropas veranlaßte die beiden Organisationen, 1992 das Tochterunternehmen RISKAUDIT zu gründen. Es hat seinen Sitz in Fontenay-aux-Roses, Frankreich, unter dem Dach von IPSN. Derzeit beschäftigt RISKAUDIT neun Mitarbeiter (fünf von IPSN und vier von GRS).

In den Ländern Osteuropas existieren erst seit einigen Jahren Aufsichts- und Genehmigungsbehörden und deren zugeordnete technische Sicherheitsorganisationen (TSO). Sie befinden sich noch im Aufbau.

RISKAUDIT hat in diesem Zusammenhang folgende Aufgaben übernommen:

1. Die Behörden und TSO sollen bei ihrem Auftrag, die Sicherheit kerntechnischer Anlagen zu verbessern, in allen Fragen der Anlagentechnik unterstützt werden. Priorität hat die Bewertung der Sicherheit von in Betrieb befindlichen WWER-Reaktoren und die Überprüfung der von den Betreibern vorgeschlagenen Verbesserungen.
2. Die Regeln und Richtlinien für die Sicherheitsanalyse westlicher Druckwasserreaktoren sollen für WWER-Reaktoren angepaßt und Experten vor Ort ausgebildet werden.
3. Transfer von Wissen und Methodik, um langfristig eine „Sicherheitskultur“ in diesen Ländern zu etablieren.

Bei diesen verschiedenen Aufgaben greift RISKAUDIT in erster Linie auf IPSN und GRS zurück, arbeitet darüber hinaus mit sechs weiteren westeuropäischen TSO

aus England, Belgien, Italien, Spanien, Schweden und Finnland zusammen. Diese acht Organisationen haben die **T**echnical **S**afety **O**rganisation **G**roup (TSOG) gegründet, die von RISKAUDIT repräsentiert wird und für die sie das technische Sekretariat führt. Die TSOG-Aktivitäten beziehen sich insbesondere auf die beiden ersten Aufgaben.

Darüber hinaus ist RISKAUDIT auch im Rahmen der **R**egulatory **A**ssistance **M**anagement **G**roup (RAMG) tätig. Diese Arbeiten beziehen sich insbesondere auf die dritte Aufgabe.

Weiterhin koordiniert RISKAUDIT im Auftrag der französischen und deutschen Behörden verschiedene Aktivitäten, um einen neuen regulatorischen Rahmen für die Reaktorsicherheit in Osteuropa zu schaffen.

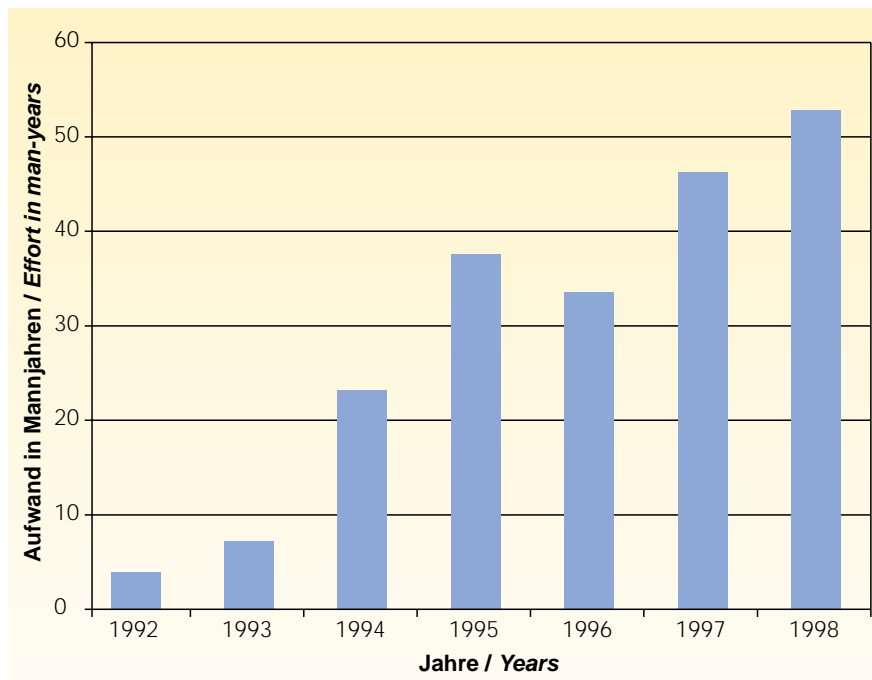
Finanziert werden die Projekte von RISKAUDIT vornehmlich über Verträge mit der Europäischen Kommission im Rahmen der Programme Tacis und Phare zur Unterstützung der Länder Osteuropas und der ehemaligen Sowjetunion oder über Verträge mit der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung. RISKAUDIT arbeitet in den Ländern Armenien, Bulgarien, Litauen, Rußland, Slowakische Republik, Tschechische Republik, Ukraine, Ungarn und Weißrußland.

Aufgrund der großen Anzahl der Kernkraftwerke und des Umfangs der Arbeiten für Rußland und die Ukraine haben GRS und IPSN bereits vor mehreren Jahren in Moskau und Kiew technische Büros eröffnet. Dort arbeitet ein Team französischer, deutscher und russischer beziehungsweise ukrainischer Ingenieure. Diese Büros werden von RISKAUDIT geleitet.

Im folgenden werden aktuelle Projekte vorgestellt, die von besonderer sicherheitstechnischer Bedeutung sind:

Unterstützung der ukrainischen Sicherheitsbehörde

Grundlage für die Arbeiten von RISKAUDIT in der Ukraine ist das „Memorandum of



Zeitliche Entwicklung der von RISKAUDIT verfolgten Projekte in Mannjahren
Development over time of projects pursued by RISKAUDIT in man-years

Understanding“ vom Dezember 1995, das die ukrainische Regierung, die G7-Staaten und die Kommission der Europäischen Gemeinschaft unterzeichnet haben. Das Memorandum verfolgt primär das Ziel, das Kernkraftwerk Tschernobyl bis zum Jahre 2000 abzuschalten. Als Ersatz ist vorgesehen, zwei WWER-Reaktoren bei Rowno und Khmelnitzki (R4/K2 mit einer elektrischen Leistung von je 1000 MW) fertigzustellen. Der Bau dieser beiden Reaktoren wurde 1991 aus finanziellen Gründen eingestellt.

Bereits seit 1995 arbeitet RISKAUDIT an der Umsetzung des Memorandums mit, so im Rahmen umfangreicher Projekte zum Bau notwendiger Entsorgungsanlagen für die stillgelegten Blöcke 1 bis 3 des Kernkraftwerks Tschernobyl. Parallel dazu wurden von RISKAUDIT umfassende Studien über technische Grundlagen zur Fertigstellung von Rowno 4 und Khmelnitzki 2 erarbeitet. Die endgültige Entscheidung über die Finanzierung des Weiterbaus dieser beiden Reaktoren ist jedoch noch nicht gefallen.

Ein weiteres Projekt von RISKAUDIT in der Ukraine umfaßt die geplante Modernisierung des Sarkophags (Shelter Implementation Plan) um den Block 4 des Kernkraftwerks Tschernobyl. Die Überreste des Reaktors wurden nach dem Unfall in großer Eile unter erheblichen technischen und radiologischen Schwierigkeiten durch einen Schutzmantel von der Umwelt abgeschirmt. Aufgrund der schwierigen Bedingungen bei seiner Errichtung verfällt der Sarkophag schneller als angenommen, seine Dichtheit und seine Stabilität bereiten zunehmend Probleme. RISKAUDIT bewertet zusammen mit GRS und IPSN die damit verbundenen Risiken. Dabei handelt es sich insbesondere um die Gefahr des Einsturzes von Bauteilen sowie nuklearer Reaktionen in brennstoffhaltigen Rückständen im zerstörten Reaktor. Des Weiteren werden externe Risiken wie Erdbeben und Witterungseinflüsse untersucht.

Zusammenarbeit mit dem russischen Komitee für Reaktorsicherheit und Strahlenschutz Gosatomnadzor und dem Ministerium für Atomenergie MINATOM

Im Rahmen eines Consultancy Agreement subventioniert die Europäische Bank für Wiederaufbau und Entwicklung ein Projekt, bei dem die Bereitstellung technischer Ausrüstungen im Vordergrund steht. Durch

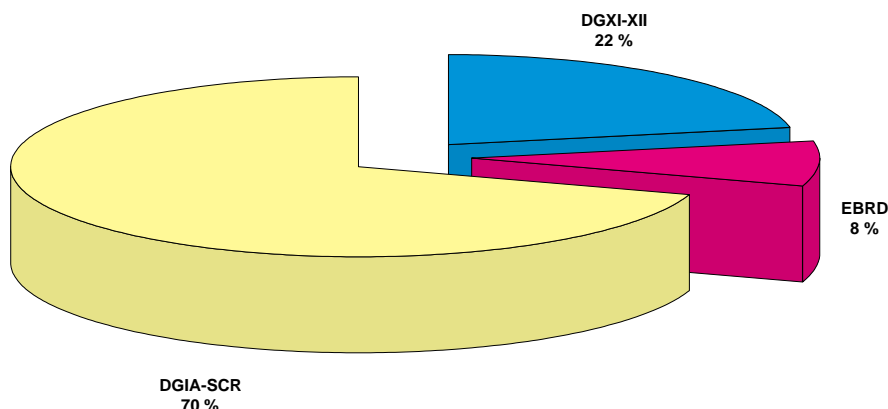
RISKAUDIT Verträge / RISKAUDIT Contracts

1991 - 1999:

81 Verträge mit einem Finanzvolumen von 73 MEURO
81 Contracts with a financial volume of 73 MEURO
(IPSN: 13 MEURO; GRS: 17 MEURO)

1998:

14 neue Verträge / 14 new contracts



Die von RISKAUDIT betreuten Projekte werden vornehmlich über Verträge mit der Europäischen Kommission sowie der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung finanziert.

The projects lying in the hand of RISKAUDIT are mainly funded by contracts awarded by the European Commission or by contracts awarded by the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD).

diese Maßnahmen soll ein zuverlässiger Betrieb der Kernkraftwerke Nowoworonesh (Blöcke 3 und 4), Kola (Blöcke 1 und 2) und Leningrad (Blöcke 1 bis 4) erreicht werden. Dieses Consultancy Agreement wurde Anfang 1999 durch technische Seminare in den betroffenen Anlagen erweitert. In diesen Seminaren geht es darum, offene Fragen zu diskutieren und die wichtigsten Modernisierungsmaßnahmen, die während der Laufzeit des Projektes angeregt und durchgeführt wurden, zu bewerten.

Genehmigungsrelevante Fragen für Reaktoren des Typs WWER 440/230, -/213 und WWER-1000

Ende 1998 wurden folgende sechs Projekte im Rahmen von Tacis abgeschlossen:

- Beurteilung sicherheitsbezogener Modernisierungsmaßnahmen im Kernkraftwerk Nowoworonesch, WWER-440/230, Blöcke 3 und 4
- Beurteilung der Versprödung von Reaktordruckbehältern
- Beurteilung der Primärkreisintegrität von WWER-440/230; Anwendung des Leckvor-Bruch-Konzepts

- Unterstützung durch die TSO bei der Genehmigung von Modernisierungsmaßnahmen in Kernkraftwerken mit WWER-440/213 – Kola 3, 4.
- Beurteilung der sicherheitstechnischen Auslegung und der Betriebssicherheit für das Programm zur Sicherheitsverbesserung von WWER-1000-Reaktoren sowie ein Vor-Ort-Programm für einzelne Anlagen
- Beurteilung der Beherrschung schwerer Störfälle und des anlageninternen Notfallschutzes

Vier dieser Projekte wurden 1998 planmäßig abgeschlossen. Sie erwiesen sich als sehr hilfreich für die Zusammenarbeit von RISKAUDIT/IPSN/GRS mit der russischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde Gosatomnadzor und seiner TSO (SEC NRS – Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety)

Kernkraftwerk Kalinin, Block 3, Rußland

Im März 1998 beauftragte die Europäische Kommission RISKAUDIT, die russische Gosatomnadzor und seine TSO im Genehmigungsverfahren für die Modernisierung

des Kernkraftwerks Kalinin, Block 3, zu unterstützen. Dieses Vorhaben wurde von RISKAUDIT, IPSN, GRS und AIB Vincotte Nucléaire, Belgien, durchgeführt. Es ist das Folgeprojekt, in dem RISKAUDIT das vorgeschlagene Modernisierungsprogramm für die Fertigstellung von Kalinin-3 bewertet hat.

Die ursprüngliche Projektdauer sollte neun Monate betragen und Ende 1998 abgeschlossen sein. Der Betreiber hat jedoch sein Modernisierungsprogramm, das noch nicht verfügbar ist, überarbeitet. Daher wurde das Projekt bis September 1999 erweitert und im Aufwand angepaßt.

Kernkraftwerk Kozloduj, Blöcke 5 und 6, Bulgarien

Der Vertrag über die Sicherheitsbewertung des bulgarischen Kernkraftwerks Kozloduj, Blöcke 5 und 6, wurde im Januar 1998 unterzeichnet. Er umfaßt die Bewertung des Verbesserungsprogramms für den ersten Genehmigungsschritt einschließlich der Überprüfung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA).

Durch technische Probleme und Verzögerungen seitens der Industrie konnte der

vorgesehene Vertragsumfang nicht vollständig bearbeitet werden. Jedoch unabhängig davon wurde die PSA überprüft; es ergaben sich daraus zahlreiche Verbesserungsvorschläge.

Kernkraftwerk Ignalina, Litauen

Das Kernkraftwerk Ignalina wurde von ost- und westeuropäischen TSO sicherheitstechnisch bewertet. Mit diesem Projekt wurde erstmals ein den westlichen Reaktoren analoger Sicherheitsbericht erarbeitet und anschließend von ost- und westeuropäischen Experten beurteilt. Die Bewertung ergab, daß der Bericht die wesentlichen Sicherheitsfragen gut abdeckt, jedoch einige wichtige Aspekte noch offen läßt. Die dazu abgegebenen Empfehlungen wurden in Folgeprojekten untersucht. Weiterhin unterstützt RISKAUDIT die litauische Aufsichtsbehörde VATESI bei der Umsetzung der Ergebnisse des Sicherheitsberichts.

Das Projekt lief Ende November 1998 aus. Das Angebot für ein Folgeprojekt wurde im Oktober 1998 bei der Europäischen Kommission eingereicht, der Vertrag im Januar 1999 unterzeichnet. Ziel ist vor allem die

Stärkung von VATESI durch die TSO Litauens und der EU bei:

- der Bewertung von anlagenspezifischen Vorschlägen für Sicherheitsverbesserungen mit dem Ziel, eine Genehmigung zu erteilen,
- der Anwendung der Ergebnisse und Schlußfolgerungen des Sicherheitsberichts für das Kernkraftwerk Ignalina, dessen Überprüfung sowie der Empfehlungen des Ignalina Safety Panel.

Kernkraftwerk Medzamor, Block 2, Armenien

Mit einem Projekt, das im April 1998 endete, konnte die armenische Genehmigungsbehörde ANRA dabei unterstützt werden, Anforderungen an eine Modernisierung für einen kurzfristigen Weiterbetrieb von Block 2 des Kernkraftwerks Medzamor zu identifizieren. Das Anschlußprojekt vom November 1998 beinhaltet die mit ANRA gemeinsame unabhängige Überprüfung bereits durchgeführter genehmigungsrelevanter Änderungen.

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EEIG)

GRS and its French partner IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) together began in 1989 to analyse the safety of Soviet-designed reactors. At the time, the first analyses concentrated on the operating reactors and those under construction at the Greifswald and Stendal sites in Eastern Germany.

The establishment of the European assistance programmes for the countries of Eastern Europe induced the two organisations to form the subsidiary RISKAUDIT in 1992. Its headquarters are in Fontenay-aux-Roses, France, on the premises of IPSN. At present, RISKAUDIT employs nine staff (5 from IPSN and 4 from GRS).

In the countries of Eastern Europe, licensing and supervisory authorities and their associated technical safety organisations (TSOs) have only been existing for a few years. They still have not been fully established. In this context, RISKAUDIT has taken on the following tasks:

1. In view of their task to improve the safety of nuclear facilities, the authorities and TSOs are to be given assistance on all issues of systems engineering. The assessment of the safety of operating VVER reactors and the critical examination of improvements proposed by the utilities has priority.
2. The rules and regulations for the safety analysis of Western-type pressurised water reactors are to be adapted to VVER reactors, and experts are to be given on-site training.
3. Transfer of knowledge and methods in order to establish in the long run a "safety culture" in these countries.

In performing these tasks, RISKAUDIT mainly falls back on IPSN and GRS but also collaborates with six further TSOs from England, Belgium, Italy, Spain, Sweden and Finland. These eight organisations have formed the **Technical Safety Organisation Group (TSOG)**, which is represented by RISKAUDIT and for which the latter acts as Technical Secretariat. The TSOG activities are mainly directed at the first two tasks.

In addition, RISKAUDIT is also involved in the work of the **Regulatory Assistance Management Group (RAMG)**. These activities relate mainly to the third task.

RISKAUDIT furthermore co-ordinates different activities on behalf of the French and German authorities in aid of the creation of a new regulatory framework for nuclear safety in Eastern Europe.

RISKAUDIT projects are mainly funded by contracts awarded by the European Commission within the framework of the Tacis and Phare programmes for the assistance of the countries of Eastern Europe and the former Soviet Union or by contracts awarded by the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD). RISKAUDIT is active in Armenia, Bulgaria, Lithuania, Russia, the Slovak Republic, the Czech Republic, the Ukraine, Hungary and Belarus.

Several years ago already, GRS and IPSN opened technical offices in Moscow and Kiev owing to the large number of nuclear power plants in Russia and the Ukraine

and the extent of the work performed for these countries. Working at these offices are teams of French, German and Russian/Ukrainian engineers. These offices are managed by RISKAUDIT.

Support of the Ukrainian safety authority

The basis of the work of RISKAUDIT in the Ukraine is the "Memorandum of Understanding" of December 1995 which was signed by the Ukrainian government, the G7 states and the Commission of the European Communities. The Memorandum has the primary objective of closing down the Chernobyl nuclear power plant by the year 2000. As compensation, it is intended to complete two VVER reactors at Rovno and Khmelnytsky (R4/K2 with an electrical power of 1,000 MW each). Construction of these two reactors was stopped in 1991 for financial reasons.

Since 1995 already, RISKAUDIT has been involved in the implementation of the Memorandum, e. g. in connection with large projects concerning the construction of the needed waste disposal facilities for

the decommissioned/shut-down units 1 to 3 of the Chernobyl nuclear power plant. Parallel to these activities, RISKAUDIT prepared comprehensive studies on the technical bases for a completion of Rovno-4 and Khmelnytsky-2. However, a final decision about the funding for the completion of these reactors has not yet been taken.

A further project of RISKAUDIT in the Ukraine deals with the planned modernisation of the Sarcophagus (Shelter Implementation Plan) around Unit 4 of the Chernobyl nuclear power plant. After the accident, the remains of the reactor were screened from the environment by a protective casing erected at great haste and under considerable technical and radiological difficulties. Owing to the difficult conditions of its construction, the Sarcophagus is becoming dilapidated faster than originally assumed, and its leakage integrity and stability pose more and more problems. RISKAUDIT is assessing the associated risks together with GRS and IPSN. These are in particular the danger of a collapse of parts of the structure as well as nuclear reactions within fuel-containing

residues in the destroyed reactor. Furthermore, external risks like earthquakes and environmental influences are examined.

Co-operation with the Russian Committee on Nuclear Safety and Radiation Protection Gosatomnadzor and the Atomic Energy Ministry MINATOM

Within the framework of a Consultancy Agreement, the EBRD is subsidising a project which has the provision of technical equipment as its main objective. With these measures, the reliable operation of the Novovoronezh (Units 3 and 4), Kola (Units 1 and 2) and Leningrad (Units 1 to 4) nuclear power plants is to be achieved. This Consultancy Agreement was extended at the beginning of 1999 to include technical seminars at the plants concerned. The aim of these seminars is to discuss unresolved issues and assess the most important modernisation measures proposed and implemented during the project's term.

Licensing-related assessments for reactors of the type VVER 440/230, -/213 and VVER-1000

At the end of 1998, the following six projects within the framework of the Tacis programme were finalised:

- Licensing-related assessment of safety-related modernisation measures for the Novovoronezh nuclear power plant, VVER-440/230, Units 3 and 4
- Licensing-related assessment of reactor vessel embrittlement
- Licensing-related assessment of the primary system integrity of VVER-440/230; application of the leak-before-break concept
- TSO support in the licensing procedure of modernisation measures for NPPs with VVER-440/213 – Kola 3, 4
- Licensing-related assessment of the safety design and operational safety of the VVER-1000 Safety Improvement Programme and On-Site Programme for individual plants
- Assessment of the control of severe accidents and of accident management (AM) measures.

Four of these projects were completed to schedule in 1998. They provided a good vehicle for the co-operation of



v.l.n.r.: Hartmuth Teske (Leiter des Moskauer Büros bis Januar 1998), Yuri Vishnevsky, Chef der Genehmigungsbehörde Rußlands (RF GOZATOMANDZOR) sowie Armin Jahns (Direktor von RISKAUDIT)

from left to right: Hartmuth Teske (Head of the Moscow Office until January 1998), Yuri Vishnevsky, Director of the Russian Regulatory Authority (RF GOZATOMNADZOR), and Armin Jahns (Director of RISKAUDIT)

RISKAUDIT/IPSN/GRS and the Russian licensing and supervisory authority and its TSO (SEC NRS – Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety).

Kalinin nuclear power plant, Unit 3, Russia

In March 1998, the European Commission engaged RISKAUDIT to support the Russian Gosatomnadzor and its TSO in the licensing procedure for the modernisation of Unit 3 of the Kalinin nuclear power plant. This project was carried out by RISKAUDIT, IPSN, GRS and AIB Vincotte Nucléaire (Belgium). It is the follow-up to the assessment by RISKAUDIT of the proposed modernisation programme for the completion of Kalinin-3.

The original project had been planned to last for nine months and was scheduled for completion at the end of 1998. In the meantime, however, the operating organisation has revised its modernisation programme, and this revised version is not yet available. For this reason, the project has been extended until September 1999 and its scope has been re-defined.

Kozloduy nuclear power plant, Units 5 and 6, Bulgaria

The contract concerning the safety assessment of Units 5 and 6 of the Bulga-

rian Kozloduy nuclear power plant was signed in January 1998. It comprises the assessment of the improvement programme for the first licensing step including the review of a probabilistic safety analysis (PSA).

Owing to technical problems and delays on the part of the industry, it was not possible to cover the intended scope of the contract to the full. However, the PSA review was nevertheless performed, resulting in numerous improvement proposals.

Ignalina nuclear power plant, Lithuania

The Ignalina nuclear power plant was assessed from a safety-related point of view by East- and West-European TSOs. With this project, a safety analysis report (SAR) of the same kind as for Western reactors was prepared for the first time for a Soviet-designed plant and was subsequently reviewed by East- and West-European experts. The review showed that the SAR covers the major safety issues in a satisfactory manner, but that some important aspects are still left open. The recommendations made in this connection were examined in follow-up projects. Furthermore, RISKAUDIT provides assistance to the Lithuanian regulatory authority VATESI in connection with the implementation of the SAR results.

The project ran out at the end of November 1998. A bid for a follow-up project was submitted to the European Commission in October 1998, and the contract was signed in January 1999. The aim is above all to strengthen VATESI through assistance by the TSOs of Lithuania and the EU in

- the utilisation of the results and conclusions of the SAR for the Ignalina nuclear power plant, the review of the SAR (RSR), and the review of the recommendations of the Ignalina Safety Panel,
- the assessment of plant-specific proposals for safety improvements aimed at the granting of a licence.

Medzamor nuclear power plant, Unit 2, Armenia

With a project that ran out at the end of April 1998 it was possible to assist the Armenian regulatory authority ANRA in identifying requirements for the modernisation and short-term further operation of Unit 2 of the Medzamor nuclear power plant. The follow-up project of November 1998 contained the joint independent review with ANRA of already implemented licensing-relevant modifications.

A. Jahns

Das Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH

Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH

Der Schwerpunkt von ISTec lag 1998 auf der Diagnosetechnik, Sicherheitsleittechnik, Systementwicklung und Entsorgung. Auf allen vier Kernfeldern wurden verstärkt Anstrengungen unternommen, neue und insbesondere nicht-nukleare Projekte zu akquirieren.

Diagnosetechnik

Auch 1998 war die Beratung des BMU zu Diagnoseverfahren in Kernkraftwerken im Rahmen seiner Zweckmäßigkeitsaufsicht ein Schwerpunkt. Auch für die Kernkraftwerke wurden Service und Beratung auf dem Diagnosesektor fortgeführt: die Schwingungsüberwachung von Systemen des Primärkreises in sieben Druckwasserreaktoren (DWR), der Zwangsumwälzpumpen in drei Siedewasserreaktoren (SWR) und an vier Turbinen sowie die betriebsbegleitenden Analysen von Körperschallmessungen an fünf DWR-/SWR-Anlagen. Die Arbeiten an neuen Verfahren zur Armaturendiagnose liefen weiter. Das neu entwickelte Verfahren zur piezoelektrischen Spindelkraftmessung an Absperschiebern wurde im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld praktisch erprobt.

Die Markteinführung des neuen COMOS-Nachfolgesystems COMOS-nt wurde weiter vorangetrieben. So konnte anlässlich des COMOS-User-Clubs ein Prototyp des neuen COMOS-nt Systems vorgestellt werden. Jährlich organisiert ISTec einen zweitägigen Erfahrungsaustausch, den sogenannten COMOS-User-Club in Garching. Dieser konnte 1998 sein 10-jähriges Bestehen feiern. Für ISTec ist dies eine gute Gelegenheit, seine Arbeiten, Neuentwicklungen und technische Lösungsmöglichkeiten auf dem Diagnosesektor zu präsentieren. Darüber hinaus bietet der Club Fachleuten aus dem Kraftwerks- und Herstellerbereich Möglichkeiten zum Erfahrungsaustausch.

Mit der Deutschen Bahn AG hat ISTec Kontakt aufgenommen. Bei der Entwicklung neuer technischer Lösungen zur Verbesserung der Entgleisungssicherheit von

Hochgeschwindigkeits-Zügen könnte ISTec seine Kenntnisse und Erfahrungen bei der Schadensfrüherkennung einbringen. Damit erschlosse sich auch ein zukunftsträchtiges Projekt auf konventionellem Gebiet.

Leittechnik

Die Entwicklung methodischer Grundlagen für die Qualifizierung hochzuverlässiger Software gehörte zu den besonderen Herausforderungen. Dazu gehören Methoden zur Nachqualifizierung konventioneller Software, Methoden zur Auswertung von Betriebserfahrungen beim Softwareeinsatz und die Weiterentwicklung von Verfahren zur Spezifikationsanalyse. Beratung und Unterstützung der Behörden bei der sicherheitstechnischen Bewertung digitaler Sicherheitsleittechnik wurden fortgesetzt. Hierzu zählte vor allem die Beratung der ungarischen und ukrainischen Behörden bei den Genehmigungsverfahren für die Kernkraftwerke Paks und Rowno sowie die Beratung des slowakischen Gutachters VUIJE im Genehmigungsverfahren für die Anlage Bohunice. Bei der Begutachtung von Bohunice wurde zum ersten Mal im Genehmigungsverfahren für die Verifikation der Teleperm XS Software das von ISTec entwickelte Analysewerkzeug RETRANS eingesetzt.

Auf neue Projekte bei der Softwarequalifizierung war die Akquisition besonders ausgerichtet. Ziel ist es, das bei ISTec verfügbare Know-how auch bei der Qualifizierung hochzuverlässiger Software auf dem konventionellen Sektor, z. B. in der Medizintechnik, einzusetzen. Erste Kontakte zu interessierten Firmen wurden geknüpft.

Systementwicklung (IT-Systeme)

Die Schwerpunkte lagen auf der Weiterentwicklung des im Kernkraftwerk Philippsburg eingesetzten Monitoringsystems ADAS zur Erfassung, Überwachung und Auswertung von Aktivitätsdaten und des bei der Stilllegung von Greifswald und

Rheinsberg eingesetzten Reststofffluß-Verfolgungs- und Kontrollsystems ReVK. ADAS wurde u. a. um ein Modul zur Überwachung der Brennelement-Entladung ergänzt. Das ReVK wurde zu einem flexibel einsetzbaren und modular aufgebauten Programmsystem fortentwickelt, das mit geringem Aufwand an die spezifischen Bedürfnisse eines Anwenders angepaßt werden kann. Eine entsprechend angepaßte und modifizierte Programmversion wird für die Erfassung und Verfolgung von Reststoffen bei Siemens-Karlstein eingesetzt.

Die Unterstützung des BfS, insbesondere bei der Entwicklung neuer Verfahren zur Ableitung von Sicherheitsanforderungen an Abfallgebände, war ein weiterer Schwerpunkt.

Für die Erschließung neuer Projekte wurde mit hoher Priorität der Einsatz des ADAS-Systems in weiteren Kernkraftwerken sowie die Vermarktung des Know-hows auf dem Dokumentationssektor, z. B. in der Medizintechnik, verfolgt.

Entsorgung

Wie in den vergangenen Jahren war die Unterstützung des BfS bei Planung bzw. Betrieb der Endlagerprojekte ein Schwerpunkt. Mit der Intensivierung des Planfeststellungsverfahrens für die Stilllegung des Endlagers Morsleben umfassen diese Arbeiten inzwischen alle Phasen eines Endlagerprojekts: Planung (Konrad, Gorleben), Betrieb (Morsleben) und Stilllegung (Morsleben). Die Entwicklung von probabilistischen Verfahren für die Sicherheitsbewertung von Endlagern im Auftrag des BfS betreffen die Planungsphase. Die von der EU im Rahmen des PROGRESS-Projektes mitfinanzierten Arbeiten zur Modellierung der Gasbildung in Abfällen und von Zweiphasenströmungen in der Nachbetriebsphase eines Endlagers, die auch 1998 einen Schwerpunkt der F&E für das BfS bildeten, sind für Betrieb und Stilllegung eines Endlagers relevant.

Für die Übertragung des Know-hows auf nicht-nukleare Projekte wurde mit Priorität

der Einstieg in die Modellierung von Zwei-phasenströmungen bei der Erdgasgewinnung verfolgt. Die Teilnahme mit einem entsprechenden Projektvorschlag im 5. Rahmenprogramm der EU wurde in die Wege geleitet.

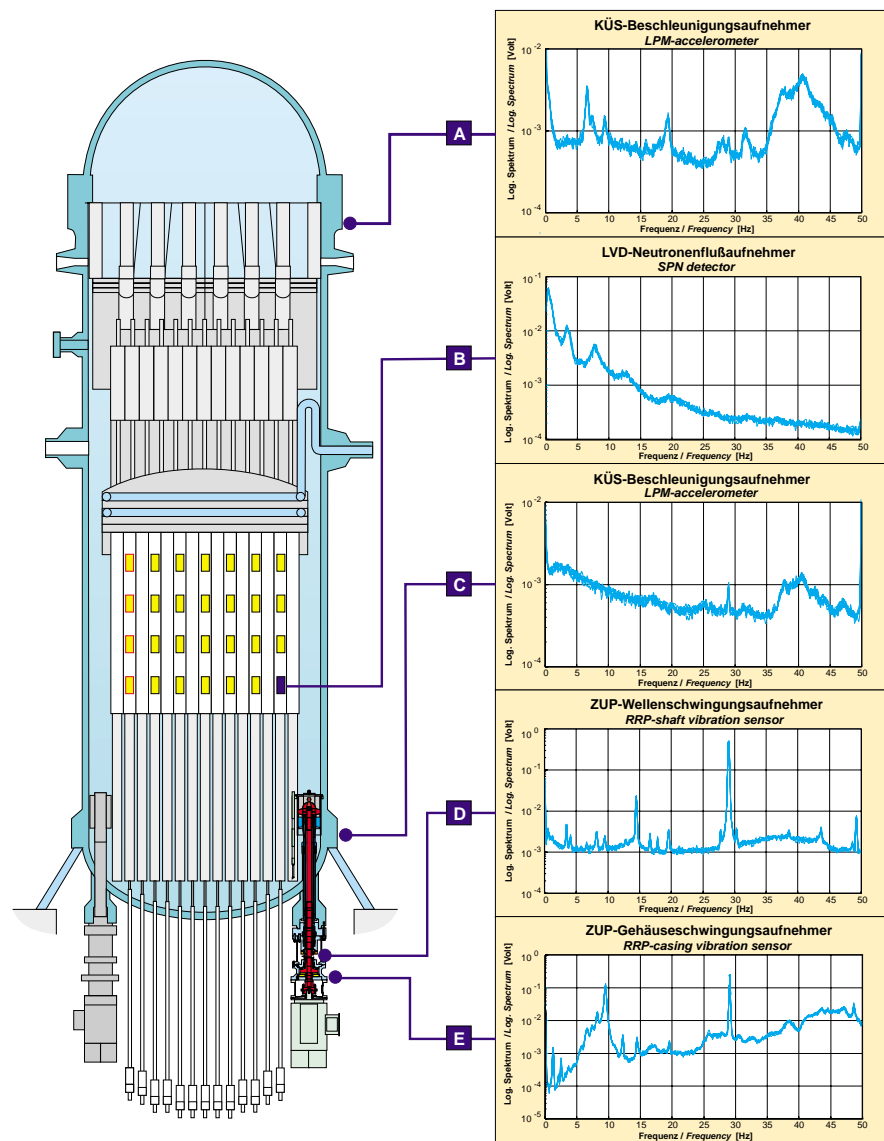
Die wichtigsten Projekte auf den verschiedenen Kernfeldern waren:

Diagnosetechnik

Die Schwingungsdiagnose in deutschen Druckwasserreaktoren nimmt im internationalen Vergleich einen vorderen Rang ein. Mit zunehmender Betriebszeit der Reaktoren müssen die Methoden den sich ändernden Fragen angepaßt werden. Dies betrifft z. B. die Übertragung des bei Druckwasserreaktoren (DWR) bewährten Prinzips der Schwingungsüberwachung auf Siedewasserreaktoren (SWR):

In Deutschland sind derzeit sechs SWR im Einsatz, einer bereits mehr als 20 Jahre. Eine dem DWR-Standard adäquate und aus sicherheitstechnischer Sicht bewährte multisensorielle Schwingungsüberwachung existiert an SWR nicht. Gründe hierfür sind in konstruktiven Besonderheiten (dünnwandigere Plattenstrukturen, komplexe Einspannungs- und Lagerungsverhältnisse der Kerneinbauten), Unterschieden bei der Neutronenflußmeßtechnik (keine Außenkammern verfügbar, durch Siedeprozess beeinträchtigter dynamischer Anteil der Leistungsverteilungs-Signale) und in einem weitreichenden Spektrum von Schwingungsanregungen (drehzahlvariable Fahrweise der Umwälzpumpen) zu finden. Aktuelle Fragen zu Kerneinbauten (z. B. Kernmantel-Integrität) und Brennelementeinsatz (erhöhter Kerndurchsatz infolge neuer Brennelementkonstruktionen) legen jedoch nahe, die Möglichkeiten für eine SWR-Schwingungsüberwachung erneut auszuloten, auch vor dem Hintergrund, daß die mittlerweile neu installierten Schwingungsgeber an den Zwangsumwälzpumpen gleichzeitig auch für diese Aufgabe verwendet werden können. Darüber hinaus sind Neutronenfluß-Leistungsverteilungsdetektoren und Beschleunigungsgeber der Körperschall-Instrumentierung verfügbar.

An zwei 900 MW-SWR wurden mittlerweile die Signale von jeweils 36 Leistungsverteilungsdetektoren (LVD) bei verschiedenen Leistungsstufen aufgezeichnet. Da parallel



Beispiele von Aufnehmerpositionen am RDB eines SWR der Baulinie 69 – Anhand ausgewählter Frequenzspektren ist das aktuelle Informationsangebot von zwei Körperschall-Signalen (A und C), eines Leistungsverteilungs-Detektors (LVD) aus dem Kernbereich (B), eines Wellenschwingungs-Aufnehmers an einer Zwangsumwälzpumpe (D) und eines korrespondierenden Gehäuseschwingungs-Aufnehmers an der Motorlaterne (E) dargestellt. Insgesamt stehen auf diese Weise an einem SWR bis zu 150 Meßgrößen zur Verfügung: 120 LVD im Kern, 8 Körperschallsignale am RDB, 16 Wellensignale und 8 Gehäusesignale an den Zwangsumwälzpumpen.

Examples of sensor positions at the RPV of a 69-type BWR – By means of selected frequency spectra, the up-to-date information supply of two acoustic signals (A and C), a self-powered neutron detector (SPND) from the core area (B), a shaft vibration sensor at a reactor recirculation pump (D) and a corresponding casing vibration sensor at the motor support stand (E) are illustrated. Due to this instrumentation, a total of up to 150 measuring values are available at a BWR: 120 SPNDs in the core, 8 acoustic signals at the RPV, 16 shaft vibration signals and 8 casing vibration signals at reactor recirculation pumps.

auch die Gehäuseschwingungen der Zwangsumwälzpumpen gespeichert wurden, konnten bereits erste Korrelationsanalysen gestartet werden: Bereits bei

Rauschanregung (d. h. noch bei stehenden Axialpumpen) konnte über Korrelationsanalysen von Schwingungssignalen an den Zwangsumwälzpumpen der meßtech-

nische Nachweis von Biegeschwingungen des Reaktordruckbehälters (RDB) geführt werden. Rauschanalysen von Incore-Neutronenflußsignalen zeigen darüber hinaus, daß bei Schwachlastbetrieb gute Voraussetzungen zur Detektion von Brennelementschwingungen, Incore-Lanzenschwingungen und zur Ermittlung der Kühlmittelgeschwindigkeits-Verteilung im Kern gegeben sind. Bei Niedriglast ist dagegen das Neutronenfluß-Nutzsignal kleiner als der Rauschhintergrund. Bei Vollastbetrieb reduzieren die Detektionsstörungen durch den hohen Dampfblasengehalt die Nachweisbarkeit schwingungsmechanischer Ursachen.

Auch die in die Analysen einbezogenen niederfrequenten Anteile der Körperschallsignale am RDB weisen sehr gut strukturierte Spektren auf, die vermutlich auf eine Vielzahl von Komponenten-Eigenfrequenzen zurückgeführt werden können.

Mittelfristig ist geplant, systematisch Korrelationsanalysen durchzuführen und diese über begleitende Strukturmodellrechnungen abzusichern. Dies liefert dann die für Überwachungsaufgaben nötigen Interpretationen einzelner Frequenzpeaks. Nach Abschluß dieser Tätigkeiten können Empfehlungen für eine effiziente SWR-Schwingungsüberwachung abgeleitet werden. Es ist dann auch geplant, diese Methodik an einer SWR-Referenzanlage zu erproben.

Leittechnik

Die Leittechnik in Kernkraftwerken ist wie kein anderer technischer Bereich vom technologischen Wandel und vom Tempo innovativer Entwicklungen in der Elektronik und Rechnertechnik betroffen. Der Übergang von festverdrahteter Analogtechnik auf speicherprogrammierbare und softwarebasierte Digital- bzw. Rechnertechnik vollzieht sich gegenwärtig auch in der Sicherheitsleittechnik von Kernkraftwerken. Angesichts der hohen Zuverlässigkeitsanforderungen an Sicherheitseinrichtungen wie das Reaktorschutzsystem ergeben sich daraus neue Fragen zur Methodik bei der sicherheitstechnischen Bewertung und bei Sicherheitsnachweisen.

Die aktuellen Arbeiten sind daher vor allem auf die durch den Technologiewandel entstehenden Sicherheitsfragen gerichtet.

Wesentliche Arbeiten bezogen sich auf die Entwicklung methodischer Grundlagen und Werkzeuge für die Qualifizierung sicherheitskritischer Software. Hierzu gehören Methoden zum Sicherheitsnachweis neuer Sicherheitsleittechnik (z. B. Entwicklung des Tools VALIDATOR, Bewertungsmethoden zum Echtzeitverhalten, Selbstüberwachungsmethoden), Untersuchungen zum Sicherheitsnachweis vorgefertigter Software (off-the-shelf Software, sog. COTS) und Methoden zur Gewinnung von Betriebserfahrungen beim Softwareeinsatz. Aufbauend auf den FuE-Ergebnissen wurde das Analysetool RETRANS entwickelt. Ferner wurde zusammen mit dem Halden Reactor Project die Grundstruktur eines Hochsprachenanalysators entworfen und die Basis für das Analysetool REVEAL geschaffen, das eine automatische Konsistenzprüfung mit Regelanforderungen erlauben wird. Bei der Qualifizierung des Systems Teleperm XS (TXS) wurden der anlagenunabhängige Systemtest sowie die Zertifizierung neuer Komponenten bzw. Versionen der Systemsoftware positiv abgeschlossen.

Im Rahmen von Studien für das BMU und das BfS wurden Anforderungen an digitale Sicherheitsleittechnik, methodisches Vorgehen, Tooleinsatz und zu führende Nachweise untersucht. In Zusammenarbeit mit IPSN wurden die relevanten nationalen Leitlinien (in Deutschland Neufassung des Kapitels 7 der RSK-Leitlinien) in einer vergleichenden Analyse aufgearbeitet und für die Ableitung harmonisierter Leitlinien, wie sie für den EPR zu entwickeln sind, herangezogen. Weitere gemeinsame Aufgabe war die Bewertung der europäischen Industrienormen ETC-I. Ergänzende Arbeiten im Zusammenhang mit den RSK-Leitlinien bezogen sich auf die Klassifizierung von Sicherheitsleittechnik-Funktionen am Beispiel KONVOI, Gestaltung moderner Leitwarten und Auswertung der Genehmigungsverfahren bei der Umrüstung der Begrenzungs- und Regelungssysteme in den Kernkraftwerken KKK und GKN-1.

Arbeiten für das BMU bezogen sich auch auf die Zustandsbewertung von bisher eingesetzter, alter Leittechnik. Ein neues Ziel ist es, bisher entwickelte Methoden der Merkmalsgewinnung und automatischen Klassifizierung für die Zustandsdiagnose bei Instrumentierung und leittechnischen Einrichtungen zu nutzen.

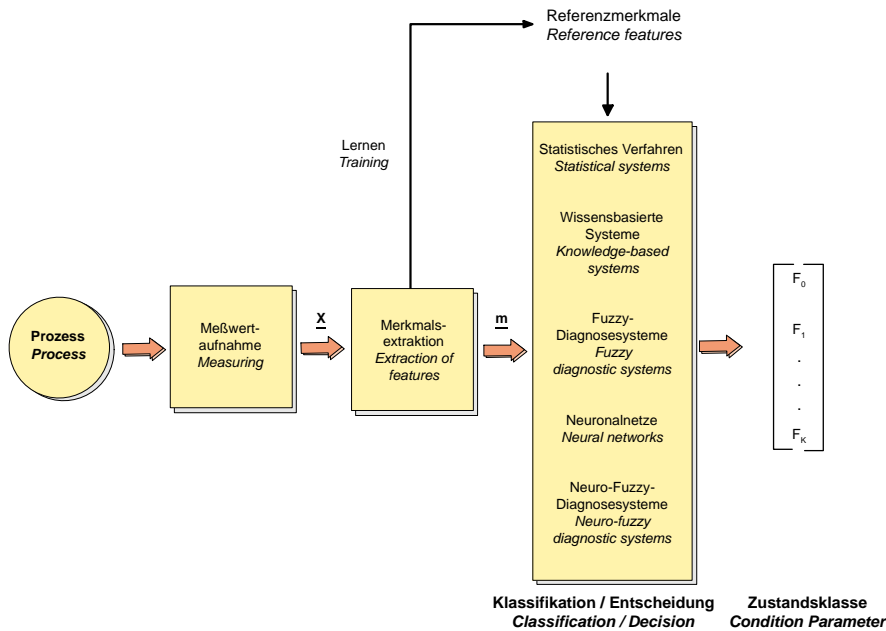
Ein spezielles Thema, das 1998 in Zusammenarbeit mit der GRS für den BMU untersucht wurde, ist das Jahr-2000-Problem in Kernkraftwerken. An einem Anforderungskatalog zu Maßnahmen für die Beherrschung dieses Problems wurde mitgearbeitet.

Bezüglich Vorgehensweise und Anforderungen bei der Genehmigung digitaler Sicherheitsleittechnik wurden auch ausländische Behörden beraten. Zu relevanten Genehmigungsfragen bei Umrüstungen in Ungarn, der Ukraine und Slowakei wurde Unterstützung gegeben. Das für die Verifikation anlagenspezifischer TXS Anwendungs-Quellcodes von ISTec entwickelte Analysewerkzeug RETRANS wurde erfolgreich bei den Anlagen BOHUNICE-V1, PAKS-1 und GKN-1 eingesetzt.

Auch an Projekten der EU zur Sicherheit softwarebasierter Systeme beteiligte sich ISTec, so zusammen mit spanischen, ungarischen und tschechischen Expertenorganisationen an einem Projekt zur Begutachtung digitaler Sicherheitsleittechnik. Das Projekt „ARMONIA, Initiative in the Area of Safety Critical Software“ wurde mit belgischen und englischen Partnern fortgeführt. Im Rahmen von TACIS wurden Leittechnik-Themen bearbeitet. Die deutsche Gemeinschaft des europäischen Netzwerks ENCRESS (European Network of Clubs for Reliability and Safety of Software-intensive Systems) – vor fünf Jahren von ISTec gegründet und seitdem betreut – wurde als Fachgruppe in die Gesellschaft für Informatik eingebracht.

Die Akquisition von ISTec ist auch verstärkt auf Beratung und Unterstützung kleiner und mittelständischer Unternehmen ausgerichtet; hierzu wurde im Rahmen des ESSI Programms (European Systems and Software Initiative) zusammen mit der GRS und acht weiteren europäischen Partnern das Projekt ISA-EUNET gestartet.

Im Herbst 1998 veranstaltete ISTec das viel beachtete internationale Spezialistentreffen der IAEO „Design and Assessment of Instrumentation and Control Systems in NPP Coping with Rapid Technological Change“. Dort wurde deutlich, daß der Technologiewandel große Herausforderungen an die Herstellung und vor allem an die Genehmigung, d. h. an die Vorgehensweisen bei den sicherheitstechnischen Bewertungen und Sicherheitsnachweisen, stellt.



Für die on-line Zustandsbewertung der Instrumentierung leittechnischer Einrichtungen bieten sich moderne Werkzeuge der automatischen Merkmalklassifizierung an, deren spezifische Vorteile untersucht wurden. Die in der Grafik dargestellten, für die Merkmalklassifizierung bisher untersuchten bzw. genutzten modernen Verfahren werden bald auch bei anderen Überwachungsaufgaben in Kernkraftwerken eine Rolle spielen.

For the on-line condition assessment of the instrumentation of I&C systems, efficient modern tools for automatic feature classification may be used. Their specific advantages have been analysed. These analysed modern methods, presented in the graphic, which have been used for feature classification up to now, will soon also be of importance for other monitoring tasks in nuclear power plants.

Systementwicklung

Im Bereich der datentechnischen Systementwicklungen lag 1998 der Schwerpunkt auf der Weiterentwicklung der beiden wichtigsten Produkte ADAS (Aktivitätsdatenerfassungs- und Auswertesystem) und ReVK (Reststofffluß-Verfolgungs- und -Kontrollsystem). (ADAS wird im folgenden Beitrag vorgestellt.)

Das Datenbanksystem ReVK, das beim Rückbau bzw. der Stilllegung kerntechnischer Anlagen zum Einsatz kommt, wurde durch die Erweiterung der Netzwerkfähigkeit und die Implementierung einer ORACLE-Schnittstelle in seinem Leistungs- und Einsatzspektrum deutlich verbessert.

Ein weiteres umfangreiches Projekt diente der Optimierung von Wiederverwertungs- und Entsorgungsstrategien für Reststoffe und Abfälle unterschiedlicher kerntechnischer Anlagen.

Dazu wurden entsprechende Auswerteverfahren zur Charakterisierung der Reststoffe entwickelt. Dies führte zu einer Ein-

teilung der Reststoffe in vier Entsorgungsklassen: F= uneingeschränkte Freigabe, W= Wiederverwertung, A= geordnete Beseitigung, Z= Abklinglagerung, für deren Entsorgung jeweils die Kosten ermittelt und gegenübergestellt wurden. Die Ergebnisse dieser Optimierung fließen in die Diskussion der Entscheidungsträger über die Richtigkeit und die Bewertung alternativer Rahmenbedingungen und Strategien ein.

Für das BFS wurden Sicherheitsanalysen für die Endlager Gorleben und Konrad durchgeführt. Ziel war die Entwicklung optimierter Anforderungsprofile für Endlagergebäude. Schwerpunkte lagen auf der Ausarbeitung eines Versuchskonzeptes zur Ermittlung des Verhaltens von Gorlebengebänden im thermischen und mechanischen Lastfall sowie auf der Identifizierung von Einflußgrößen beim untertägigen Endlagerbrand. Die daraus resultierenden Vorschläge für Experimente zielen auf die Reproduzierbarkeit der Ergebnisse hin, um somit eine Datenbasis für spätere Computersimulationen zu schaffen.

Im Bereich der analytischen Untersuchung von Brandparametern im Endlager wurden verfügbare Versuchsergebnisse zu Tunnelbränden ausgewertet und Simulationsprogramme bezüglich ihrer Tauglichkeit für die Nachbildung der Endlagerproblematik geprüft. Ziel ist weiterhin die Quantifizierung der einzelnen Einflüsse und deren Wechselwirkungen untereinander.

Entsorgung

Für das BFS wurden die Arbeiten des vergangenen Jahres fortgeführt. Im Bereich der Gasbildung wurden weiterhin Meßwerte aus realen Abfallfässern unterschiedlicher Abfallerzeuger mit experimentellen Daten verglichen. Dabei konnten Lücken bei der Quantifizierung der Gasbildung geschlossen werden. Die verfügbare Datenbasis für reale Abfälle beschränkt sich bislang auf kompaktierte Mischabfälle. Die Ergebnisse dieser Arbeiten wurden auf der DisTec '98 in Hamburg präsentiert. Durch die Quantifizierung der möglichen Gasbildung in einem Endlager durch chemische Reaktionen konnten wertvolle Ergebnisse für die Bestimmung der Gasbildung und der Gasbildungsrate gewonnen werden.

Für die Modellierung der Zweiphasenströmung von Gas und Lauge wurden folgende Arbeiten im Rahmen des von den EU mitfinanzierten PROGRESS-Projektes durchgeführt:

- Der diffusive Transport von Haftwasser im Salzgestein aufgrund von Laugenkonzentrationsunterschieden im Salz wurde mit analytischen Verfahren untersucht und die Ergebnisse mit experimentellen Laugentransportraten, ausgelöst durch Temperatur- und Druckgefälle, verglichen. Für die in einem salinaren Endlager herrschenden Bedingungen kann der Laugentransport durch Konzentrationsgradienten gegenüber dem durch Druck- und Temperaturgradienten vernachlässigt werden.
- Die Arbeiten zur Anpassung des Programms TOUGH2 an die Verhältnisse in einem salinaren Endlager wurden fortgeführt. Gleiches gilt für die von der Universität Clausthal im Unterauftrag durchgeführten Messungen hydraulischer Parameter. Auf dem PROGRESS-Meeting in Naantali/Finnland wurden Anwendungsrechnungen zur Herleitung von Anforderungen an Versatzmaterialien

lien für ein Endlager mit wärmeentwickelnden Abfällen und erste Meßergebnisse für Kapillardruckkurven für das System Lauge-Luft-NaCl präsentiert.

- Im Rahmen einer konzertierten Aktion der EU und der NEA hat ISTec maßgeblich an der Erstellung eines Gas Status Reports zur Dokumentation des Wissensstandes im Bereich Gasbildung und Gastransport in Endlagern für radioaktive Abfälle mitgewirkt und mehrere Kapitel erstellt.

Das BfS wurde weiterhin bei der Planung und dem Betrieb von Endlagern unterstützt. So wurde für den Betrieb des End-

lagers Morsleben ermittelt und bewertet, zu welchen radiologischen Auswirkungen ein Absturz der mit Spezial-Containern beladenen Rohrtour im Untertagefeld (UMF) führen kann. Daneben wurde untersucht, inwiefern sich durch die geplanten vorzeitigen Verfüllmaßnahmen im Zentralteil zusätzliche, in der Störfallanalyse nicht abgedeckte Störfälle ergeben. Für ausgewählte Störfälle wurden Freisetzungen aus den Gebinden untersucht.

Ein weiterer Schwerpunkt in diesem Bereich bilden die Arbeiten für das in Planung befindliche Endlager Gorleben. Dabei wurden erste Schritte zur Machbarkeit einer Risikoanalyse eingeleitet.

Im Rahmen der Arbeiten für die GNS zur Optimierung der Aktivitätsbestimmung an Abfällen aus Kernkraftwerken wurde eine Methode entwickelt, das bisher nur durch eine gewichtsabhängige Obergrenze abgeschätzte deklarationspflichtige Nuklid Cd-113m mit Hilfe von Abbrandrechnungen zu Schlüsselnucliden zu korrelieren. Analoge Berechnungen wurden auch für die zu bestimmenden Lanthaniden und die deklarationspflichtigen Alphastrahler durchgeführt. Für eine bessere statistische Absicherung der Aktivitätsbestimmung durch Korrelationen wurde die Datenbasis um Meßwerte von Aktivitätskonzentrationen an realen Abfällen ergänzt.

Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH

In 1998, ISTec, the Institute for Safety Technology, concentrated its work on diagnosis techniques, the safety of instrumentation and control systems, system development and waste management. In all of these four main fields, efforts have been intensified to acquire new and, in particular, non-nuclear projects.

Diagnosis

In 1998, the advisory activities for the BMU related to diagnosis methods applied in nuclear power plants, which is part of its competence for expediency supervision, continued to be a major subject. Moreover, service and advisory activities in the field of diagnosis were also continued for the utilities, including vibration monitoring of systems belonging to the reactor coolant system in seven pressurised water reactors (PWR), of the reactor recirculation pumps in three boiling water reactors (BWR) and of four turbines, as well as ongoing analyses of acoustic measurements at five PWR-/BWR-plants. The work related to new procedures for valve diagnosis was continued. Newly developed procedures for piezoelectric stem force measurements at wedge-type valves were tested on site at the Grafenrheinfeld nuclear power plant.

The launching on the market of the new COMOS-follow-up system COMOS-nt has further been promoted. As a result, a prototype of the new COMOS-nt system could

be presented at a meeting of the COMOS-User-Club. ISTec organises the exchange of experiences which takes place in Garching during two days every year, the so-called COMOS-User-Club. In 1998, it celebrated its tenth anniversary. This was a good opportunity for ISTec to present its work performed and new developments and technical solutions in the field of diagnosis technology. Moreover, the COMOS-User-Club offers an opportunity for experts from power plants and manufacturers to exchange experiences.

ISTec established contact with Deutsche Bahn AG. ISTec is in the position to contribute its knowledge and experiences to the development of new technical solutions to improve the derailment safeness of high-speed trains with regard to early failure detection. This would open up a project with future prospects on the conventional sector.

Instrumentation and control

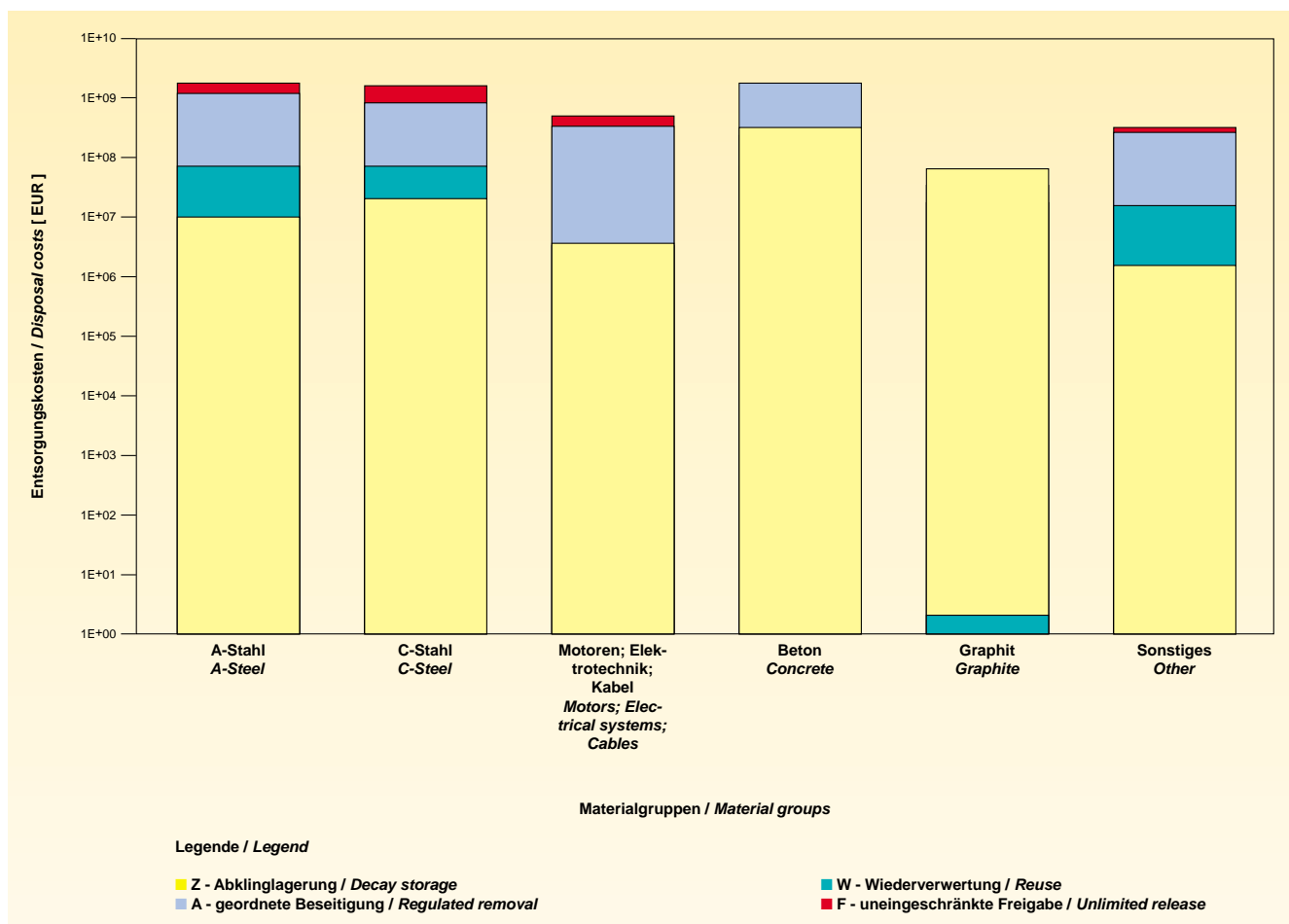
The development of methodical bases for the qualification of highly reliable software is a challenge of special significance. It includes methods for the re-qualification of conventional software, methods for the evaluation of operating experience during the application of software, and the enhancement of methods for the specification analysis. Support of and technical advice to the authorities with respect to the safety assessment of digital instrumentation and control technology was continued. This concerned in particular advisory services for the Hungarian and Ukrainian authorities

related to the licensing procedures for the Paks and Rovno nuclear power plants, as well as advisory services for the Slovak Nuclear Power Plants Research Institute VUJE during the licensing procedure for the Bohunice plant. During the inspection of the Bohunice plant, the ISTec-developed analysis tool RETRANS was applied for the first time within the licensing procedure for the verification of the Teleperm XS software.

Acquisition was particularly oriented towards new projects in the field of software qualification. It is the aim to use the know-how of ISTec also for the qualification of highly reliable software in the non-nuclear field, e.g. in medical technology. First contacts with interested companies have been established.

System development (IT-systems)

Emphasis was laid on the enhancement of the ADAS monitoring system, used at the Philippsburg NPP, for the monitoring and evaluation of activity data, and on the ReVK code system for waste tracking and control applied in the context of the decommissioning of Greifswald and Rheinsberg. ADAS was supplemented, among other things, by a module to monitor the unloading of fuel elements. The further development of ReVK resulted in a multi-purpose and modular program system which can be adapted to the specific needs of a user with little effort and expenditure. A program version, adapted and modified accordingly, is used for the registration and tracking of residual material at Siemens-Karlstein.



Kostenverteilung der Entsorgung nach Materialgruppen. Die Kosten sind logarithmisch aufgetragen. Die Reststoffe sind in vier Entsorgungsklassen eingeteilt: F = uneingeschränkte Freigabe, W = Wiederverwertung, A = geordnete Beseitigung, Z = Abklinglagerung.

Distribution of costs for disposal according to material groups. The costs are plotted logarithmically. The residues are assigned to four classes of waste management: F = unlimited release, W = reuse, A = regulated removal, Z = decay storage.

The support given to the BfS, especially in developing new methods for the derivation of safety requirements with regard to waste packages, was another major subject.

The application of the ADAS system also at other nuclear power plants and the commercialisation of the know-how available on the documentation sector, e.g. in the field of medical engineering, was pursued with high priority to open up new projects.

Waste management

As in the years before, the support of the BfS in planning and performing repository projects was a focal point. With the intensification of the plan approval procedure for the decommissioning of the Morsleben repository, the work meanwhile covers all phases of a repository project: planning

(Konrad, Gorleben), operation (Morsleben) and decommissioning (Morsleben). The development of probabilistic methods for the safety assessment of repositories on behalf of the BfS concern the planning phase. The work on modelling gas formation in wastes and two-phase flows in the post-operational phase of a repository, co-financed by the EU within the framework of the PROGRESS project, which continued to be a focal point of R&D for the BfS also in 1998, are relevant to the operation and decommissioning of a repository.

For the transfer of know-how to non-nuclear projects, the participation in the modelling of two-phase flows during oil production was pursued with high priority. The participation was initiated by a corresponding project proposal for the 5th Framework Programme of the EU.

The most important projects in the different main fields of work were:

Diagnosis

Compared internationally, vibration diagnosis of German pressurised water reactors ranks high. The methods have been modified in accordance with the changing demands. This concerns e.g. the transfer of the proven principle of vibration monitoring for pressurised water reactors (PWR) to boiling water reactors (BWR):

At present, six BWRs are operated in Germany, one of them having already been operated for more than 20 years. In BWRs, there is no multi-sensorial vibration monitoring installed that is adequate to PWR standards and proven from a safety-related point of view. Reasons for this can be

found in the constructional characteristics (more flexible plate structures, complex mounting and bearing conditions of the core internals), differences in the neutron-flux instrumentation (no external neutron chambers available, dynamic part of the power-distribution signals affected by boiling process) and a large spectrum of vibratory excitations (variable speed-driven operating mode of the reactor recirculation pumps). However, current issues with regard to core internals (e.g. core shroud integrity) and fuel assemblies (increased coolant flow rate due to new fuel element designs) suggest that the possibilities of a BWR vibration monitoring should be investigated once again, also taking into account several vibration sensors, meanwhile installed at the reactor recirculation pumps, which should be well suited for this task. Moreover, neutron-flux power-distribution detectors and acceleration sensors of the loose-parts monitoring system are available.

In the meantime, the signals of 36 power distribution detectors were recorded each at two 900-MW BWRs during different load levels. Since the casing vibrations of the reactor recirculation pumps were recorded

in parallel, first correlation analyses could already be started: By means of correlations analyses of vibration signals at the reactor recirculation pumps, bending vibrations of the reactor pressure vessels (RPV) could be detected even during noise excitation without operating axial pumps. Moreover, noise analyses of in-core-neutron flux signals show that during reduced-load operation good conditions are given for the detection of fuel assembly vibrations, incore-tube vibrations, and for the determination of the coolant velocity distribution in the core. During minimum-load operation, however, the neutron-flux signal is smaller than the noise background. During full-load operation, these dynamic disturbances reduce the traceability of mechanical vibrations due to extensive void fraction.

The low-frequency parts of the acoustic signals at RPVs, also included in the analyses, show very well-structured spectra, which are presumably due to a large number of natural frequencies of components.

It is planned in the near future to perform correlation analyses systematically and to verify them by means of accompanying

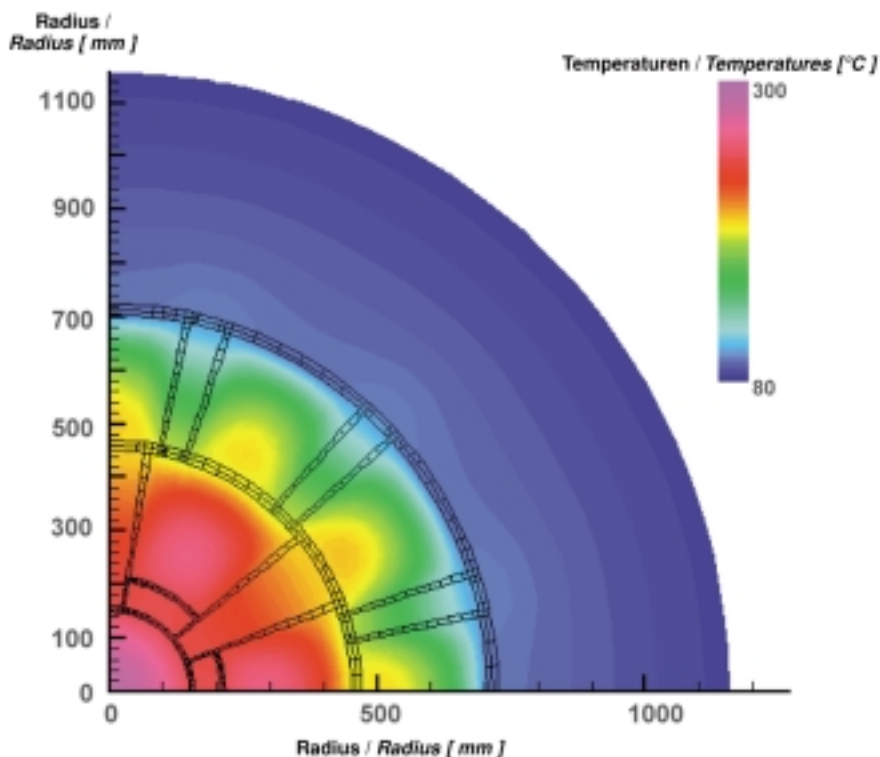
structure model calculations. By this, the interpretations of discrete frequency peaks required for the monitoring tasks are obtained. After completion of these activities, it will be possible to derive recommendations for efficient BWR vibration monitoring. After that, it is also planned to test this methodology in a BWR reference plant.

Instrumentation and control

Instrumentation and control in nuclear power plants is more than any other technical area affected by the technological change and the speed of innovative developments in electronics and computer technology. At present, the change from hardware analogue instrumentation and control systems to programmable logic control and software-based digital computer technology also takes place in the instrumentation and control system of nuclear power plants. In view of the high reliability demands on safety systems – such as the reactor protection system – new questions arise, concerning the methodology of the safety-related assessment and safety demonstrations.

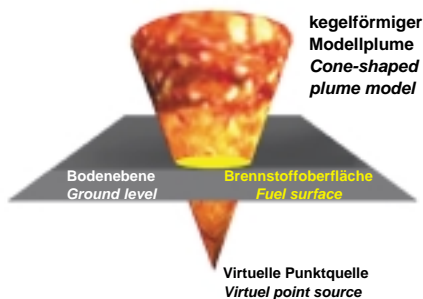
Therefore, the current work is mainly oriented towards the safety issues arising by the technological change. Essential work was related to the development of methodical bases and tools for the qualification of safety-critical software, e.g. methods for the safety demonstration related to new safety instrumentation and control (e.g. development of the tool VALIDATOR, assessment methods for real-time behaviour, methods for self-supervision), investigations concerning safety demonstrations for pre-developed software (off-the-shelf software, so-called COTS), and methods for the gathering of operating experience on software use. The analysis tool RETRANS was developed on the basis of the R&D results. Further, the basic structure for a high-level language analyser was developed together with the Halden Reactor Project, and the basis for the REVEAL analysis tool was created, which will allow for an automatic consistency check of regulations requirements. With regard to the qualification of the Teleperm XS system (TXS), the site-independent system test and the certification of new components and versions of the system software were completed successfully.

Within the framework of studies for the BMU and the BfS, requirements for digital



Temperaturprofil eines Behälters im thermischen Lastfall
Temperature profile of a flask under thermal load

Modell der virtuellen Punktquelle *Virtuel point source model*



Plume-Modelle in Simulationsprogrammen

Plume models in simulation programs

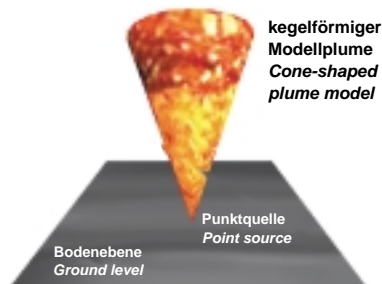
safety instrumentation and control, methodical proceeding, tool application and proof to be furnished were investigated. In co-operation with IPSN, the relevant national guidelines (in Germany, the revised version of Chapter 7 of the RSK-Guidelines) were evaluated by means of a comparative analysis and used as reference for the derivation of harmonised guidelines, as they are to be developed for the EPR. Another common task was the evaluation of the European industrial standards ETC-I. Supplementary work in connection with the RSK-Guidelines concerned the classification of safety-relevant instrumentation and control functions – using KONVOI as an example – the design of modern control rooms, and the evaluation of the licensing procedures for the backfitting of limitation and control systems in the KKK and GKN-1 nuclear power plants.

Work for the BMU was also concerned with the assessment of the condition of old instrumentation and control systems used up to now. It is a new aim to use already the developed methods for feature extraction and automatic classification for the condition diagnosis related to instrumentation and control (I&C) equipment.

A topic of special importance, which was investigated in co-operation with GRS for the BMU in 1998, is the Y2K-problem in nuclear power plants. Supplementary work was performed for a catalogue of requirements to cope with this problem.

Regarding the procedure and requirements for the licensing of digitalised safety instrumentation and control, ISTec was also consulted by foreign authorities. Support was given on relevant licensing issues

Modell der Punktquelle *Point source model*



concerning refitting measures in Hungary, the Ukraine, and the Slovak Republic. The analysis tool RETRANS developed by ISTec for the verification of plant-specific TXS application source codes was successfully applied at the BOHUNICE-V1, PAKS-1 and GKN-1 plants.

Further, ISTec participated in EU projects for the safety of software-based systems, e.g. a project for the assessment of digitalised instrumentation and control, in co-operation with Spanish, Hungarian and Czech expert organisations. The project "ARMONIA, Initiative in the Area of Safety Critical Software" was continued with Belgian and British partners. Instrumentation and control issues were handled within the framework of the Tacis Project. The European Network of Clubs for Reliability and Safety of Software-intensive Systems (ENGRESS) – founded by ISTec five years ago and hosted by it since that time – was integrated into the German Informatics Society as an expert group.

The acquisition activities of ISTec are increasingly oriented towards advice and support services for small and medium-sized businesses; in this respect, the ISA-EUNET project was started together with GRS and eight European partners within the framework of the ESSI programme (European Systems and Software Initiative).

In autumn 1998, ISTec organised the IAEA's international specialists' meeting on "Design and Assessment of Instrumentation and Control Systems in NPP Coping with Rapid Technological Change", which received much attention. During this meeting, it was stated that the technological

change puts great demands on manufacturing and particularly on licensing, i.e. on the different procedures for safety-related assessments and safety demonstrations.

System development

In 1998, emphasis was laid on the further development of the two most important products ADAS (activity data recording and evaluation system) and ReVK (data base system for the tracking and control of radioactive wastes) in the field of computerised-system developments (for a description of ADAS, see the separate article below).

The ReVK database system, which is applied for the decommissioning and dismantling of nuclear installations, has been improved considerably regarding performance and scope of application by enhancing the network capability and the implementation of an ORACLE interface.

Another comprehensive project served to optimise strategies of the reuse and disposal of residues and wastes coming from different nuclear installations.

Within the framework of this project, corresponding evaluation methods were developed for the characterisation of residual material. As a result, they are subdivided into four classes of waste management: F = unlimited release, W = reuse, A = regulated removal, Z = decay storage. The respective costs for the disposal of residual material have to be calculated and compared with each other. The results of this optimisation are considered in the discussion among the persons competent to decide on the appropriateness and the evaluation of alternative basic conditions and strategies.

Safety analyses for the Gorleben and Konrad repositories were performed on behalf of the BFS. The aim was to develop optimised requirement profiles for repository waste packages. The work concentrated on the elaboration of a concept for experiments to determine the behaviour of Gorleben packages under thermal and mechanical load, as well as on the identification of influencing parameters for underground repository fires. The respective proposals aim at the reproducibility of the results to establish a database for future computer simulations.

In the field of analytical studies on fire parameters in repositories, available experimental results on tunnel fires were evaluated, and simulation programs were tested regarding their applicability for the modelling of problems associated with repositories. The quantification of individual influences and their interactions represent an additional aim of this study.

Waste management

For the BfS, the work of the previous year has been continued. In the field of gas formation, the comparison of measured values from real waste flasks of different waste producers with experimental data was continued. By these comparisons, gaps in the quantification of the gas formation could be filled. Until now, the data base available for real wastes has been limited to compacted mixed wastes. The results of this work was presented at the DisTec '98 exposition in Hamburg. Further useful results for the determination of gas formation and the gas formation rate were achieved by the quantification of the potential gas formation in a repository through chemical reactions.

For the modelling of the two-phase flow of gas and brine, the following work was performed within the framework of the EU-supported PROGRESS project:

- The diffusive transport of absorbed water in salt rock caused by different

brine concentrations in rock salt was investigated by means of analytical methods, and the results were compared with experimental brine-transport rates caused by temperature- and pressure gradients. For the conditions prevailing in a salinary repository, the brine transport by concentration gradients can be neglected in contrast to the transport by pressure- and temperature gradients.

- The work for the adaptation of the TOUGH2 program to the conditions in a salinary repository was continued. The same applies to the measurements of hydraulic parameters, performed under a subcontract by Clausthal University. At the PROGRESS meeting in Naantali/Finland, application calculations were presented to derive requirements for backfill material for a repository with heat-generating wastes, and first results of the measurements of capillary pressure curves for the brine-air-NaCl system were presented.
- Within the framework of a concerted action of the EU and the NEA, ISTec contributed considerably to the preparation (and drafted several chapters) of a gas status report on the documentation of the state of knowledge in the field of gas formation and gas transport in repositories for radioactive waste.

Support of the BfS in planning and operation of final repositories was continued. In

this respect, the radiological consequences of a crash of the borehole tubing loaded with special containers in the underground measuring area (Untertage-meßfeld, UMF) were determined and evaluated for the operation of the Morsleben repository. Besides, it was investigated to what extent incidents that are not covered by the accident analysis may occur as a result of the planned anticipated backfilling measures in the central part. Releases from the waste packages were investigated for specified incidents.

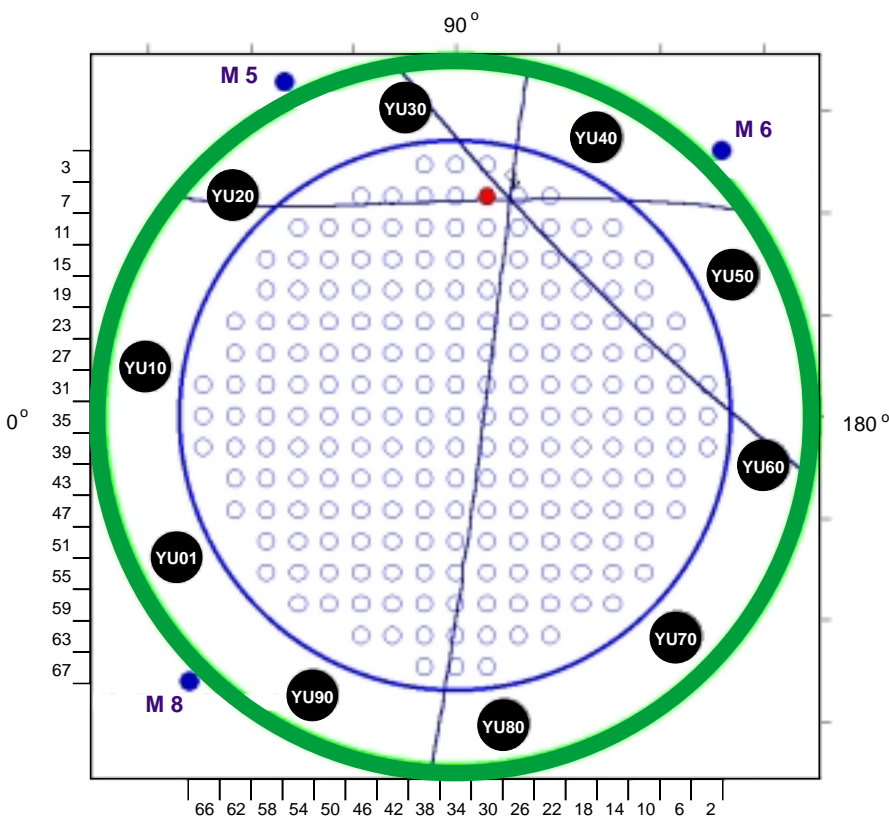
Another focal point in this field is the work for the Gorleben repository, which is currently in the planning phase. In this respect, first steps were initiated for the performance of a risk analysis.

Within the framework of the work for GNS to optimise the activity determination of waste material from nuclear power plants, a method was developed to correlate the nuclide Cd-113m, which is subject to declaration, to key nuclides by means of burn-up calculations. Until now, it has only been assessed by a weight-dependent upper limit. Analogue calculations were also carried out for the lanthanides to be determined and for the alpha nuclides subject to declaration. The database was supplemented by measured values of activity concentrations of real wastes for a better statistical verification of the activity determination by correlations.

W. Wurtinger

Körperschallüberwachungs-Maßnahmen zur Früherkennung lockerer Muttern an Steuerstab-Antriebsrohren

In einem Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor wurde 1998 während der Revision festgestellt, daß sich eine Sicherungsmutter am Gehäuserohr eines Steuerstabantriebs (AGR) gelockert hat. Dies hatte sich bereits während der letzten Wochen vorher durch Alarme des Körperschall-Überwachungssystems (KÜS) angekündigt. Die gelöste und teilweise beschädigte Sicherungsmutter wurde an der Steuerstabantriebsposition 30-07 vorgefunden. ISTec ist bei einer Reihe von Kernkraftwerken bei der Körperschallüberwachung eingeschaltet und wurde auch in diesem Fall zur Aufklärung zugezogen. ISTec konnte Aussagen zum Schallentstehungsort und zum Trendverlauf bereitstellen, begleitende Signalanalysen dienen derzeit der Früherkennung von Lockerungen.



Lokalisierung eines Schallereignisses in einem Siedewasserreaktor am Gehäuserohr eines Steuerstabantriebs bei Position 30/07 – Für ein Ereignis in der zweiten Junihälfte 1998, das einen KÜS-Alarm an den Messstellen M5 und M6 auslöste, sind auf einer Projektion des RDB-Bodens drei Laufzeit-Hyperbeln eingetragen, die aus Laufzeitdifferenzen berechnet wurden. Die verwendeten drei Aufnehmerpositionen am RDB sind mit blauen Kreisen markiert, das Feld der Antriebsgehäuserohre ist ebenfalls dargestellt. Der Schnittpunkt der Laufzeit-Hyperbeln ist weniger als eine Rohrreihe von der in der Inspektion bei der Revision bestimmten Position 30/07 entfernt. Bei einer Ortungsgenauigkeit von ca. 0,6 m wird diese Position bestätigt.

Localisation of a sound event in a boiling water reactor at the tube of a control rod drive at position 30/07 – In an event in the second half of June 1998, an LPM alarm was triggered at the measuring points M5 and M6. Three hyperbolas, calculated from transit-time differences, were entered on a projection of the RPV-bottom. The three used sensor positions at the RPV are marked with blue dots, the field of the drive tubes is also indicated. The intersection of the transit-time hyperbolas results in a position at a distance of less than one tube row to the position 30/07, which was determined during the in-service inspection. The determined position is confirmed within a location accuracy of about 0.6 m, the same result was achieved by further localisations. Thus, the registered sound-burst patterns could be analysed specifically in the area of the RPV-bottom.

In der betreffenden Anlage überwacht ein digitales Körperschall-Überwachungssystem (KÜS) den Reaktor auf Signale, die auf lockere oder abgelöste Teile hinweisen. Derartige Teile werden z. B. durch die Umwälzung des Kühlmittels bewegt, schlagen an und machen sich so akustisch im Körperschall bemerkbar. Die Meßpositionen am Reaktordruckbehälter (RDB) mit jeweils vier Beschleunigungsaufnehmern bei den Frischdampfleitungen und am RDB-Auflageflansch bestimmen sich aus den beiden Aufgaben „Feststellung abgelöster Teile“ und „Feststellung lockerer Teile“. Das installierte System KÜS'95 gehört zur neuesten Generation. Überschreitet einer der acht aktiven Kanäle seinen Schwellwert, werden die mit 100 kHz abgetasteten Signale in einem Zeitfenster von 100 ms automatisch digital registriert und auf Festplatte gespeichert.

Signalbewertung einer lockeren AGR-Mutter

Während des vorherigen Brennelementzyklus wurden vom KÜS ca. 1 775 Signalmuster registriert: Die auf Magneto-Optical Disc (MO) digital gespeicherten Signalmuster sowie zwei analoge Magnetband-Aufzeichnungen sollte ISTec auswerten. Die Schriebe der Bandaufzeichnungen zeigten keine Besonderheiten. Die Analyse der MO-Disk im ISTec-Schall-Labor hingegen ergab deutliche Burstschnitte mit vorauseilenden Signal-Anteilen bei den unteren Meßstellen am RDB. Pulsformen, relative Laufzeiten und Amplituden-Verhältnisse stimmten mit den übrigen Signalmustern in den wesentlichen Punkten überein. Dies bedeutete eine ortsfeste Entstehung der Schallereignisse mit nur einem einzigen Schallentstehungsort. Daraufhin wurde die Schallquelle lokalisiert.

Auch die weiteren Lokalisierungen führten zum gleichen Ergebnis. Die registrierten Körperschall-Burstmuster konnten somit im Bereich der RDB-Bodens gezielt analysiert werden.

Die Burstschnitte wurden mit einem bei ISTec entwickelten Klassifikations- und Akustikmodul (siehe auch Kasten) bewertet. Die Klassifikation zeigte relevante Burstschnitte anhand der Signalform, die akustische Bewertung wies auf mechanisches Anschlagen hin und bestätigte die Signal-Klassifikation. Um die Entwicklung der Schädigung an der Sicherungsmutter zu beurteilen, wurde der Trend der Schall-Amplituden ermit-

telt: Sie nahmen bei den beiden nächstliegenden Aufnehmern zu. Dabei war jedoch zu berücksichtigen, daß die Anlage ab Ende April 1998 im Stretch-out-Betrieb gefahren wurde und somit eine veränderte Kühlmittel-Anregung in Betracht kam.

Nach derzeitiger Kenntnis wurde die Sicherungsmutter durch Druckfluktuationen bei der Kühlmittelumwälzung gelockert, die nach dem Versagen des Sicherungsstiftes zum Ausschlagen des Gewindes führten. Während dieses kontinuierlichen Verschleißmechanismus kam es mit der anwachsenden Toleranz im Gewindebereich zu den beobachteten Körperschall-Ereignissen mit zunehmender Häufigkeit und Intensität.

Anströmversuche mit Modellmuttern

Um die Eignung des bestehenden KÜS-Systems zur Erkennung von evtl. lockeren weiteren Muttern bereits zu einem frühen Zeitpunkt der Schädigung zu belegen und um die Strömungsverhältnisse im Bereich der Steuerstabantriebspositionen bei veränderten Kerndurchsätzen besser kennenzulernen, wurden im Oktober 1998 Anströmversuche mit Modellmuttern und unterschiedlichen Anfangsbedingungen sowie einer ISTec-Sonderinstrumentierung durchgeführt.

Bei Grunddrehzahl und Verbandsdrehzahlen von 700, 900 und 1100 U/min der Zwangsumwälzpumpen (ZUP) wurden insgesamt drei Versuchsreihen gefahren:

- Fall 1 „Modellmutter“ **ohne** Innengewinde mit einem Radialspiel von **+ 1,5 mm**
- Fall 2 „Modellmutter“ **ohne** Innengewinde mit einem Radialspiel von **+ 0,5 mm**
- Fall 3 „Modellmutter“ **mit** Innengewinde mit einem Radialspiel von **+ 0,75 mm**

Die Signal-Aufzeichnungen des KÜS und der von ISTec bereitgestellten Sonderinstrumentierung wurden im Schall-Labor analysiert. Parallel hierzu wurden die Video-Aufzeichnungen einer an einem "Ersatzführungsrohr" montierten Unterwaserkamera gesichtet und mitbewertet. Dabei ergaben sich folgende Befunde:

- Die Spitzenamplituden und gemittelten Maximalamplituden der Impactsignale (das sind die Signale, die sich vom Signaluntergrund abheben) nahmen in

allen drei Fällen mit zunehmender Drehzahl der ZUP deutlich zu. Bei den Muttern ohne Gewinde mit 1,5 mm Radialspiel waren die Amplituden erwartungsgemäß deutlich höher als bei 0,5 mm Radialspiel. Im Fall 3 für die Mutter mit Gewinde mit 0,75 mm Radialspiel wurden erheblich geringere Amplituden gemessen als in den beiden ersten Fällen.

- Die Video-Aufnahmen zeigten: Sobald die beiden nächstgelegenen ZUP zusammen in Betrieb waren, wurde die Modellmutter in eine dauerhafte Bewegung versetzt. Bei der Mindestdrehzahl (600 U/min) ist sie vorwiegend horizontal. Bei einer Drehzahl von ca. 700 U/min (bei Fall 2 und 3 bereits bei 600 U/min)

wird die horizontale Bewegung mit einer Drehbewegung überlagert. Ab ca. 900 U/min sind die Drehbewegungen alle im Gegenuhrzeigersinn, werden mit steigender Drehzahl schneller und erreichen bei 1 100 U/min mit Umlaufdauern von 30, 35 und 150 Sekunden für die drei Fälle ihr Maximum. In Fall 1 und 2 sind die Bewegungsabläufe ruckartig, Lichtreflexe lassen auf leichte Kipp- oder Vertikalbewegungen schließen. Im Fall 3 sind die Bewegungen gedämpft und gleitend, Kippbewegungen sind aufgrund des Gewindes nicht möglich. Wenn eine der beiden nächstgelegenen ZUP abgeschaltet wurde, lagen die Muttern wieder ruhig.

Die Anströmversuche mit Modellmuttern ohne Gewinde haben gezeigt, daß mit dem

Körperschallanalysen mit MEDEA

Neben der grafischen Darstellung der Zeitsignalmuster und ihrer Untersuchung auf signifikante Schallereignisse auf dem Auswerterechner werden zusätzlich mit dem Akustik- und Klassifikationsmodul unmittelbare akustische bzw. signalparametergestützte Bewertungen der von MEDEA digital gespeicherten, übertragenen Schalldaten durchführbar. Durch diese Analysen können Veränderungen im Geräuschspektrum objektiv erkannt und bewertet werden.

Die Aufgabe des **Akustikmoduls** ist die akustische Wiedergabe von digital gespeicherten Schalldaten. Kernstück des Akustikmoduls ist die von ISTec entwickelte und realisierte sog. Puzzle-Technik, die es gestattet, die registrierten Kurzzeitschallmuster (von 50 msec oder 100 msec) für das menschliche Gehör geeignet und möglichst realistisch wiederzugeben. Die Daten werden hierzu mit Hintergrundgeräuschen ergänzt und vom Akustikmodul im offline-Modus in ein für die Soft- und Hardware geeignetes Format umgewandelt. Diese Daten stehen dann für die akustische Wiedergabe zur Verfügung. Das Modul ermöglicht die Wiedergabe sowohl von Einzel- als auch Mehrfachbursts.

Das **Klassifikationsmodul** dient der gezielten Klassifikation von digital gespeicherten Signalmustern. Grundlage des Klassifikationsmoduls ist die künstliche Neuronen-Netz-Technologie (hier: Multilayer-Perceptron-Netztyp). Sie gestattet es, anhand von vorgegebenen Lerndaten nach einer Übungsphase neue unbekannte Ereignisse zu klassifizieren. Dafür werden aus jedem Ereignis fünf Signalparameter (auch Merkmale genannt) berechnet und an den NN-Netzeingang gelegt, der Netzausgangswert K_i bestimmt dann die Ereignisklasse. Die fünf Signalparameter, die nach ISTec-Erfahrung eine Ereignisklasse anhand der Signalform geeignet charakterisieren, sind maximale lokale Anstiegszeit, maximale globale Anstiegszeit, normierte Fläche, Intensitätsverhältnis und Feinstruktur. Damit können relevante Ereignisklassen unterschieden und Signale objektiv beurteilt werden.

Bei der sog. **Standard-Transienten-Rekorderanalyse** werden die erfaßten Digitaldaten auf der Festplatte des Erfassungsrechners gespeichert, die aufgetretenen Signaltrigger und ihre Triggerzeiten aufgelistet und diese über eine TCP/IP-Verbindung zur detaillierten Auswertung zum ISTec-Auswerterechner übertragen.

vorhandenen KÜS Anschlagereignisse lockerer AGR-Muttern bereits zu einem frühen Schädigungszeitpunkt nachgewiesen werden können. Für die laufende Betriebsüberwachung erfordert dies, daß der Nachweis nicht wie sonst über Grenzwertanregungen erfolgt, sondern daß gezielte zusätzliche Überwachungsmaßnahmen durchgeführt werden:

- Akustische Beurteilung der Körperschallsignale in der Warte (einmal pro Schicht durch Schichtpersonal) mit zusätzlicher Protokollierung der subjektiven akustischen Schalleindrücke hinsichtlich anschlagender Teile, wobei geeignete Vergleichsmuster zur Verfügung stehen. Dabei ist zu betonen, daß die akustische Bewertung immer noch die sensibelste Methode ist, um schwache Anschlagereignisse vom Hintergrundgeräusch zu separieren.
- Parallel hierzu werden alle KÜS-Signale regelmäßig für einen ca. mehrminütigen Zeitraum auf Magnetband aufgezeich-

net. Die Aufzeichnungen dienen zur objektiven Beurteilung von Schallereignissen. Veränderungen im akustischen Eindruck können damit quasi zeitgerafft rückverfolgt werden.

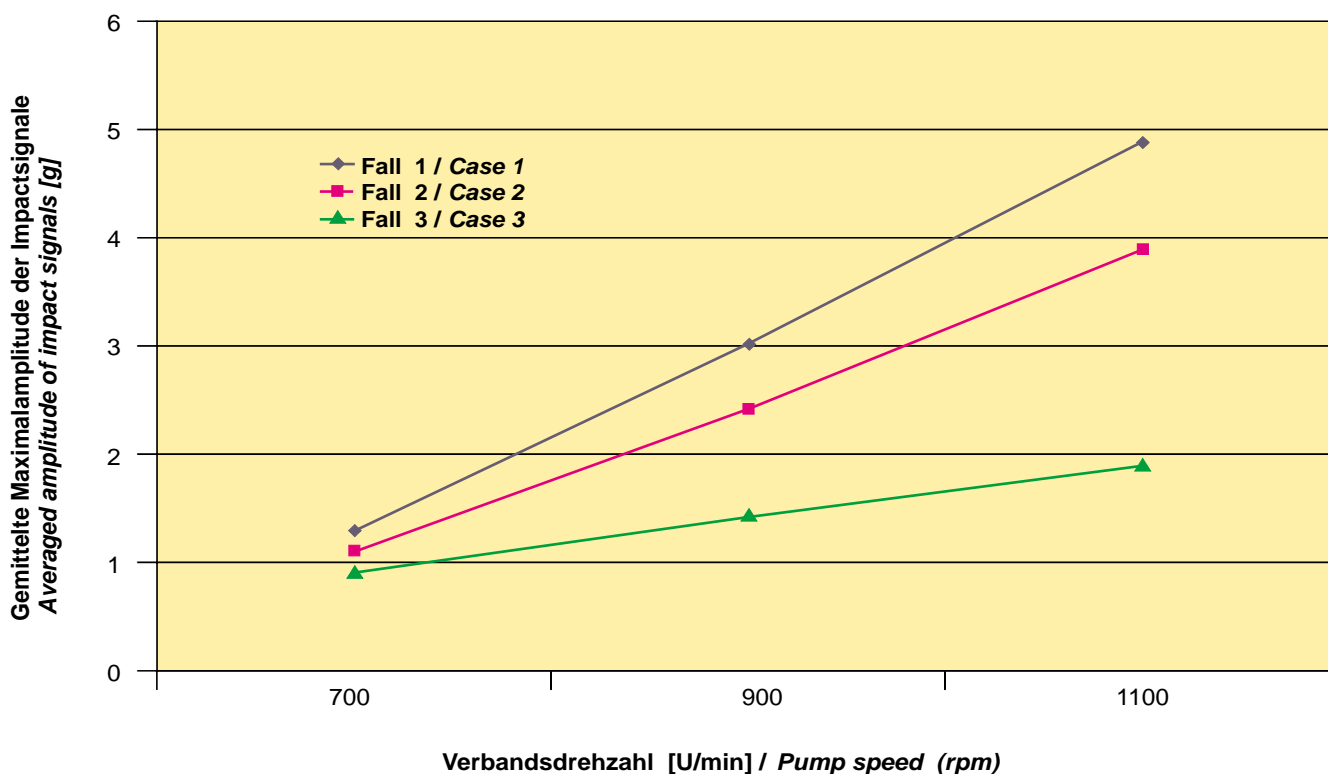
Eine entsprechende Vorgehensweise wird derzeit in zwei deutschen SWR-Anlagen praktiziert.

Laufende Signalüberwachung

Zur Zeit werden die Körperschallsignale zur frühzeitigen Erkennung strömungsinduzierter Anschläge gelockerter Sicherungsmuttern im Bereich der Steuerstab-Durchführungen laufend überwacht. Die Bandaufzeichnungen werden von ISTec mit Hilfe eines 16kanaligen rechnergesteuerten Transienten-Rekordersystems (MEDEA) ausgewertet.

Die automatische Signalbewertung mit dem Klassifikationsmodul ergab bisher überwiegend Strömungsgeräusche. Ihre Signalmuster haben vergleichsweise lange Signaldauern, sie treten überwiegend

lokal auf und zeigen in den Schrieben einen unruhigen, durch stochastisch auftretende Spitzen gekennzeichneten Verlauf. Erfahrungsgemäß werden sie durch Schwankungen im Strömungsgeräusch in der Nähe der Aufnehmer verursacht. Diese sind betrieblich bedingt und unkritisch. Einige Signalformen mit relativ steilen Anstiegsflanken wurden als Burstsignale eingestuft, einige andere als elektrisch/thermische Störsignale. Bei der Überprüfung der als Burstsignale eingestuften Signalmuster mit dem Akustikmodul zeigte sich jedoch kein Anschlagcharakter. Auf Grund dieser Charakteristika, der geringen Intensität und des sehr seltenen Auftretens bei den Analysen besteht zwischen den im laufenden Betrieb registrierten Signalen und evtl. gelockerten Muttern an Gehäuse-rohren der Steuerstabantriebe kein Zusammenhang. Dafür wären fortlaufende Ereignisfolgen charakteristisch, die aber bisher nicht festgestellt wurden.



Anströmversuche mit drei unterschiedlichen Modellmuttern wurden in einem Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor gefahren. Sie dienen dem Nachweis, daß es möglich ist, im Bereich der Steuerstab-Durchführungen die Lockerung von Antriebsgehäuserohr-Muttern mit Körperschallmessungen zu einem frühen Zeitpunkt zu erkennen. Das Schaubild zeigt die Amplituden der Impactsignale in Abhängigkeit der Drehzahl der Zwangsumlaufpumpen.

Flow tests with three different model nuts have been performed in a boiling water reactor. They provided evidence for the potential of early failure detection of loose nuts of control rod tubes by acoustic measurements. The diagram shows the dependency of impact amplitudes from speed of recirculation pumps.

Loose-Parts Monitoring Measures for an Early Detection of Loose Nuts at Control Rod Drive Tubes

In 1998, a loose locking nut was detected at the tube of a control rod drive (AGR) in a nuclear power plant with boiling water reactor during an in-service inspection. This had already been signalled in the preceding weeks by alarms of the loose-parts monitoring (LPM) system. The loose and partly damaged locking nut was found at the control rod drive at position 30/07. ISTec is involved in loose-parts monitoring at several nuclear power plants, and was also consulted for clarification in this case. Statements on the sound origin and on the signal trend could be provided by ISTec. Presently, accompanying analyses serve to detect possible loosening at an early stage.

In the plant concerned, a digital loose-parts monitoring (LPM) system surveys the reactor with regard to signals indicating loose or detached parts. Such parts are transported, e.g. by the circulation of the coolant, are impacting, and thus are acoustically noticeable by the structure-borne sound. The measuring positions at the reactor pressure vessel (RPV) with four accelerometers each at the main-steam lines and at the RPV support flange are determined by the two tasks "identification of detached parts" and "identification of loose parts". The installed LPM system KÜS'95 belongs to the latest system generation. If one of the eight active channels exceeds its alert level, the signals, which are digitised with 100 kHz, are automatically registered in a time window of 100 ms and stored on the hard disc.

Signal evaluation of a loose AGR nut

During the previous fuel element cycle, about 1775 signal patterns had been registered by the LPM: ISTec was asked to evaluate the signal patterns stored digitally on magneto-optical disc (MO) and on two magnetic tape recordings. The charts of the tape recordings did not show any abnormalities. However, the analysis of the MO disc at the ISTec laboratory demonstrated clear burst signals with preceding signals at the lower measuring points at the RPV. The form of the pulses, relative transit times and amplitude ratios substantially corresponded to the other signal patterns. This indicated that the sound events were locally fixed with only one sound location. After that, the sound origin was localised.

The burst signals were evaluated by a classification- and acoustic module (see info-box) developed by ISTec. The classification analysis demonstrated distinct burst signals from their signatures. The acoustic evaluation indicated mechanical impacting

and confirmed the signal classification. In order to judge the development of the damaging of the locking nut, the trend of the sound amplitudes was determined. They showed an increase for the two nearest sensors. Here, however, it has to be considered that the plant had been operated in stretch-out mode since the end of April 1998, and thus a changed coolant excitation had to be taken into consideration.

According to the current state of knowledge, the locking nut was loosened by pressure fluctuations from the coolant circulation, which resulted in wear of the thread after failure of the locking pin. Continuous wear resulted in sound events with increasing frequency and intensity due to the increasing tolerance in the thread area.

Flow tests with model nuts

In October 1998, flow tests were carried out with different model nuts, various initial conditions and a special instrumentation of ISTec in order to demonstrate already at an early stage of wear the potential of the existing LPM system for the detection of further possibly loose nuts, and to get precise knowledge of the flow conditions in the area of the control rod drive positions for different coolant flow rates.

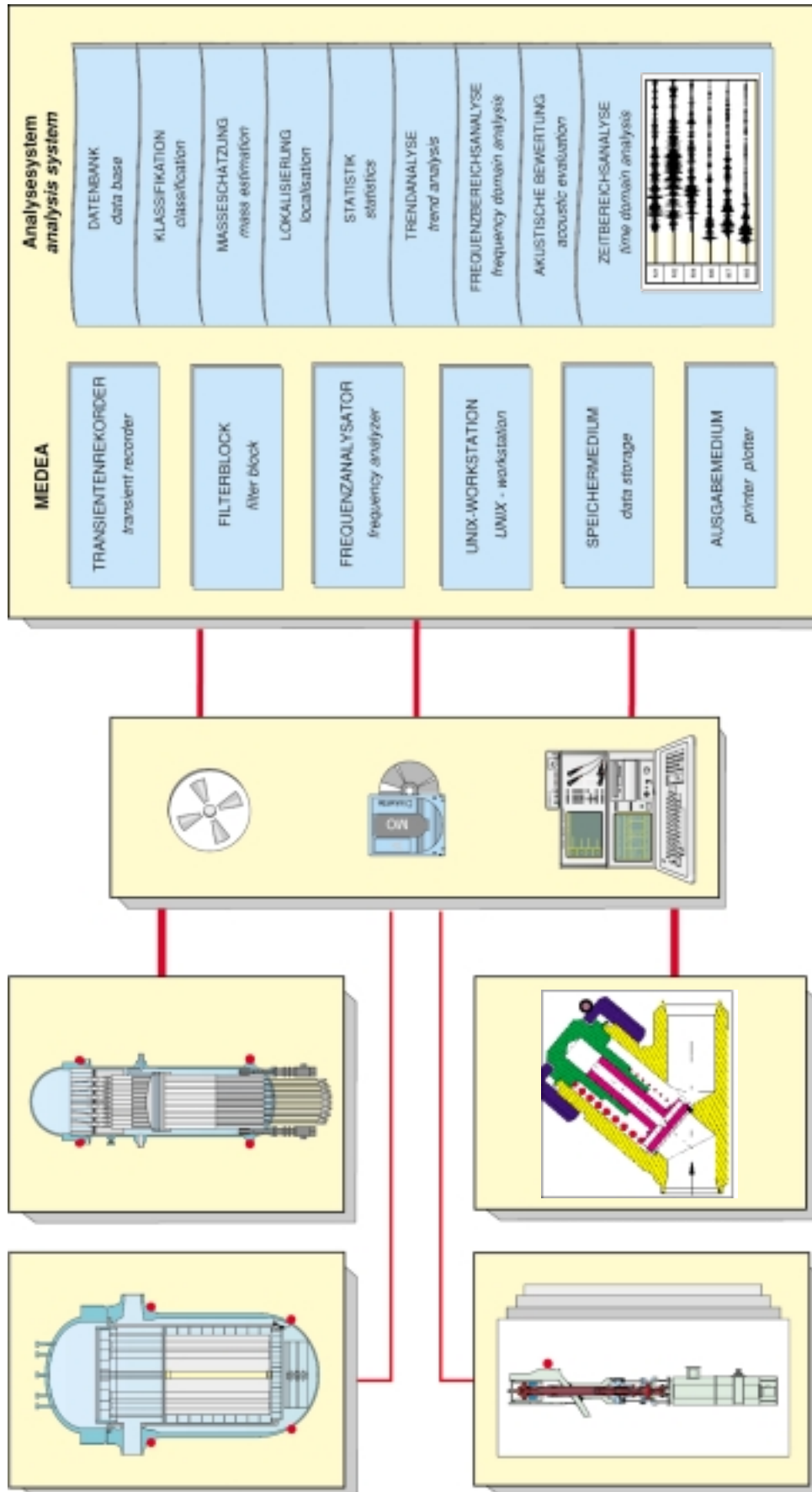
Acoustic analyses with MEDEA

In addition to the graphical representation of the time-signal patterns and their computer-based analysis with regard to significant sound events, direct acoustic and signal-parameter-based evaluations of the sound data, digitally stored by MEDEA, can additionally be performed by the acoustic and classification module. Variation of the noise spectrum can be identified and evaluated more objectively by these analyses.

The task of the **acoustic module** is the acoustic replay of digitally stored sound data. The main feature of the acoustic module is the so-called puzzle technique, developed and realised by ISTec. It makes it possible to present the registered short-time sound patterns (with a period of 50 msec or 100 msec) both in an audible form and as genuine as possible. For this purpose, the data are supplemented by background noises in an off-line mode and converted by the acoustic module into a format suitable for soft- and hardware applications. The data are then available for the acoustic replay, enabling the replay of both single and multiple bursts.

The **classification module** is used for the analysis of digitally stored signal patterns. It is based on the artificial neuronal net (NN)-technology (here: multi-layer-perceptron-net type). The module allows the classification of new unknown events by means of given training data after a test phase. For each event, five signal parameters (also called features) are calculated and entered at the NN-net input; the net exit value K_i then determines the event class. The five signal parameters, which characterise an event class suitably by the signature according to experience of ISTec, are maximum local rise time, maximum global rise time, area, intensity ratio and fine structure. This makes it possible to distinguish between relevant classes of events, thus the objective evaluation of signals can also be realised.

By means of the so-called **standard-transient-recorder analysis**, the registered digital data are stored on the hard disk of the data acquisition computer, and the initiated signal triggers and their trigger times are listed. These are transferred to the analysis computer via a TCP/IP-connection for detailed evaluation.



Rechnergesteuertes Transienten-Rekordersystem MEDEA. Mit ihm können akustische Signale durch lose oder lockere Teile im Inneren eines Reaktors mittels Körperschallmessungen frühzeitig erfaßt und im Labor ausgewertet werden. Optische Inspektionen können dadurch reduziert, Verlängerungen der Revisionszeiten vermieden werden.

Computer-based transient recorder system MEDEA. Measured acoustic signals induced by loose or detached parts within a reactor can be detected and evaluated in the laboratory at an early stage. This way, optical inspections can be reduced and prolongations of outages avoided.

At minimum speed and pump speeds of 700, 900 und 1100 rpm of the reactor recirculation pumps (RRP), a total of three test series was performed:

Case 1 "model nut" **without** internal thread with a radial clearance of **+ 1.5 mm**

Case 2 "model nut" **without** internal thread with a radial clearance of **+ 0.5 mm**

Case 3 "model nut" **with** internal thread with a radial clearance of **+ 0.75 mm**

The signals recorded by the LPM and the special instrumentation provided by ISTec were analysed at the laboratory. In parallel, the video recordings of an underwater camera mounted to a "substitute guide tube" were viewed and evaluated. This resulted in the following findings:

- The peak amplitudes and the averaged maximum amplitudes of the impact signals (i. e. the signals setting off the signal background) clearly increased in all three cases with increasing speed of the RRP. As expected, the amplitudes for nuts without thread with a radial clearance of 1.5 mm were considerably higher than those with a radial clearance of 0.5 mm. In Case 3, for the nut with thread with a radial clearance of 0.75 mm, considerably lower amplitudes were measured than in the first two cases.
- The video records showed that as soon as the two nearest RRP were operated together, the model nut was set into permanent motion. At minimum speed (600 rpm) the movement is mainly hori-

zontal. At a speed of about 700 rpm (in the Cases 2 and 3 already at 600 rpm), the horizontal movement is superimposed by a rotational movement. Starting at about 900 rpm, the rotational movements are all counterclockwise, become faster at increasing speed and reach their maximum in all three cases at 1100 rpm with periods of 30, 35 and 150 seconds. In Cases 1 and 2, the movement is intermittent, reflections suggest slight tipping or vertical motions. In Case 3, the motions are damped and sliding, tipping motions are not possible due to the thread. When switching off one of the nearest RRP, the nuts settled again.

The flow tests with model nuts without thread demonstrated that impact events of loose AGR nuts can be detected already at an early time by the LPM. For continuous operational monitoring, this requires that the identification is not performed as usual by alert level excitations, but by realising specific additional monitoring measures:

- Evaluation of the acoustic signals in the control room (once per shift by shift personnel) with additional recording of the subjective acoustic response with regard to impacting parts. Suitable patterns for comparison are available. In this respect it has to be emphasised that the acoustic evaluation is still the most sensible method to separate weak impact events from background noise.
- In parallel, all LPM signals are recorded on magnetic tapes at steady time intervals for a period of several minutes. The recordings are used to evaluate sound events objectively. Acoustic variations

can be analysed and traced back in timely compressed form.

A corresponding practise is currently implemented at two German BWR plants.

Actual signal monitoring

At present, the acoustic signals in the area of the control rods are regularly monitored for the early detection of flow-induced impacts of loose locking nuts. The tape recordings are evaluated by ISTec by means of a 16-channel computer-based transient recorder system (MEDEA).

Up to now, the automatic signal evaluation with the classification module has mainly revealed flow noises. Their signal patterns have comparatively long signal durations. They mainly occur locally and show in the charts a sequence, characterised by stochastically fluctuating peaks. From experience it can be concluded that they are caused by fluctuations in the flow noise near the sensors. These are related to plant operation and are not critical. Some single signatures with high rise times were classified as burst signals, some others as electrical/thermal fault signals. However, the verification of the signatures, classified as burst signals, by the acoustic module did not show any impacting character. Due to these characteristics, their low signal intensity and their very rare occurrence during the analyses, no relation between the signals registered during operation and possibly loosened nuts at tubes of the control rod drives can be stated. Continuous burst sequences would be characteristic of such an event, but have not been measured so far.

B. Olma

ADAS, ein System zur Erfassung und Auswertung radiologischer Daten

Zur zentralen Erfassung und Auswertung radiologischer Meßwerte oder sonstiger Prozeßdaten außerhalb der Zentralen Warte hat ISTec das integrale Monitoring-System ADAS (Aktivitätsdatenerfassungs- und Auswertesystem) entwickelt. Es kann Daten mobiler und stationärer Meßstellen verarbeiten. ADAS wurde im Auftrag des Kernkraftwerks Philippsburg als Monitoring-System für die Erfassung und Auswertung radiologischer Meßdaten entwickelt und dient seit seiner Installation 1995 als Strahlenschutzwarde im Strahlenschutzbüro. Aufgrund seines umfassenden Konzeptes kann ADAS jedoch problemlos auch in anderen Anwendungsfeldern eingesetzt werden. So lassen sich alle denkbaren analogen und digitalen Meßwerte verarbeiten. Die Liste der Meßgeräte läßt sich beliebig erweitern.

Eigenschaften

Alle mit ADAS erfaßten Daten werden zur Auswertung und Visualisierung auf mehreren Arbeitsplatzrechnern bereitgestellt. Weiterhin ist der Zugriff auf anlagenspezifische Informationen, wie Lagepläne, Gebäudeansichten und Alarmpläne, möglich. Der Arbeitsplatzrechner ist als Doppelbildschirmstation ausgeführt. Sie ermöglicht gleichzeitig eine Übersichts- und eine Detaildarstellung. Damit kann ADAS als Strahlenschutzwarde genutzt werden, die problemlos im Strahlenschutzbüro oder auch an anderen Orten mit Netzzugang installiert werden kann. Das Strahlenschutzpersonal kann mit ADAS Arbeiten in strahlenschutzrelevanten Bereichen überwachen, ohne permanent vor Ort zu sein, d. h. Zeit- und Dosisersparnis. Durch die Anbindung fester Meßstellen an ADAS sind Informationen im Strahlenschutzbüro verfügbar, die ansonsten nur in der zentralen Warte auflaufen. Weiterhin läßt sich die gesamte Anlage, auch mehrere Blöcke, zentral überwachen, was einen rationellen Personaleinsatz ermöglicht.

Die Daten werden in einer leistungsfähigen Datenbank gespeichert. In regelmäßigen Intervallen, z. B. jährlich, wird eine neue Datenbank angelegt, wobei die vorgegangenen Datenbanken im Benutzerzugriff verbleiben. Dies erlaubt eine retrospektive Auswertung, ohne daß Daten aus dem Archiv rückgespeichert werden müssen.

Durch die Verfügbarkeit von anlagenspezifischem Bildmaterial ist ADAS Einarbeitungs- und Navigationshilfe, insbesondere für Fremdpersonal. Da gleichzeitig die aktuelle Strahlensituation (Ortsdosisleistungen, Raumluftkonzentrationen usw.) verfügbar ist, wird ADAS zu einem nütz-

lichen Planungsinstrument für strahlenschutzüberwachte Arbeiten im Kontrollbereich.

Systemübersicht

Die von ADAS erfaßten Daten werden über Meßleitungen an einen Erfassungsrechner weitergeleitet, der derzeit über 8 analoge und 32 digitale Schnittstellen verfügt. Die Meßraten können zwischen 0,1 und 10 Hz liegen. Der Erfassungsrechner dient u. a. als Datenpuffer bei Kommunikationsstörungen, so daß ein Datenverlust weitgehend ausgeschlossen ist.

Vom Erfassungsrechner werden die Daten an einen Kommunikationsserver übertragen. Als Datenleitungen sind feste oder mobile Kabel, aber auch Telefonleitungen (bei Beibehaltung der Telefonfunktion) möglich. Dies erlaubt eine Datenübertragung über eine Distanz von über 1 km. An einen Kommunikationsserver können bis zu 10 Erfassungsrechner angeschlossen werden, bei Hochleistungsrechnern auch mehr.

Die Kommunikationsserver kommunizieren über das anlageninterne DV-Netz mit gespiegelten Archivierungsrechnern, auf denen die ADAS-Datenbanken liegen. Bei dieser Architektur können theoretisch beliebig viele Kommunikationsserver mit Archivierungsrechnern verbunden werden. Sie sind zur Datensicherung mit einem Bandlaufwerk verbunden.

Die Arbeitsplatzrechner können gleichfalls über das DV-Netz auf die ADAS-Datenbank zugreifen. Es sind Multimedia-PCs mit je zwei Bildschirmen, die die gleichzeitige Visualisierung von zwei Ausgaben, z. B. Übersicht- und Detaildarstellung, erlauben.

ADAS kann auch Daten von Prozeßrechnern übernehmen, so daß neben den Informationen über den Strahlenschutz simultan Informationen über den Zustand der Anlage (Leistung, Druck, usw.) verfügbar sind. Auch die Daten der Prozeßrechner werden im Archivierungsrechner gespeichert, so daß die unmittelbare retrospektive Auswertung allgemeiner Betriebsdaten möglich ist.

Bei einer ADAS-Konfiguration mit 10 Erfassungsrechnern fallen ca. 100 000 Meßwerte pro Stunde an. Das System ist für Dauerbetrieb ausgelegt.

Konfiguration

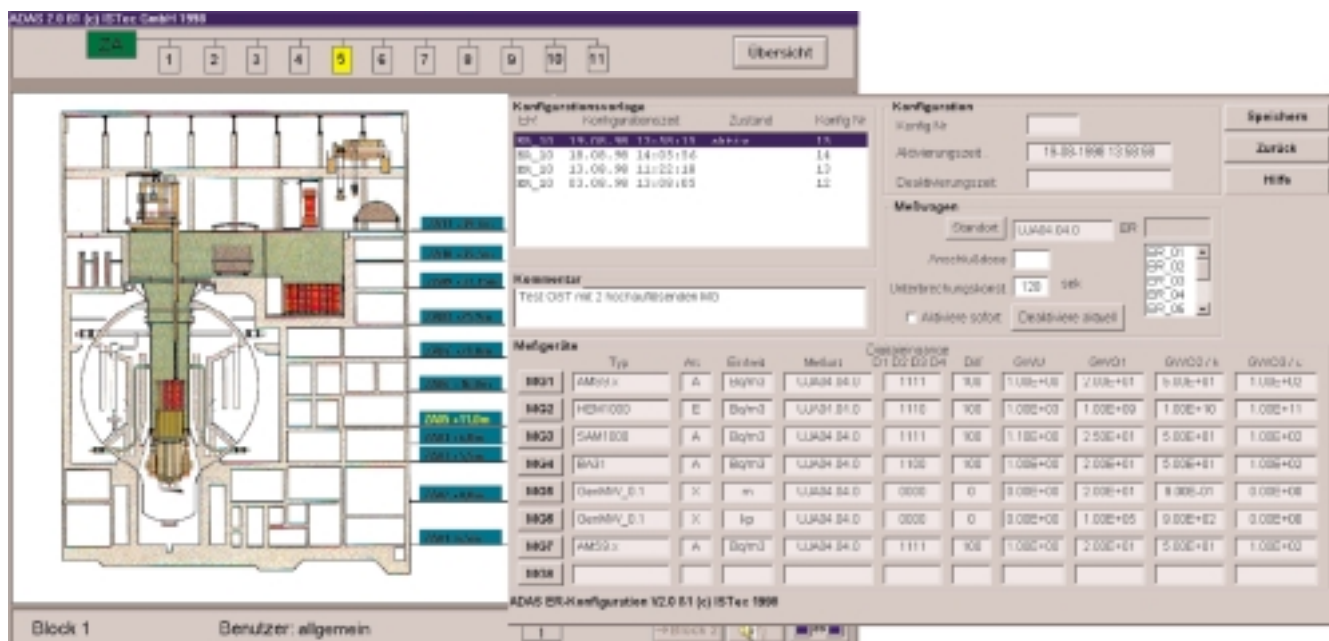
Die Grundkonfiguration von ADAS basiert auf der Hinterlegung von Lageplänen und Gebäudeschnitten. Den Räumen, für die eine Überwachung vorgesehen ist, kann ergänzendes Bildmaterial oder eine Online-Videoüberwachung zugeordnet werden. Jeder Raum ist mit dem anlagenspezifischen Kennzeichnungssystem erfaßt.

Bei der Konfiguration der Erfassungsrechner wird ihnen der der Anlagenkonfiguration entsprechende Standort und die benutzte Anschlußdose zugewiesen. Die Meßgeräte werden separat durch Angabe von Parametern wie Typ, Art, Meßort sowie verschiedener Grenzwerte konfiguriert.

Für die Auswertung lassen sich grafische Darstellungen der Daten konfigurieren. Dynamische und statische Kurven sind möglich. Dynamische Kurven werden permanent den aktuellen Messungen angepaßt, statische Kurven dienen der retrospektiven Auswertung. Die Konfiguration ermöglicht die Auswahl der auszuwertenden Meßgeräte, des Maßstabs (linear/logarithmisch), der Zeitskala usw. Die ausgewählten Einstellungen lassen sich unter einem frei wählbaren Namen abspeichern.

Betrieb

Nach Konfiguration und Installation des Systems und Anschluß der Kommunikations- und Erfassungsrechner mit den Meßgeräten vor Ort ist ADAS betriebsbereit. Die Meßdaten werden über den Kommunikationsserver zum Archivierungsrechner übertragen. Der Arbeitsplatzrechner greift kontinuierlich auf die aktuellen Daten zu und wertet diese aus. Bei Grenzwert-



Exemplarische Übersicht der Gebäude- und Meßgerätekonfiguration

Exemplary overview of the building and measuring instrument configuration

überschreitung wird ein akustischer und visueller Alarm ausgelöst, der bis zu seiner Quittierung ansteht. Alle auflaufenden Alarme und deren Quittierung werden protokolliert.

Auf den beiden ADAS-Bildschirmen läßt sich eine Vielzahl an Kombinationen von Systemzuständen darstellen. Beispielsweise kann ein Bildschirm eine Systemübersicht enthalten, während der andere eine Detaildarstellung zeigt. Einer der beiden Bildschirme enthält das ADAS-Menü in Form von Schallflächen, die zu Funktionsgruppen zusammengefaßt sind, sowie eine Statuszeile über das ADAS-System.

Die Funktionsgruppe *Darstellung dynamisch* enthält Funktionen, die kontinuierlich vom System aktualisiert werden. Hierzu gehören die Zustandsübersicht über Meßwagen und Meßgeräte, Anlagenbilder mit aktuellen Meßwerten, dynamische Kurven, die die aktuelle Meßwertentwicklung anzeigen, und aktuelle Protokolle.

Mit den Funktionen der *Gruppe Darstellung statisch* lassen sich die Daten im ADAS, die durch die aktuellen Messungen nicht beeinflusst werden, anzeigen. Hierzu zählen insbesondere grafische Darstellungen von abgeschlossenen Meßreihen und

retrospektive Auswertungen wie die Entwicklung der Dosisleistung in einem Raum im vergangenen Jahr.

Die Funktionsgruppe *System Manager* dient der Systemkonfiguration und Wartung.

Die Funktionsgruppe *Datenaufbereitung* enthält einen leistungsfähigen und flexiblen Reportgenerator, ein benutzerdialog-basiertes Selektionsmodul und einen SQL-Editor für direkte SQL-Abfragen. Hiermit kann auf alle in der Datenbank gespeicherten Informationen zugegriffen werden. Sie können in beliebigen Formaten ausgedruckt werden. Darüber hinaus ist auch ein Datenexport in andere Programme, z. B. Excel, möglich. Mit der Option *Alt-datenbank* können alle in ADAS erfaßten Daten, die nicht mehr in der aktuellen Datenbank gespeichert sind, verfügbar gemacht werden, ohne daß Daten von einem Sicherungsdatenträger rückgespeichert werden müssen.

Die Statuszeile gibt einen Überblick über die Verfügbarkeit des ADAS-Systems:

Grün dargestellt sind aktive Komponenten, rot dargestellt sind ausgefallene oder nicht bereite und ohne farbliche Markierung sind deaktivierte oder nicht vorhandene Komponenten.

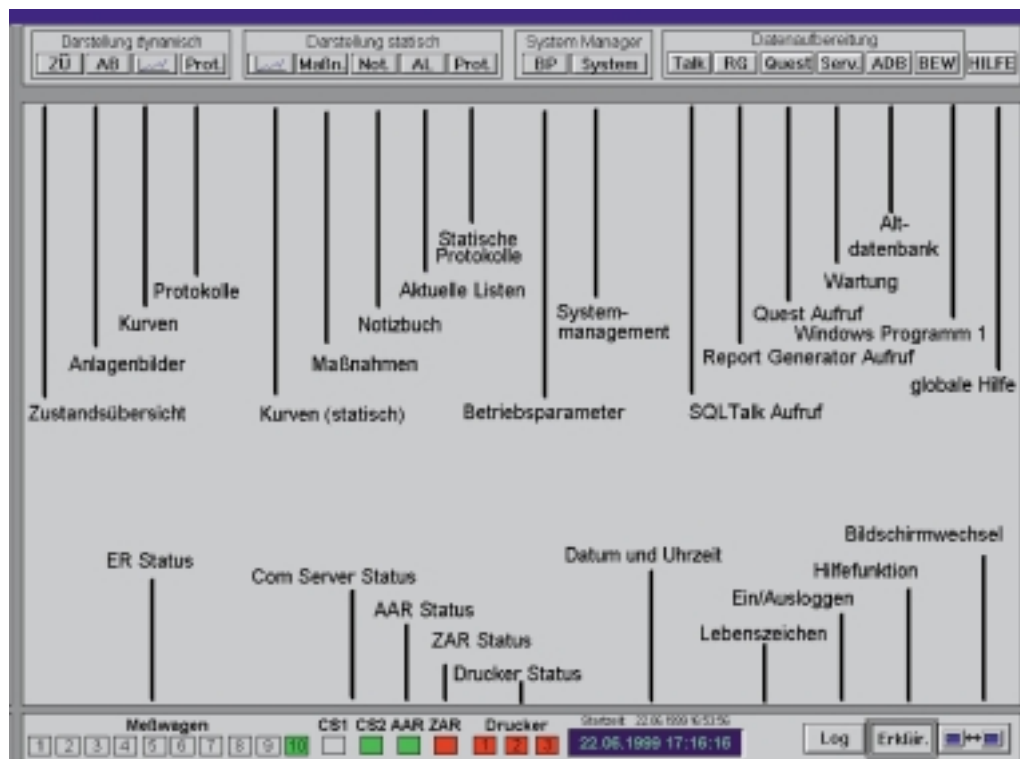
Ausblick und Entwicklungsmöglichkeiten

Eine nicht radiologische Spezialanwendung, die erfolgreich eingesetzt wird, ist die Überwachung des Brennelementwechsels. Hierbei wird beim Ziehen der Brennelemente die Zugkraft über dem Weg mit einer Frequenz von 10 Hz aufgenommen. Dabei hat sich gezeigt, daß die mit ADAS erfaßten Meßreihen so hochauflösend sind, daß Brennelemente mit Verdacht auf Schäden zuverlässig identifiziert werden können. Die Beschränkung der Untersuchung auf diese Verdachtsfälle senkte deutlich den Aufwand beim Brennelementwechsel.

Bei der Personendosimetrie können sowohl die Werte fernüberwachter Dosimeter als auch stationärer Ganzkörpermonitore erfaßt und ausgewertet werden. Hierdurch lassen sich systematisch Funktionsfähigkeit und Effektivität der eingesetzten Meßgeräte überwachen, die aus Wartung und Reparatur resultierenden Personendosen automatisch verfolgen. ADAS kann somit auch wirkungsvoll bei der Erstellung behördlich geforderter Dokumente helfen.

ADAS kann zur Überwachung, Visualisierung und Steuerung von Einrichtungen des Brandschutzes effektiv eingesetzt werden. Es erfaßt kontinuierlich sämtliche Signale

der Brandmeldeanlagen und den Status der Brandschutzklappen und gibt damit einen aktuellen und anschaulichen Überblick über die Funktionsfähigkeit der Brandschutzeinrichtungen. Sämtliche Anforderungen im Bedarfsfall und bei Routineprüfungen lassen sich automatisch dokumentieren. Es ist auch möglich, über ADAS im Einklang mit dem Betriebshandbuch Brandschutzeinrichtungen zu aktivieren.



Das ADAS-Menü wird auf dem Bildschirm in Form von Schaltflächen, die zu Funktionsgruppen zusammengefaßt sind, dargestellt. Zusätzlich wird eine Statuszeile über das ADAS-System angezeigt.

The ADAS menu is shown on the VDU in the form of buttons that are combined in function groups. In addition, a status bar about the ADAS system is displayed.

ADAS, a System for the Acquisition and Evaluation of Radiological Data

The ADAS (activity data acquisition and evaluation system) integral monitoring system has been developed by ISTec for the central acquisition and evaluation of radiological data and other process-related data outside the main control room. It is capable of processing data from mobile and stationary measuring points. ADAS was developed by order of the Philippsburg nuclear power plant as a monitoring system for the acquisition and evaluation of measured radiological data and has been used as radiation protection control station in the radiation protection office since it was set up in 1995. Owing to its comprehensive concept, however, it is also possible without problems to employ ADAS in other areas of application. For example, it is possible to process all conceivable analogue and digital measuring results. The list of measuring instruments can be freely extended.

Features

All data recorded with ADAS are provided on several workstations for evaluation and visualisation. The access to plant-specific information – like location plans, building views and alarm plans – is also possible. The workstation is executed as double display station. It makes simultaneous overview and detail representation possible. Thus ADAS can be employed as radiation protection control centre that can be in-

stalled without problems in the radiation protection office or in other places with network access. With the help of ADAS, the radiation protection staff can supervise work in radiation-protection-relevant areas without being permanently on the spot, which saves time and reduces dose levels. By the connection of fixed measuring points to ADAS, information which otherwise only accumulates in the central control room is also available in the radiation protection office. Furthermore, the entire

plant – also several units at the same time – can be monitored centrally, which makes it possible to deploy personnel efficiently.

The data are stored in a powerful database. At regular intervals, e. g. once a year, a new database is created, with the user keeping access to the previous databases. This makes it possible to perform retrospective evaluations without having to restore data from the archive.

The availability of plant-specific pictorial material makes ADAS a useful familiarisation and navigation tool, especially for the benefit of outside personnel. Since the up-to-date radiation situation (local dose rates, room air concentrations, etc.) is available at the same time, this makes ADAS a useful planning instrument for monitoring radiation-protection-relevant work in the controlled area.

System overview

The data recorded by ADAS are transmitted via instrument lines to the data

Meßwagenübersicht
Vorfahrung ISTEc 17.06.1998

Nr	Art	Meßort	Wert	Dem	GW1.0	GW2.0	GW3.0	D1	D2	D3	D4
1	A	LUJ04 04.0	3.06E+00	Bohm3	1.00E+00	2.00E+01	5.00E+01	1.00E+02	0	0	0
2	E	LUJ04 04.0	3.18E+00	Bohm3	1.00E+03	1.00E+09	1.00E+10	1.00E+11	0	0	0
3	A	LUJ04 04.0	3.18E+01	Bohm3	1.00E+00	2.00E+01	5.00E+01	1.00E+02	0	0	0
4	O	LUJ04 04.0	2.81E+06	Sch	1.00E+10	1.00E+04	1.00E+03	1.00E+02	0	0	0
5	J	LUJ04 04.0	5.87E+05	Bohm3	5.00E+01	1.00E+01	5.00E+01	1.00E+02	1	1	1
6	E	LUJ04 04.0	4.28E+03	Bohm3	1.00E+01	1.00E+06	1.00E+08	1.00E+07	1	1	1
7	X	LUJ04 04.0	6.02E+00	n	0.00E+00	1.00E+03	1.00E+03	0.00E+00			
8	X	LUJ04 04.0	6.02E+02	hp	0.00E+00	1.00E+06	1.00E+02	0.00E+00			

Die beiden ADAS-Bildschirme zeigen exemplarisch die Kombination aus einem Raumbild und der entsprechenden Meßwagenübersicht. In das Raumbild ist eine frei beschreibbare Notiz und ein voreingestellter Raumkommentar, der radiologische Daten des ODL-Katalogs enthält, eingeblendet. Neben dem Raumbild werden rechts oben die aktuellen Daten des im Raum installierten Meßwagens sowie die für den Raum wesentlichen aktuellen Prozeßdaten angezeigt. Die Meßwagenübersicht enthält Informationen zum Meßwagen, den eingesetzten Meßgeräten und den Meßwerten. Farbige Hintergründe bei den Daten der Spalte Wert zeigen die Überschreitung der in der Konfiguration des Meßgerätes festgelegten Grenzwerte an. Der untere Grenzwert (Gwu) weist i. a. auf Meßwertfehler hin. Die weiteren gestaffelten oberen Meßwerte legen verschiedene Warnpegel fest und zeigen frühzeitig Trends und Entwicklungen.

This example of the two ADAS VDUs shows the combination of a view of a particular room and the corresponding measuring trolley survey. In the picture of the room, a window has been opened containing a freely writable memo as well as previously inserted details about the room with the radiological data of the local dose rate catalogue. At the top right of the picture of the room, the latest data transmitted from the measuring trolley installed in the room as well as the latest process data relevant for the room are displayed. The measuring trolley survey contains information on the measuring trolley itself, the measuring instruments used, and the measured values. Coloured cells in the Wert (value) column indicate that the limits defined by the configuration of the measuring instrument have been exceeded. The lower limit (Gwu) generally points at a reading error. The further staggered upper limits define different alert levels and show trends and developments at an early stage.

acquisition system which presently disposes of 8 analogue and 32 digital interfaces. The measuring rates may lie between 0.1 and 10 Hz. The data acquisition system serves among other things as data buffer in case of any disturbances in communication, so that a loss of data is largely excluded.

The data acquisition system transmits the data to a communication server. Transmission lines may be fixed or mobile cables as well as telephone lines (with the telephone function being maintained). This makes it possible to transmit data over a distance of more than 1 km. Up to 10 data acquisition systems can be connected to the communication server, and if high performance computers are employed there may be even more than that.

The communication servers communicate with each other via the plant-internal computer network with mirrored archiving systems on which the ADAS databases are stored. With this architecture, it is possible in theory to link up as many communication

servers as one prefers with the archiving systems. For backup purposes, they are connected with a tape streamer.

The workstations also give access to the ADAS databases via the computer network. They are multimedia PCs with two VDUs each for the simultaneous visualisation of two types of output, e. g. overview and detail representation.

ADAS can also adopt data from process control computers, so that apart from the information concerning radiation protection there is also information about the plant state (output, pressure, etc.) available at the same time. The data coming from the process control computers are also stored in the archiving system, which makes it possible to perform an immediate retrospective evaluation of general operating data.

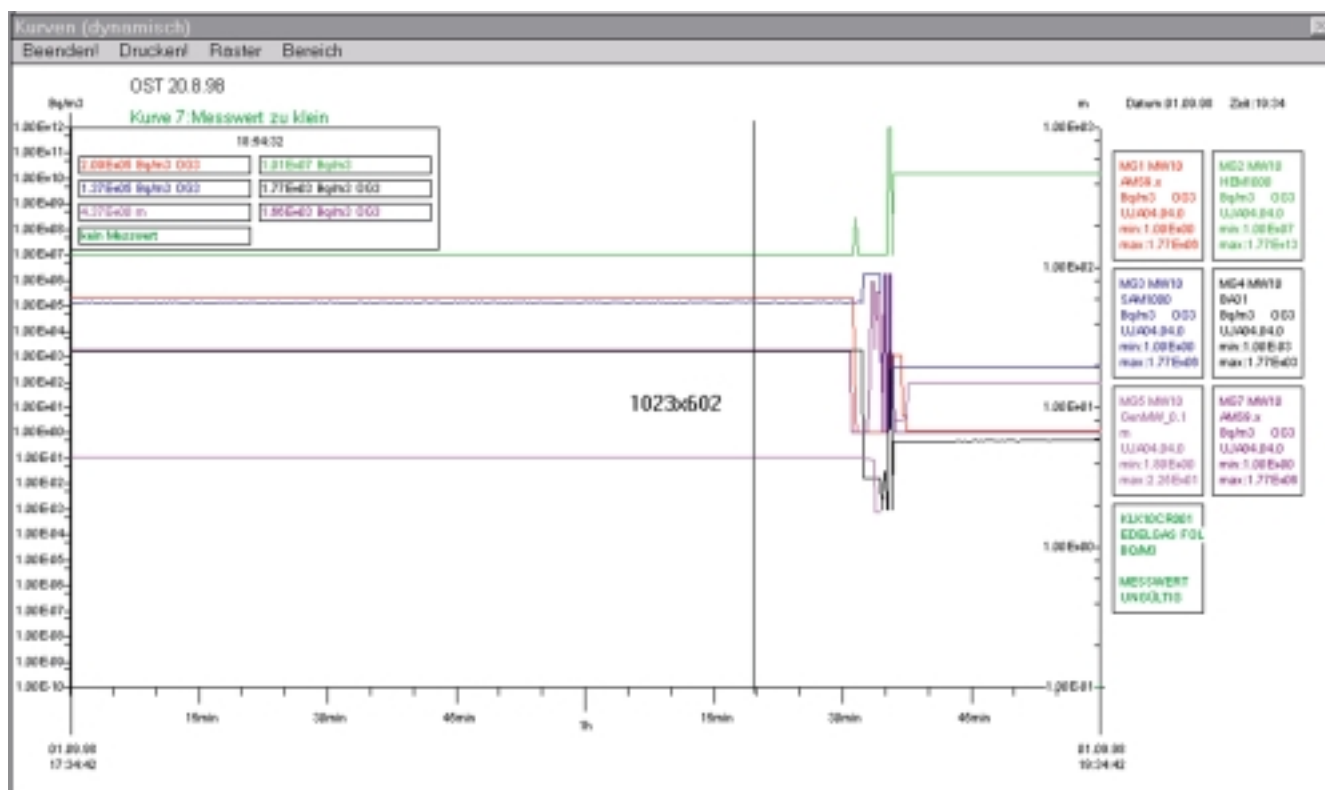
At an ADAS configuration of 10 data acquisition systems, there is an output of approx. 100,000 measured values per hour. The system is designed for continuous operation.

Configuration

The fundamental configuration of ADAS is based on underlying site plans and building cross-sections. Additional pictorial material or online video monitoring can be assigned to the rooms that are intended for surveillance. Every room is registered by the plant-specific identification system.

On the configuration of the data acquisition systems, these are allocated to the corresponding locations and sockets of the plant configuration. The measuring instruments are configured separately by indication of parameters such as type, kind, measuring position, and various limits.

For the evaluation, it is possible to choose a configuration of graphic display of the data. There is an option of dynamic and static curves. Dynamic curves are permanently adapted to current readings, static curves serve for retrospective evaluation. The configuration makes it



Dynamische oder statische Kurven gehören bei ADAS zum Standard. Sie können im Maßstab verändert werden (komprimiert, gespreizt, gezoomt), verfügen über Lineale zur genauen Meßwertablesung und enthalten Grundinformationen zu den Meßreihen.

Dynamic or static curves are ADAS standard. They can be differently scaled (compressed, spread, zoomed), have rulers with graduation for more exact readings, and contain basic information about the series of measurements.

possible to choose the measuring instruments to be evaluated, the scale (linear/logarithmic), time scale, etc. The select settings can be stored under a name that can be chosen freely.

Operation

Following the system's configuration and installation and the connection of the communication and data acquisition systems to the measuring instruments on site, ADAS is ready for operation. The measured data are transmitted via the communication server to the archiving system. The workstation continuously accesses the current data and evaluates them. If limits are exceeded, an acoustic and a visual alarm is set off which continues until it is acknowledged. All alarms and their acknowledgement are put on record.

On the two ADAS VDUs, a large number of system state combinations can be depicted. For example, one VDU may show an overview of the system while the other one may display a detail. On one of the two VDUs, the ADAS menu (in the form of buttons combined in function groups) as well as a status bar about the ADAS system is shown.

The function group *Display dynamic* contains functions that are continuously updated by the system. They include an overview of the condition of measuring trolleys and measuring instruments, plant images with the latest measured values, dynamic curves showing the recent evolution of the readings, and up-to-date records.

With the function group *Display static* it is possible to display those data in ADAS that are not influenced by the current measurements. These include in particular graphic displays of completed series of measurements and retrospective evaluations, like e. g. the evolution of the dose rate in one room over the past year.

The *System Manager* function group serves for the configuration and maintenance of the system.

The *Data processing* function group contains a powerful and flexible report generator, an interactive selection module, and an SQL editor for direct SQL queries. This way it is possible to access all the information stored in the database and print it out in any chosen format. Furthermore, it is also possible to export data to other programs, e. g. Excel. By means of the *Old data database* option it is possible to access all data that were recorded in ADAS but are no longer stored in the current database without having to restore data from a backup data carrier.

The status bar gives an overview of the availability of the ADAS system:

Green indicates active components, red those that have failed or are not available, and no colour marking indicates deactivated or non-existing components.

Outlook and possibilities for development

A special non-radiological application that is employed with success is the monitoring

of refuelling. Here, on withdrawal of the fuel elements, the tractive force along the path is recorded at a frequency of 10 Hz. It turned out in this context that the series of measurements recorded by ADAS are that highly resolving that fuel elements with suspected damage could be identified reliably. The limitation of the examination to these suspicion cases reduced clearly the effort required in connection with refuelling.

As concerns health physics, the readings of remote-monitored dosimeters as well as stationary whole-body monitors can be recorded and evaluated. This way it is possible to monitor systematically the functional condition and effectiveness of the measuring instruments used, and the personal doses received as a result of maintenance and repair work can be followed automatically. Thus ADAS can also be put to effective use in the preparation of documents demanded by the authority.

ADAS can be used effectively for the monitoring, visualisation and control of fire protection systems. It registers continuously all signals generated by the fire alarm systems and the status of the fire dampers, thereby giving an up-to-date and clear survey of the functional condition of the fire protection systems. All challenges in service and during routine inspections can be documented automatically. It is also possible to activate fire protection systems via ADAS in accord with the operating manual.

D. Gründler, S. Osterlehner

Kommunikation

Communication

Presse

Das Jahr 1998 war geprägt von einem gleichbleibend hohen Interesse der Öffentlichkeit an aktuellen Fragen der friedlichen Nutzung der Kernenergie. Dabei wurde das Interesse nicht nur durch nationale, sondern verstärkt auch durch internationale Entwicklungen und Geschehnisse geweckt. Herausragende Beispiele waren die Entdeckung von radioaktiven Kontaminationen auf Transportbehältern für abgebrannte Brennelemente und Waggonen in Deutschland, Frankreich, Großbritannien und der Schweiz sowie die geplante Inbetriebnahme des Kernkraftwerks Mochovce in der Slowakei. Sie stellten die GRS-Kommunikation vor besondere Herausforderungen. Zu den Aufgaben der GRS gehörte es auch, der Öffentlichkeit dem jeweiligen Ereignis angemessene sachgerechte Informationen zu vermitteln. Damit unterstützt sie die Behörden, wenn es um die Aufklärung und Erläuterung komplexer technisch-wissenschaftlicher Sachverhalte geht. Über viele Jahre hat sich die GRS in der Öffentlichkeit als kompetenter Ansprechpartner etabliert, wobei sich ihre interdisziplinäre wissenschaftliche Ausrichtung besonders vorteilhaft auswirkt.

Die über Monate in den Medien geführte öffentliche Diskussion über die radioaktiven Kontaminationen löste eine Vielzahl von Anfragen aus. Neben der Erläuterung der wissenschaftlichen Phänomene, z. B. des Unterschiedes zwischen einer festhaftenden und nicht festhaftenden Kontamination, stand auch die Vermittlung des fortlaufenden Arbeitsfortschritts bei der Auswertung der Unterlagen, der Analyse der Kontaminationsursachen und der vorgeschlagenen Abhilfemaßnahmen im Vordergrund, die das Eisenbahnbundesamt bei der GRS in Auftrag gegeben hatte (siehe Kapitel 6.1 „Radioaktive Kontaminationen bei Brennelementtransporten“). Mit ihren Fachberichten, Interviews, der telefonischen Beantwortung von Anfragen, eigenen Informationsveranstaltungen und der Beteiligung an Pressekonferenzen erfüllte die GRS das hohe Informationsbedürfnis.

Auf großes öffentliches Interesse, insbesondere im Nachbarland Österreich, stieß die geplante Inbetriebnahme von zwei Druckwasserreaktoren russischer Bauart im slowakischen Kernkraftwerk Mochovce. Vor dem Hintergrund, daß die GRS zusammen mit ihrem französischen Partner IPSN über die gemeinsame Tochtergesellschaft RISKAUDIT von der Europäischen Kommission den Auftrag erhalten hatte, die slowakische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde bei der Sicherheitsbewertung von Block 1 des Kernkraftwerks Mochovce zu unterstützen, war die GRS eine gefragte Informationsquelle für die Medienvertreter. In Fernseh- und Rundfunk-Interviews sowie in schriftlichen Stellungnahmen äußerte sich die GRS zum Sicherheitszustand der Anlage, soweit ihr Informationsstand dies zuließ.

Medienauswertung

Die Resonanz, die die GRS in der Presse gefunden hat, wird in einer jährlichen Presseudokumentation zusammengefaßt. Auch 1998 war die Anzahl und die Qualität der

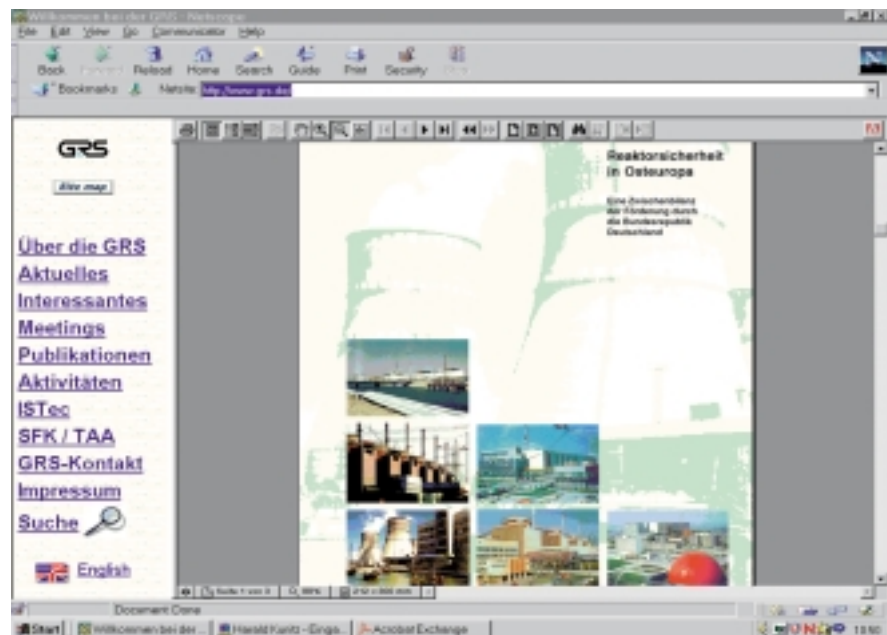
Artikel, in denen die technisch-wissenschaftlichen Informationen der GRS verwendet wurden, beeindruckend. Täglich wurden weiterhin wichtige regionale und überregionale Zeitungen und Zeitschriften im Hinblick auf das GRS-Tätigkeitsfeld ausgewertet und allen Mitarbeitern über eine Datenbank zugänglich gemacht.

Interne Kommunikation

Der internen Kommunikation kommt angesichts der verschiedenen Standorte und der Vielfalt der Arbeitsfelder eine besondere Rolle zu. Wichtige Instrumente sind dabei – neben den technischen Kommunikationseinrichtungen – der hauseigene Nachrichtendienst und die Hauszeitschrift. Sie sind ein Abbild der internen Firmenkultur und boten vielen Mitarbeitern wieder die Gelegenheit, erfolgreich abgeschlossene Projekte vertieft darzustellen oder Interessantes aus dem persönlichen Erfahrungsbereich weiterzugeben.

Internet

Die GRS konnte auch 1998 ihren Auftritt im Internet (<http://www.grs.de>) weiterent-



Homepage

wickeln und mit aktuellen Informationen weiter ergänzen. So konnten z. B. die auf dem „Fachgespräch“ gehaltenen Vorträge bereits zu Beginn der Veranstaltung abgerufen werden.

Online-Dienst

Für die GRS-Sachverständigen ist es unverzichtbar, über den weltweit aktuellen Wissensstand auf ihrem Arbeitsfeld zu verfügen. Als eine in den letzten Jahren immer wichtigere Informationsquelle haben sich die über nationale und internationale Hosts angebotenen wissenschaftlich-technischen Datenbanken entwickelt. Sie sind oft eine hilfreiche Ergänzung der persönlichen Erfahrungen und Kontakte. Die GRS hat mit allen fachspezifischen Datenbank Anbietern Nutzungsverträge abgeschlossen, die den Wissensbedarf der Sachverständigen abdecken. So konnte auch 1998 eine Vielzahl wissenschaftlicher Recherchen in Form von Publikationsnachweisen, Datenzusammenstellungen, Firmenportraits oder Volltexten erfolgreich durchgeführt werden.

Informationsmaterial

Die GRS hält eine Vielzahl ihrer Publikationen bereit, um dem Informationsbedürfnis der Öffentlichkeit zu entsprechen. Interessierte Bürger, Politiker oder Interessierte aus dem schulischen und universitären Bereich sind die typische Klientel für diese Publikationen. Zur Erleichterung der Auswahl wurde das Publikationsverzeichnis wieder aktualisiert und auf Anfrage verschickt bzw. bei Veranstaltungen mit Außenwirkung ausgelegt.

Veranstaltungen

Die GRS pflegte darüber hinaus wieder einen intensiven Informationsaustausch mit der Fachwelt. Die weltweit engen Kontakte zu den relevanten Expertenorganisationen wurden weiter vertieft. GRS-Mitarbeiter nahmen Aufgaben in internationalen Gremien wahr und beteiligten sich an Seminaren, Workshops und Konferenzen anderer Organisationen. Die GRS ihrerseits lud in- und ausländische Experten zu Veranstaltungen ein, die die gesamte Bandbreite ihres Aufgabenfelds abdecken. Nachfolgend sind einige wichtige Veranstaltungen dokumentiert. Herausragende Bedeutung hatte wieder das „Fachgespräch“.

Fachgespräch

Nachdem sich IPSN bereits 1997 am „Fachgespräch“ beteiligt hatte, wurde es erstmals 1998 als gemeinsame Veranstaltung vom 9. bis 10. November in Berlin organisiert. Michel Livolant, Direktor des IPSN, und Prof. Adolf Birkhofer stellten in ihrem Vortrag (siehe Kapitel 3) die Perspektiven der Zusammenarbeit von GRS und IPSN vor. Experten von GRS und IPSN präsentierten die Ergebnisse ihrer neuesten sicherheitstechnischen Untersuchungen und Forschungsarbeiten zur Reaktorsicherheit, Entsorgung und Endlagerung und stellten sie zur Diskussion. Mit über 500 Teilnehmern war das erste gemeinsame „Fachgespräch“ von GRS und IPSN ein großer Erfolg.



Im Jahre 1999 wird das „Fachgespräch“ mit einem neuen Erscheinungsbild und mit noch stärkerer internationaler Ausrichtung unter dem Titel „EUROSAFE – Forum für nukleare Sicherheit“ in Paris fortgesetzt.

Workshop RPV PTS ICAS

Die GRS hat im Auftrag des CSNI (Committee on the Safety of Nuclear Installations) der OECD Kernenergieagentur (NEA) in Zusammenarbeit mit ORNL (Oak Ridge National Laboratory) die internationale Vergleichsstudie RPV PTS ICAS (Reactor Pressure Vessel Pressurized Thermal Shock International Comparative Assessment Study) organisiert. Ziel dieser Aktivität ist ein internationaler Vergleich der Analysemethoden zur Integritätsbewertung von Reaktordruckbehältern bei Belastungen infolge von Notkühltransienten. Dabei stehen die interdisziplinären Aspekte zwischen Strukturmechanik und Thermohydraulik im Vordergrund.

Nach Workshops in Köln (Juni 1996) und Paris (Juni 1997) fand vom 25. bis 27. Februar 1998 ein Treffen der Teilnehmer in Orlando, USA, statt. Die Analyseergebnisse von 25 Organisationen aus 13 Ländern wurden im Vorfeld von der GRS ausgewertet, vergleichend dargestellt und auf dem Workshop etwa 40 Teilnehmern präsentiert.



Prof. Adolf Birkhofer (2.v.l.) im Gespräch mit Prof. Bulat I. Nigmatulin, stellvertretender Minister des Minatom, Sam Thompson, stellvertretender Generaldirektor des OECD/NEA und Vladimir Asmolv, Kurchatow-Institut (v.l.n.r.).

Prof. Adolf Birkhofer (2nd from the left) in conversation with Prof. Bulat I. Nigmatulin, Deputy Minister of Minatom, Sam Thompson, Deputy Director General of OECD/NEA and Vladimir Asmolv of the Kurchatov Institute (from left to right).

CSNI Workshop

Vom 3. bis zum 6. März 1998 veranstalteten die GRS und die Technische Universität München (TUM) für das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) der Kernenergieagentur (NEA) der OECD einen Workshop zum Thema Rückhaltung und Kühlbarkeit der Kernschmelze im Reaktordruckbehälter. Ziel des Workshops war, die in den Mitgliedsländern gesammelten Erfahrungen zu dem Themenbereich auszutauschen und über Gebiete zu diskutieren, auf denen zusätzliche Forschungsarbeiten für erforderlich gehalten werden. An dem Workshop nahmen etwa 100 Fachleute aus der ganzen Welt teil.

Workshop für armenische Aufsichtsbehörde

Für Beamte der armenischen Aufsichtsbehörde ANRA führte die GRS vom 11. bis 15. Mai 1998 einen Workshop über die Grundlagen des deutschen kerntechnischen Regelwerks sowie die Aus- und Fortbildung von Behördenmitarbeitern, Sachverständigen und Kraftwerkspersonal durch. Der Workshop ist Teil eines EU-Programms zur Steigerung der Sicherheit kerntechnischer Anlagen in Armenien.

GRS-Fachseminar

„Sicherheitsforschung in Kerntechnik und Entsorgung“ war das Thema des GRS-Fachseminars, das am 20. Mai 1998 in den Räumen der IHK Braunschweig stattfand. Schwerpunkte waren die vom Bundesministerium für Bildung, Wissenschaft und Forschung (BMBF) geförderten Fachbereiche Reaktorsicherheit und Endlagersicherheitsforschung. Zu den referierten Themen gehörten Analysemethoden zur Integritätsbewertung von Reaktordruckbehältern, internationale Projekte zur Entwicklung geotechnischer Endlagerbarrieren und sicherheitsanalytische Methoden für die Konzept- und Standortbewertung von Endlagern.

OECD-Seminar

Die GRS war Gastgeberin des "3rd Meeting on Nuclear Aerosols" der OECD für 65 Wissenschaftler aus 14 Ländern. Ziel der Veranstaltung vom 15. bis 18. Juni 1998 in der GRS Köln war es, die Aerosole auf ihrem Weg nach der Freisetzung aus den

Brennstäben zu verfolgen und ihre Ablagerung im Reaktorkühlkreislauf und ihr komplexes Verhalten im Sicherheitsbehälter zu diskutieren. Aerosole sind für die Beurteilung der Folgen schwerer Störfälle in Kernkraftwerken von zentraler Bedeutung, da sie als Träger von Spaltprodukten den radiologischen Quellterm maßgeblich beeinflussen.

Expertentreffen zu Transportbehälterkontaminationen

Auf Einladung des BMU waren am 26. und 27. August 1998 bei der GRS in Köln deutsche Experten zu einem Informationsaustausch über die Kontaminationen bei Transportbehältern für abgebrannte Brennelemente zusammengekommen: Fachbeamte aus den Aufsichtsbehörden der vom Transportbehälterproblem betroffenen Bundesländer, ihre hinzugezogenen Sachverständigen sowie Vertreter der betroffenen Bundesämter und Großforschungseinrichtungen. Ziel war es, alle verfügbaren Erfahrungen in die Aufklärung der Vorgänge einzubeziehen.

2. Workshop Kluft-Aquifere

Zusammen mit der GWK Ingenieurgesellschaft veranstaltete die GRS vom 10. bis 11. September 1998 im Bochumer Technologiezentrum Ruhr den zweiten Workshop Kluft-Aquifere. Rund 80 Experten aus Deutschland, Österreich und der Schweiz, die sich vornehmlich mit der Untersuchung von Grundwasserleitern (Kluft-Aquifere) oder mit Kluftgrundwasser- und Transportmodellen beschäftigen, nahmen daran teil. Ziel des Workshop war es, neuere Entwicklungen im Bereich der Datenerhebung und der Modellierung in Kluftgesteinen aufzuzeigen und ihre praktische Umsetzung zu diskutieren.

Arbeitstreffen zur Alterung von Komponenten

Vom 23. bis 27. November 1998 fand bei St. Petersburg, Rußland, ein Arbeitstreffen über die „Alterung von Komponenten von in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken“ statt, das gemeinsam von der GRS und der russischen Aufsichtsbehörde Gosatomnadzor konzipiert wurde. Etwa 50 Fachleute aus Rußland, der Ukraine Armenien, Bulgarien, Kasachstan, der Slowakei und Ungarn tauschten Informationen aus zur Vorgehensweise bei der

Bewertung von Alterungs- und Integritätsfragen zu Komponenten von in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken. Das Treffen gehörte zu dem vom BMU geförderten Vorhaben zu Seminaren und Workshops etc. für Sachverständige aus Osteuropa.

Notfallschutz-Seminar

Rund 25 Gäste aus Bundes- und Landesbehörden sowie von Sachverständigenorganisationen diskutierten vom 30. November bis 2. Dezember 1998 in der GRS Köln das Thema „Notfallschutz außerhalb der Anlage“. Ziel des Seminars war es, über aktuelle Entwicklungen im Notfallschutz zu informieren und zu diskutieren. Das Seminar ist Teil 2 der zweiteiligen Seminarreihe, die unter dem Thema „Vermeidung oder Begrenzung von folgenschweren Ereignissen“ zusammengefaßt wird. Teil 1 befaßt sich mit „Untersuchungen und Maßnahmen innerhalb der Anlage“. Die GRS veranstaltet diese Seminare seit 1987 im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU).

Erfahrungsaustausch mit COMOS-Anwendern

Zum zehnten Mal trafen sich die COMOS-Anwender vom 1. bis 2. Dezember 1998 in Garching. Rund 40 Teilnehmer aus 14 Kernkraftwerken und von Turbinen- und Pumpenherstellern erfuhren neuere Entwicklungen über die Schwingungsüberwachung an Primärkreissystemen und Hauptkühlmittelpumpen von Druckwasserreaktoren, die Reaktorkernüberwachung bei Druckwasser- und Siedewasserreaktoren, über Erfahrungen mit der Zwangsumwälzpumpendiagnose und die Überwachung von Turbosätzen.

VASA Kick-off-Meeting

Im Auftrag der EU soll eine europäische Strategie zur Validierung von Rechenprogrammen für schwere Störfälle (VASA – Validation Strategies for Severe Accident Codes) entwickelt werden. Dazu hatte die GRS für die EU zu einem ersten Treffen am 9. und 10. Dezember 1998 in die GRS Köln eingeladen, bei dem rund 30 Experten aus zehn Ländern über ihre Erfahrungen mit solchen Programmen und deren Validierung berichteten.

IVCRS-Meeting

Auch gegen sehr unwahrscheinliche schwere Störfälle mit Kernschmelze sind in Kernkraftwerken Maßnahmen vorgesehen. In einer konzertierten Aktion will die EU

eine europäische Strategie zur Kühlung einer Kernschmelze im Reaktordruckbehälter (IVCRS – In-vessel Core Retention Strategies) entwickeln, um die Rückhaltung der Schmelze im Reaktordruckbehälter zu erreichen. Einen ersten Erfahrungs-

austausch zwischen 14 Experten aus Frankreich, Italien, den Niederlanden und Deutschland hatte die GRS für die EU am 3. und 4. Dezember 1998 in Garching organisiert.

Communication

Press

In 1998, the general public again maintained a high level of interest in the current issues surrounding the peaceful use of nuclear energy. This interest was not only fuelled by national but increasingly also by international developments and events. Examples that stood out from the rest were the discovery of radioactive contamination on spent-fuel transport flasks and wagons in Germany, France, Britain and Switzerland as well as the planned commissioning of the Mochovce nuclear power plant in the Slovak Republic. These two cases were special challenges for the Communication Department of GRS. One of the tasks of GRS is to provide the general public with appropriate objective information about the events that have occurred. The company thereby supports the authorities in clearing up and explaining complex scientific and technical facts. Over many years, GRS has established itself as a competent contact, and its interdisciplinary scientific orientation has been a particular advantage in this respect.

The public debate that went on for months in the media about the radioactive contamination gave rise to a large number of inquiries. Apart from the explanation of scientific phenomena – e. g. the difference between fixed and non-fixed contamination – other major activities were also the information about the state of the work at different stages of the evaluation of documents, about the analysis of the causes of the contamination, and about the proposed corrective measures, all of which had been ordered from GRS by the Federal Railway Office (see Chapter 6.1 "Contamination of Fuel Element Transports"). GRS met this high demand for information by issuing technical reports, giving interviews, answering inquiries over the phone, holding its own information meetings, and taking part in press conferences.

Much public interest was raised – especially in neighbouring Austria – by the planned first start-up of two Russian-designed pressurised water reactors at the Slovak Mochovce nuclear power plant. Against the background of a contract awarded by the European Commission to GRS and its French partner IPSN through RSIKAUDIT, the joint subsidiary of the two organisations, to provide assistance for the Slovak regulatory authority in connection with the safety assessment of Unit 1 of the Mochovce nuclear power plant, GRS was much in demand as source of information for the media. As far as its own level of information allowed, GRS delivered statements on the safety status of the plant in radio and television interviews as well as in written comments.

Evaluation of media response

Every year, the resonance of GRS activities in newspaper and other articles is issued

in a special documentation report. In 1998, the number and the quality of the articles in which the technical and scientific information given by GRS was used was again rather impressive. The daily routine of evaluating important regional and national newspapers and magazines with regard to the field of work of GRS was continued. The relevant articles are made available in a database to all GRS personnel.

Internal Communication

Internal communication plays a special role in view of the different company locations and the variety of fields of work. Apart from the Information Technology systems, important instruments in this area are the company's own internal news bulletin and the company magazine. They mirror the company's internal culture and have again given many members of staff the opportunity to present successfully concluded projects in detail or pass on matters of interest



Auf Einladung des BMU diskutierten Fachleute in der Köln über die Kontaminationen bei Transportbehältern für abgebrannte Brennelemente, ihre Ursachen, ihre radiologische Bedeutung und über mögliche Abhilfemaßnahmen .

Invited by the BMU, several experts came to Cologne to discuss the contamination of spent fuel transport flasks, its causes, radiological significance, and possible corrective measures.

from their own personal range of experience.

Internet

In 1998, GRS continued developing its Internet presence (<http://www.grs.de>), adding further up-to-date information. For example, the papers presented at the "Fachgespräch" were already available on the net at the start of the event.

Online services

It is indispensable for the experts at GRS to have access to the latest knowledge world-wide in their specialist fields. Within the last years, the scientific and technical databases provided by national and international hosts have become a more and more important information source. They are often a helpful supplement to personal experiences and contacts. GRS subscribes to all subject-specific database providers that cover the expert's demand for knowledge. For example, it was possible during 1998 to carry out a large number of scientific searches in the form of references, data compilations, company profiles, and full texts.

Information material

GRS has a large number of its publications in store in order to be able to meet the information needs of the general public. Interested members of the public, politicians or those interested from secondary and higher education are typical clients for these publications. To facilitate selection, the list of publications was updated again. It can be mailed on demand and is also displayed to take away at events that are likely to attract the attention of the public.

Events

GRS furthermore put a lot of energy into maintaining an extensive exchange of information with other experts. The close world-wide contacts with the relevant expert organisations were further intensified. Experts from GRS participated in international committees and took part in seminars, workshops and conferences conducted by other organisations. GRS on its parts invited national and foreign experts to take part in events which covered the whole range of its spectrum of activities. In the following, some important



Michel Livolant, Direktor des IPSN, beim Vortrag auf dem Fachgespräch über die Perspektiven der Zusammenarbeit von GRS und IPSN.

Michel Livolant, Director of IPSN, speaking at the Fachgespräch on the perspectives of GRS/IPSN co-operation.

events are documented. Again, the "Fachgespräch" was of outstanding importance.

Fachgespräch

Following the participation of IPSN in the "Fachgespräch" already in 1997, in 1998 it was organised for the first time as joint event on November 9 and 10 in Berlin. Michel Livolant, Director of IPSN, and Prof. Adolf Birkhofer laid out the perspectives of the co-operation of GRS and IPSN in their lectures (see Chapter 3). Experts of GRS and IPSN presented their latest safety-related investigations and research activities on reactor safety, waste disposal and final storage for discussion. With more than 500 participants, the first joint "Fachgespräch" of GRS and IPSN was a big success.



In 1999, the "Fachgespräch" will be continued with a new format and an even stronger orientation towards issues of international interest under the title "EUROSAFE – Forum for nuclear safety" in Paris.

RPV PTS ICAS Workshop

On behalf of the CSNI (Committee on the Safety of Nuclear Installations) of the OECD Nuclear Energy Agency (NEA) in

co-operation with ORNL (Oak Ridge National Laboratory), GRS organised the international comparative study RPV PTS ICAS (Reactor Pressure Vessel Pressurized Thermal Shock International Comparative Assessment Study). The aim of this activity is an international comparison of analysis methods for the assessment of the integrity of reactor pressure vessels under loads resulting from emergency cooling transients. Here, the main focus is on the interdisciplinary aspects of structural mechanics and thermal hydraulics.

Following two workshops in Cologne (June 1996) and Paris (June 1997), a meeting of the participants was held between February 25 and 27, 1998 in Orlando, USA. In the run-up to this meeting, GRS evaluated the analysis results of 25 organisations from 13 different countries and prepared a comparative analysis which it presented at the meeting in Florida in front of about 40 participants.

CSNI Workshop

Between March 3 and 6, 1998, GRS and Munich Technical University (TUM) conducted a workshop on the topic of 'Retention and coolability of the core melt in the reactor pressure vessel' on behalf of the Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) of the Nuclear Energy Agency (NEA) of the OECD. The aim of the workshop was to exchange experiences made by the member countries in this topic area and to discuss further areas in which additional research is deemed necessary. About 100 experts from around the world took part in the workshop.

Workshop for the Armenian regulatory authority

Between May 11 and 15, 1998, GRS conducted a workshop for the staff of the Armenian regulatory authority ANRA about the fundamental principles of the German nuclear regulations as well as of the training and further qualification of authority staff, experts and power plant personnel. The workshop is part of an EU-sponsored programme to enhance the safety of nuclear facilities in Armenia.

GRS Specialist Seminar

"Safety research in nuclear engineering and waste management" was the topic of the GRS specialist seminar which took

place on the premises of the Braunschweig Chamber of Industry and Commerce on May 20, 1998. The focus was on the specialist fields of reactor safety and repository safety research sponsored by the Federal Ministry for Education, Science and Research (BMBF). Lectures were held on such topics as analysis methods for the integrity assessment of reactor pressure vessels, international projects concerning the development of geotechnical repository barriers, and safety-analytical methods for the assessment of repository concepts and sites.

OECD Seminar

GRS hosted the "3rd Meeting on Nuclear Aerosols" of the OECD for 65 scientists from 14 countries. The aim of the event, which took place between June 15 and 18, 1998 at GRS Cologne, was to monitor the aerosols on their diffusion path following the release from the fuel rods and to discuss their deposition in the reactor coolant system and their complex behaviour in the containment. Aerosols are of fundamental importance for the assessment of the consequences of severe accidents in nuclear power plants because – being carriers of fission products – they influence significantly the radiological source term.

Expert meeting on transport flask contamination

On invitation of the BMU, German experts convened on August 26 and 27, 1998, at GRS Cologne to exchange information on the contamination of transport flasks for spent fuel elements. They were technical officials from the supervisory authorities of the *Länder* concerned, their expert advisers as well as representatives of the relevant federal offices and of large-scale research facilities. The aim was to bring in all the experience available for the clarification of the occurrences.

2nd Workshop on Fractured Aquifers

Together with GWK Ingenieurgesellschaft, GRS conducted the 2nd Workshop on

Fractured Aquifers at the Bochum Technology Centre Ruhr on September 10 and 11, 1998. Taking part were around 80 experts from Germany, Austria and Switzerland whose work is mainly concerned with the investigation of fractured aquifers or with fractured-aquifer or transport models. The aim of the workshop was to show recent developments in the area of data acquisition and the modelling of fractured rock formations and to discuss their implementation in practice.

Work meeting on the ageing of components

Between November 23 and 27, 1998, a work meeting on the "Ageing of Components in Operating Nuclear Power Plants" took place in St. Petersburg, Russia; it was jointly conducted by GRS and the Russian regulatory authority Gosatomnadzor. About 50 experts from Russia, the Ukraine, Armenia, Bulgaria, Kazakhstan, Slovakia and Hungary exchanged information on procedures in connection with the assessment of ageing and integrity issues concerning components of operating nuclear power plants. The meeting was part of the BMU-sponsored project providing seminars, workshops etc. for experts from Eastern Europe.

Emergency Preparedness Seminar

Around 25 guests from federal and *Länder* authorities as well as from expert organisations discussed the topic "Plant-External Emergency Preparedness" from November 30 to December 2, 1998 at GRS Cologne. The aim of the seminar was to inform about the latest developments in emergency preparedness and to discuss these afterwards. This was the second seminar in a series of two conducted on the topic of "Avoidance or Limitation of Grave Events". Part 1 deals with "Plant-Internal Investigations and Measures". GRS has been conducting these seminars on behalf of the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU) since 1987.

Exchange of experience among COMOS users

On December 1 and 2, 1998, the tenth meeting of COMOS users took place in Garching. Around 40 participants from 14 nuclear power plants as well as from turbine and pump manufacturers learned about recent developments in vibration monitoring on primary system components and reactor coolant pumps in pressurised water reactors, reactor core monitoring in pressurised water and boiling water reactors, experiences with the diagnosis of forced recirculation pumps, and the monitoring of turbosets.

VASA Kick-off Meeting

By order of the EU, a European strategy is to be developed for the validation of severe accident computer codes (VASA – Validation Strategies for Severe Accident Codes). On this topic, GRS organised a first meeting on behalf of the EU which took place on December 9 and 10, 1998, at GRS Cologne and in which around 30 experts from ten different countries reported on their experiences with codes like these and their validation.

IVCRS Meeting

Measures are provided in nuclear power plants to cope even with highly unlikely severe accidents involving core meltdown. In a concerted effort, the EU intends to develop a European strategy of cooling the core melt in the reactor pressure vessel (IVCRS – In-vessel Core Retention Strategies) in order to achieve the retention of the melt in the reactor pressure vessel. GRS organised a first meeting on behalf of the EU for an exchange of experiences among 14 experts from France, Italy, the Netherlands and Germany; it took place in Garching on December 3 and 4, 1998.

H. May

Veröffentlichungen und Vorträge

Publications and Lectures

Ackermann, L.:

Strahlenschutz in Kernkraftwerken – Arbeitsplätze und Gefahrenmomente

Spezialkurs für zu ermächtigende Ärzte
Landesanstalt für Personendosimetrie und Strahlenschutz Ausbildung des Landes Mecklenburg-Vorpommern, Berlin-Karlshorst, 04. April 1998, 29. September 1998 und 14. November 1998

Ackermann, L.:

Wichtige KTA-Regeln

Spezialkurs für den Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen über dem 105-fachen der Freigrenze und Tätigkeiten nach § 7 AtG
Landesanstalt für Personendosimetrie und Strahlenschutz Ausbildung des Landes Mecklenburg-Vorpommern, Berlin-Karlshorst, 29. September 1998

Adrian, H.; W. Müller (ISTec); J. Thiel (BfS):

Probabilistic Safety Assessment of the Operational Phase of a Final Repository – Current State and Possibilities

DisTec '98 International Conference on Radioactive Waste Disposal, 9–11 September, 1998, Hamburg, Germany, pp 547–552.

Alex, H.; D. Bachner (GRS); X. Conte (IPSN);

C. Gronemeyer (GRS); D. Pattée (IPSN):

Safety Improvements and Decommissioning of Chernobyl NPP

RECOD'98, Nizza, 25.–28. Oktober 1998

Arndt, S.; H. Wolff (GRS);

O. J. Novoselsky; V. K. Safonov (NIKIET):

Adaption des DRASYS-Codes zur Anwendung auf KKW mit Reaktoren des Typs RBMK (in Russisch)
Atomnaja Energija, Jahrgang 84, Ausgabe 1, Moskau, Januar 1998, ISSN 0004-7163, S. 3–7

Baltes, B.; K. Fischer-Appelt; P.-J. Larue;

V. Javeri (GRS); J. Thein; M. Veerhoff; N. Paas;

A. Justen; M. Navarro (Uni Bonn); P. Obermann;

G. Schmid; Th. Himmelsbach; C. König;

S. Harnischmacher; K. Witthüser; J. Zobel;

B. Rosen; E. C. Wendland (Uni Bochum);

W. Müller; P. Rüterkamp; C. Klinger;

R. Hewig (DMT):

Entwicklung und Anwendung analytischer Methoden zur Eignungsuntersuchung der Verbringung bergbaufremder Rückstände in dauerhaft offene Grubenräume im Festgestein

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-Fortschrittsbericht (FZ 02 C 0224 1), GRS-140, April 1998

Baltes, B.; J. Larue; K. Fischer-Appelt:

Eignungsuntersuchungen zur Verbringung bergbaufremder Rückstände in ehemalige Grubenräume

GRS/IPSN-Fachgespräch 1998, Berlin, 09./10. Oktober 1998, Internet: www.grs.de

Barth, A. (Beak Consultants Freiberg); M. Jurk (BfS); D. Weiß (GRS):

Konzentrationen und Verteilungsmuster von Radionukliden der U-238-Zerfallsreihe in Flusssedimenten und Auenböden im Einzugsgebiet der Elbe
10. Fachgespräch zur Überwachung der Umweltradioaktivität, Hamburg, 28.–30. April 1998, Poster

Bechtel, A.; W. Boetsch;

B. Hartmann; E. Kafka;

D. Marić; B. Syzmanski:

Management of Wastes from Decommissioning with the Documentation System ReVK
Proceedings of the Waste Management Conference 1998, Tucson, Arizona (USA), March 1–5

Becker, A.; H. Biesold:

Verhalten von Radionukliden im Boden unter Langzeitaspekten

BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz 1998, BMU-1998-523

Bestele, J.:

Post test analysis of PHEBUS-FPT1 with ASTEC-V0

PHEBUS-FP bundle, containment and circuit interpretation circles, Aix-en-Provence, Frankreich, 13./14. Oktober 1998

Biesold, H.; J. Larue;

R. Martens; D. Weiß:

Methods for Establishing Ways to Guarantee the Long-term Safety of Uranium Ore Mining Heaps

Sixth International FZK/TNO Conference ConSoil '98, EICC, Edinburgh, UK, May 17–21, Poster

Birkhofer, A.:

Internationale Entwicklungen in der Reaktorsicherheit

Informationskreis Kernenergie, Pressehaus Bonn, 15. Januar 1998

Birkhofer, A.:

Severe Accidents Research Needs

Séminaire International sur le Programme Phébus-PF, Cadarache, Frankreich, 27. Januar 1998

Birkhofer, A.:

Recherche et Développement (le Contexte International)

Réunion SFEN, Paris, 11. März 1998

Birkhofer, A.:

Environmental Impact of Energy Consumption – An International Perspective, Business Consultative Meeting

World Energy Council, Moskau, 31. März 1998

Birkhofer, A.:

Nuclear Energy and Safety – European Perspectives

Kurchatov Institute, Moskau, 24. April 1998

Birkhofer, A.:

Automatisiertes und menschliches Handeln – Konzepte und Erfahrungen der Kernenergie

Tagung der Gottlieb Daimler und Karl Benz-Stiftung: Verantwortung und Führung in Mensch-Maschine-Systemen, Willy-Brandt-Haus, TU Berlin, 07. Mai 1998, Tagungsband, S. 9–29, ISBN 3-932490-48-7

Birkhofer, A.:

Consequences of the Revised Nuclear Energy Law for Safety Standards and Licensing Processes for Future Nuclear Power Plants
The 13th Japanese-German Meeting on Nuclear Energy, Hiroshima, 11./12. Mai 1998

Birkhofer, A.:

Deutsch-russische Energiekooperation unter Globalisierungsdruck – Erfahrungen und Perspektiven aus der Sicht der Reaktorsicherheit
Tagungsbericht der Konferenz „Deutsch-russische Energiekooperation unter Globalisierungsdruck“, 11. Juli 1998, Forschungsinstitut der Stiftung Wissenschaft und Politik (SWP), Ebenhausen, S. 117–122

Birkhofer, A.:

East European Reactors, Nuclear Power Reactor Safety Summer Course
Massachusetts Institute of Technology, Cambridge, 24. Juli 1998

Birkhofer, A.:

Nachhaltige Energieversorgung und Kernenergie
Wirtschaftsbeitrag der Union, Ausschuß für Energie- und Rohstoffpolitik, München, 19. Oktober 1998

Birkhofer, A.:

International Perspectives in LWR Safety
Korea Atomic Industrial Forum, Korean Nuclear Society and American Nuclear Society-Korea Section, 96th Monthly Nuclear Meeting, Seoul, 02. Dezember 1998

Birkhofer, A.:

Kernenergie, 1. Zum Problemstand
Lexikon der Bioethik, Band 2 (G-Pa), S. 354–358, Görres-Gesellschaft, Gütersloher Verlagshaus, ISBN 3-579-00233-3 (Band 2)

Birkhofer, A.; M. Livolant:

Harmonization of Franco-German Safety Requirements as a Milestone for an Overall European Standard of Safety
ENC '98, World Nuclear Congress, Nice, October 28, 1998, ENC (Hrsg.), Transactions Vol. II, Bern, November 1998, pp. 172–176

Birkhofer A.; M. Livolant:

Perspectives de la Coopération IPSN/GRS
GRS/IPSN-Fachgespräch, Berlin, 09./10. November 1998, Internet: www.grs.de

Birkhofer, A.; W. Thomas:

Endlagerung, 1. Zum Problemstand
*Lexikon der Bioethik, Band 1, (A-F), S. 584–585, Entsorgung, 2. Nuklearer Brennstoffkreislauf
Lexikon der Bioethik, Band 1, (A-F), S. 615–617, Görres-Gesellschaft, Gütersloher Verlagshaus, ISBN 3-579-00232-5*

Birkhofer, A.; W. Thomas:

Wiederaufarbeitung/Wiederaufarbeitungsanlage, 1. Zum Problemstand
Lexikon der Bioethik, Band 3, (Pe-Z), S. 764–765, Görres-Gesellschaft, Gütersloher Verlagshaus, ISBN 3-579-00234-1 (Band 3), Gesamtwerk: ISBN 3-579-00264-3

Blömer, C.; J. Gotthardt (GKW), J. Larue; D. Weiß (GRS):

A three-dimensional model for radionuclide transport in groundwater and its application to an industrial settling pond
Proceedings of the International Conference: Uranium Mining and Hydro-Ökology II, Freiberg, 15.-17. September 1998, Merkel, B.: Helling, C. (Hrsg.), GeoCongress 5, Vol 2, Köln, 1998, pp 9-17, ISDN 3-87361-267-4

Boese, B.; J. Brenner; R. Storck; J. Wollrath: Performance of Different Closure Concepts for Radioactive Waste Repositories in Rock Salt and Application for the Morsleben Repository.
Proceedings of the International Conference on Radioactive Disposal, DISTEC 98, Hamburg, 09. - 11. September 1998

Boetsch, W.; D. Gründler; S. Osterlehner; J. Thiel:

A Computer-Assisted Documentation- and Reference System
DisTec, Hamburg, 09.-11. September 1998

Bogorinski, P.; B. Pörtl:

Simulation of Saline Groundwater Movement in an Erosional Channel Crossing a Salt Dome
BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz 1998, BMU-1998-502.

Brasser, Th.:

Einsatz ökotoxikologischer Methoden zur Bewertung schadstoffhaltiger Abfall-Eluate
AbfallwirtschaftsJournal 4/98, Bertelsmann, Gütersloh, 1998, S. 15-19

Brasser, Th.:

Untersuchungsmethoden für die untertägige Entsorgung von Abfällen und ökotoxikologische Methoden zur Bewertung von Abfall-Eluaten
Forschungszentrum Karlsruhe, Wissenschaftliche Berichte FZKA-PTE Nr. 5, Karlsruhe, 1998, S. 15-27

Brasser, Th.:

Untersuchung und Modellierung des langfristigen Abfallverhaltens in Untertagedeponien
Stoffstromspezifische Abfallbehandlung im Hinblick auf thermische Verfahren, Veröffentlichungen des Zentrums für Abfallforschung der Technischen Universität Braunschweig, Heft 13, Braunschweig, 1998, S. 279-291

Brasser, Th.:

Underground Disposal of Chemical-Toxic Waste – Geochemical Aspects
International Conference on Radioactive Waste Disposal, Hamburg, 09.-11. September 1998

Brewitz, W.:

Internationaler Stand der Entsorgung
Informationskreis Kernenergie, Forum im Pressehaus, Bonn, 02. Dezember 1998

Brewitz, W.; Th. Brasser:

Essential Tasks for Underground Disposal of Hazardous and Radioactive Waste
Proceedings of the 1st International Workshop on Environmental Quality and Environmental Engineering in the Middle East Region, October 5-7, 1998, Konya, Turkey 1998, pp. 748-760

Brewitz, W.; T. Rothfuchs:

Backfilling and Sealing of Radioactive Waste Repositories in Rock Salt Formations – Technical Concepts and R&D Approaches in Germany.
International Workshop on the Uses of Backfill in Nuclear Waste Repositories, Albuquerque, USA, May 1998, Environment Agency and US/DOE, R&D Technical Report P178, October 1998

Bröcking, D.; W. Mester:

Fuel Cycle Options for Light Water Reactors in Germany
IAEA Technical Committee Meeting on "Fuel Cycle Options for LWRs and HWRs", Victoria, Canada, 28. April – 01. Mai 1998

Brücher, W. (Uni Köln); M. J. Kerschgens (Uni Köln); R. Martens; H. Thielen (GRS); K. Maßmeyer (Uni Paderborn):

Tracer experiments in the Freiburg-Schauinsland-area – Comparison with flow and dispersion models
Meteorologische Zeitschrift, N.F. Band 7, Berlin/Stuttgart, 1998, S. 32-35

Champ, M. (IPSN), R. Kirmse (GRS):

A New Safety Approach for Future PWRs
OECD/NEA Seminar on Best Estimate Methods in Thermal-Hydraulic Safety Analysis, Ankara, 29. Juni – 01. Juli 1998

D'Auria, F. (Uni Pisa); E. Chojnacki (IPSN); H. Glaeser (GRS); C. Lage (ENUSA); T. Wickett (AEAT):

Overview on Uncertainty Issues and Methodologies
OECD/CSNI Seminar on "Best Estimate Methods in Thermal-Hydraulic Safety Analysis", Ankara, Türkei, 29. Juni – 01. Juli 1998

Droste J.; T. Rothfuchs (GRS); S. Koß (BGR); A. Poley (ECN):

In-situ Testing of Crushed Salt Backfill Behaviour in a Salt Repository.
In situ testing in underground research laboratories for radioactive waste disposal – Proceedings of a Cluster seminar held in Alden Biesen, Belgium, 10-11 December 1997, (B. Haijink, C. Davies, Eds.), European Commission Nuclear Science and Technology Series, EUR 18323, 1998, pp. 163-185

Droste, J.; T. Rothfuchs; K. Wiczorek (GRS); S. Heusermann (BGR); W. Bechthold (FZK):

In-situ Investigations on Sealing of Emplacement Drifts and Boreholes for Heat Generating High-Level Waste.
Proceedings of the Waste Management Conference 1998, Tucson, Arizona (USA), March 1-5

Ehrlich, D.; T. M. Ibach; V. Kunze; W. Müller:

The Role of Volatile Radionuclides in the Safety Analysis of Underground Repositories
DisTec, Hamburg, 09.-11. September 1998

Fein, E.:

Computer Program d3f for Modelling of Density-Dependent Groundwater Movements, GRS/IPSN-Fachgespräch 1998, Berlin, 09./10. November 1998, Internet: www.grs.de

Fein, E.; K. Schelkes (BGR):

Development of a Fast Computer Code for Saltwater/Freshwater Movement in Large Complex Heterogeneous Three-Dimensional Groundwater Systems-Background
Features and Applications, SWIM 15, 25-29 May, 1998, Proceedings of the 15th Salt Water Intrusion Meeting, Gent, Belgium, 1998

Fein, E.; A. Schneider:

Recent Developments in Modeling Density-Driven Flow Through Porous Media
Gambling with Groundwater – Physical, Chemical and Biological Aspects of Aquifer-Stream Relations, Las Vegas, 27. September – 02. Oktober 1998

Fein, E.; G. Wittum:

Rechenprogramm zur Simulation der Grundwasserbewegung und Validierung von Einzeleffekten
Untertägige Entsorgung, Statusgespräch des PTE zu BMBF-geförderten F+E-Vorhaben auf dem Gebiet der Entsorgung gefährlicher Abfälle in tiefen geologischen Formationen am 14. und 15. Oktober 1997 im Forschungszentrum Karlsruhe, FZKA-PTE Nr. 5, Januar 1998

Fischer-Appelt, K.; B. Baltes; J. Larue:

Performing Sensitivity Studies of Fracture Network Parameters in Order to Obtain Effective Hydraulic Parameters for Porous Medium Models
3rd GEOTRAP Workshop, Barcelona, 10.-12. Juni 1998.

Fischer-Appelt, K.; B. Baltes; J. Larue:

Anwendung sicherheitsanalytischer Rechenverfahren auf Bergwerksstandorte mit Reststoffversatz
Proceedings of the International Conference: Uranium Mining and Hydro-Ecology II, Freiberg, 15.-17. September 1998, Merkel, B.: Helling, C. (Hrsg.), GeoCongress 5, Vol 2, Köln, 1998, pp 366-374, ISDN 3-87361-267-4

Fischer-Appelt, K.; B. Baltes; J. Larue:

Stand der Langzeitsicherheitsanalysen für Untertagedeponien in nichtsalinaren Festgesteinen
Wissenschaftliche Berichte des Forschungszentrums Karlsruhe FZKA-PTE 5, Karlsruhe, 1998, S. 413-424

Fischer-Appelt, K.; B. Baltes; J. Larue:

Untersuchungen zur Sensitivität von Trennflächenparametern bei der numerischen Klufftströmungsanalyse
2. Workshop Kluff-Aquifere, Bochum, 10./11. September 1998

Frisch, W.:

Aiming at a further safety improvement of nuclear reactors – the French-German approach
ICENES'98, 9th International Conference on Emerging Nuclear Energy Systems, Tel Aviv, Israel, 28. Juni – 02. Juli 1998

Frisch, W. (GRS); G. Gros (IPSN):

The French-German Safety Approach. Important Steps in Harmonizing Safety Requirements for Future PWRs
TOPSAFE '98, Conference on Nuclear Safety and Radiological Protection Issues, Valencia, Spanien, 15.-17. April 1998

Frisch, W. (GRS); G. Gros (IPSN):

Status of the Harmonization Process of the French and German Licensing Requirements
PBNC '98, 11th Pacific Basin Nuclear Conference, Banff, Canada, 03.-07. Mai 1998

Frisch, W. (GRS); G. Gros (IPSN):

Die Bedeutung des Diversitätsprinzips in der Systemtechnik für zukünftige DWR
IPSN/GRS Fachgespräch, Berlin, 09./10. November 1998, Englische Fassung Internet: www.grs.de

Frisch, W.; K. Kotthoff; Maqua, M:

Analyzing NPP incidents: Lessons Learned
Nuclear Europe Worldscan, Vol XIX, No 1-2, January – February 1999

Glaeser, H.:

User Effects in Application of Thermal-Hydraulic Computer Codes – Experience and Recommendations
IAEA Specialists Meeting on "User Qualification and User Effects on Accident Analysis for Nuclear Power Plants", IAEA, Wien, Österreich, 31. August – 03. September 1998

Glaeser, H. (GRS); N. Aksan (PSI):

Overview on the CSNI Separate Effects Test and Integral Test Facility Matrices for Validation of Best-Estimate Thermal-Hydraulic Computer Codes
OECD/CSNI Seminar on "Best Estimate Methods in Thermal-Hydraulic Safety Analysis", Ankara, Türkei, 29. Juni – 01. Juli 1998

Glaeser, H. (GRS), F. Camous (IPSN):

Determination of Uncertainties in Thermal Hydraulic Computer Code Calculations
GRS/IPSN-Fachgespräch 1998, Berlin, 09./10. November 1998

Glaeser, H.; K. Liesch:

The benefits of validation matrices for thermal hydraulic computer codes
Kerntechnik 63 (1998) 1–2, S. 57–67

**Glaeser, H.; T. Skorek; E. Hofer;
M. Kloos (GRS); T. Wickett; D. Sweet;
A. Neill (AEAT); F. D'Auria; G. Galassi;
S. Belsito; M. Ingegneri; P. Gatta (Univ. Pisa);
E. Chojnacki; M. Ounsy (IPSN); C. Lage Perez;
J. Sánchez Sanchis (ENUSA):**

Report of the Uncertainty Methods Study for Advanced Best Estimate Thermal Hydraulic Code Applications
NEA/CSNI/R(97)35 Volume 1 and 2, OECD, Paris, June 1998

**Glaeser, H. (GRS); T. Wickett (AEAT);
E. Chojnacki (IPSN); F. D'Auria (Univ. Pisa);
C. Lage Perez (ENUSA):**

Application of Uncertainty Methods in the OECD/CSNI Uncertainty Methods Study
OECD/CSNI Seminar on "Best Estimate Methods in Thermal-Hydraulic Safety Analysis", Ankara, Türkei, 29. Juni – 01. Juli 1998

Gmal, B.; G. Pretzsch:

Criticality Behaviour of the Fuel Containing Lava Masses Inside the Chernobyl Shelter
International Conference "Shelter-98", Slavutich, Ukraine, 25. – 27. November 1998

Graf, U.:

Implicit Coupling of Fluid-Dynamic Systems: Application to Multidimensional Counter-current Two-Phase Flow of Water and Steam
Nuclear Science and Engineering: 129 (3), 1998, S. 305–310

Grebner, H.; J. Sievers:

Untersuchungen zum Verformungsverhalten einer Kreislaufschleife eines DWR mit postuliertem Durchriß
Jahrestagung Kerntechnik '98, München, 26. – 28. Mai 1998, Tagungsband, 1998, S. 715–719

Grebner, H.; T. Schimpfke; J. Sievers:

Simulation of the Structure Mechanical Behaviour of a PWR Coolant Loop under Accident Loads
GRS/IPSN-Fachgespräch, Berlin, 09./10. November 1998, Internet: www.grs.de

**Gründler, D.; W. Wurtinger;
D. Marić; J. Migenda:**

Quantitative Determination of the Barrier Quality of Waste Packages for the Case of a Mechanical Impact
Proceedings of Waste Management Conference 1998, Tucson, Arizona (USA), March 01 – 05 und Halden, 30. November – 04. Dezember 1998

**Helmig, R.; H. Jacobs;
E. Fein; V. Graefe; H. Kull:**

Dependency of Hydraulic Flow Conditions on Rock Saturation around Repository Drifts
Proceedings of the International Conference on Radioactive Disposal, DISTEC 98, Hamburg, 09.–11. September 1998

Höpfner, K.-A.:

General overview on the licensing approach to NPP modifications/modernisations in Germany
Tacis/RAMG Regulatory Assistance Management Group for the Russian Federation, Improvement of licensing procedure and practice on the basis of a real task, GRS Moskau, 23. – 26. Juni 1998

Höpfner, K.-A.:

Quality Management in GRS – ISO 9000
Tacis/RAMG Regulatory Assistance Management Group for the Russian Federation, Project Management and Software Training, RF Gosatomnadzor Moskau, 13.–17. Juli 1998

Höpfner, K.-A.:

Strategy of Developing Normative Documents in Germany
Tacis/RAMG Regulatory Assistance Management Group for the Russian Federation, The Regulatory Pyramid (Legal and Regulatory Documents for Nuclear and Radiation Safety), SEC/NRS Scientific Engineering Center/ Nuclear Reactor Safety, Moskau, 31. August – 04. September 1998

Höpfner, K.-A.:

The Requirements of the DIN EN ISO Standards Series 9000
TACIS PROJECT RF/RA/03, Project Management and Software Training, GRS, Berlin, 14.–18. Dezember 1998

Höpfner, K.-A.; D. Holm:

Training of TSO Personnel in Germany
Tacis/RAMG Regulatory Assistance Management Group for Armenia, Training Approach for a Regulatory Body, GRS Köln, 11.–15. Mai 1998

Höpfner, K.-A.; D. Holm:

Basics of training and education in Germany
TACIS/RAMG Regulatory Assistance Management Group for Ukraine, Training of Regulators, Paris/Berlin, 15.–19. Juni 1998

**Horsche W.; D. Beraha;
Z. Jakubowski; W. Pointner:**

The Nuclear Plant Analyzer ATLAS: Applications and Qualifications
6. International Conference on Nuclear Engineering, San Diego, 10 – 15 May, 1998, ICONE-6, CD-ROM Support, 1645 W. Valencia Rd. #109-F, Tucson, AZ 85746 USA, Internet: icone6@aol.com

Javeri, V.:

Combined Gas and Nuclide transport in a Two Dimensional Repository Considering a Variable Rock Convergence
TOUGH Workshop '98, Berkeley/CA, 04. – 06. Mai 1998.

Jockwer, N.; E. Fein; R. Mieke; I. Müller-Lyda:

Two Phase Flow Parameters for Clay and Clay-Sand Mixtures
Workshop "Key Issues in Waste Isolation Research", Universidad Politecnica de Cataluna, Barcelona, 04. Dezember 1998

Jockwer, N.; W. Müller; R. Rothfuchs:

Generation and Transport of Gases in Open and Provisionally Sealed Underground Repositories
International Workshop on Retrievability, Paris, 26. November 1998

Jockwer, N., K. Wiczorek:

Gas Generation Measurements in the FEBEX Project
Progress-PEGASUS Workshop, Naantali, Finnland, 25. Mai 1998, Brüssel DOC XII/276/98-EN

Jonczyk, Josef:

Reassessment of seismic loads in conjunction with periodic safety reviews
Proceedings of the 7th International Symposium on Current Issues related to Nuclear Power Plant Structures, Equipment and Piping, Raleigh NC, December 1–4, 1998

Kafka, P. (GRS), H. Adrian (ISTec):

Reliability and Maintainability (R & M) – a key issue in the motorcar industries
Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM 4. Proceedings of the 4th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, September 13–18, 1998, New York, USA, Vol 1, pp 57–62.

Kannen, H.; W. Müller:

Correlation between experimental gas generation measurements and characteristic waste parameters
Pegasus Progress Meeting, Nantaali, Finnland, 25. – 26. Mai 1998

Kannen, H.; W. Müller:

Measurements of Gas Generation on Radioactive Waste – Experience with the Evaluation of Measurement Data from Real Waste
DisTec, Hamburg, 09.–11. September 1998

Kersken, M.:

Main Design Criteria
IAEA Regional Training Course on "Modernization of I&C in Nuclear Power Plants", Karlsruhe, 16. November – 04. Dezember 1998

Kirmse, R.:

Best Estimate Practices in Licensing in Germany
OECD/NEA Seminar on Best Estimate Methods in Thermal-Hydraulic Safety Analysis, Ankara, 29. Juni – 01. Juli 1998

**Knebel, J.U. (FZK); R. Reinders (KWU);
M. Scheuerer (GRS):**

Anwendung von CFD-Codes in der Reaktortechnik,
Jahrestagung Kerntechnik '98, Tagungsbericht, Bonn, Mai 1998, S. 79 – 82.

Langenbuch S.; M. Scheuerer:

Concerted Action EUBORA on Boron Dilution Experiments: GRS Activities in the Field of Boron Dilution Accidents.
First EUBORA Workshop, Helsinki, 21.– 23. Oktober 1998.

Liemersdorf, H.; J. Michel:

Bedeutung von Alterungsphänomenen bei deutschen Kernkraftwerken
GRS/IPSN-Fachgespräch, Berlin, 09./10. November 1998, atw-atomwirtschaft 12/98, S. 761

Lindner, A. (ISTec):

ANSI-C in Safety Critical Applications, Lessons Learned from Software Evaluation
Lecture Notes in Computer Science, Springer-Verlag Berlin, Ehrenberger, W. (Hrsg.), Proceedings SAFECOMP '98, Heidelberg, October 5–7, 1998, S. 209–217

Lindner, A. (ISTec):

Safety Case of an I&C Modernization Project
IAEA Regional Training Course on "Modernization of I&C in Nuclear Power Plants", Karlsruhe, 16. November – 04. Dezember 1998

Löffler, H.:

Probabilistic and Deterministic Analysis of Severe Accidents for a Boiling Water Reactor
International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, New York City, USA, 13. – 18. September 1998

Lorenz, S.; W. Müller:

The Influence of Gas Generation and Gas Transport on the Design of a Final Repository
DisTec, Hamburg, 09.–11. September 1998

Ludwig, R.; K. Schelkes (BGR);

K.-J. Röhlig (GRS); J. Wollrath (BfS):
Scale-Dependent Heterogeneities in the Gorleben Area and Implications on Model Studies
2nd GEOTRAP Workshop "Basis for the Modelling of Effects of Spatial Variability on Radionuclide Migration", Paris, 09 – 11 June, 1997, OECD/NEA, Paris, 1998

Lührmann, L.:

Modellierung des kolloidbeeinflussten Schadstofftransports mit dem Rechenprogramm TRAPIC.
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-149, Braunschweig 1998

Lührmann, L.; D. Klotz;**P. Knabner; U. Noseck:**

TRAPIC: Simulation der Eu-humat Migration mit dem Rechencode TRAPIC
Geochemische Modellierung - Radiotoxische und chemisch-toxische Stoffe in natürlichen aquatischen Systemen, FZK-Bericht FZKA6051, Karlsruhe, 1998

Lührmann, L.; D. Klotz;**P. Knabner; U. Noseck;**

Modellierung des kolloidgetragenen Stofftransports angewandt auf EU-Humat-Migrationsexperimente
Proceedings of the International Conference: Uranium Mining and Hydrology II, Freiberg, 15.–17. September 1998, Merkel, B.: Helling, C. (Hrsg.), GeoCongress 5, Vol 1, Köln, 1998, pp 480–489, ISDN 3-87361-267-4

Lührmann, L.; P. Knabner;

TRAPIC: Ein Modell für den kolloidgetragenen Schadstofftransport unter Berücksichtigung von kinetisch gesteuerten Sorptions- und Filtrationsprozessen
Geochemische Modellierung – Radiotoxische und chemisch-toxische Stoffe in natürlichen aquatischen Systemen, FZK-Bericht FZKA6051, Karlsruhe 1998

Lührmann, L.; U. Noseck; C. Tix:

Model of contaminant transport in porous media in the presence of colloids applied to actinide migration in column experiments
Water Resource Research 34/3, 1998, pp. 421–426

Maqua, M. (GRS); A. Thizon (IPSN):

Evaluation of NPP Operating Experience: Differences and Similarities in Germany and France
GRS/IPSN-Fachgespräch, Berlin, 09./10. November 1998; atw-atomwirtschaft, Vol 43, Dezember 1998, S. 758–760

Mariç, D.; D. Gründler; J. Thiel:

Barrier Quality of Konrad Waste Packages in the Case of a Mechanical Impact
DisTec, Hamburg, 09.–11. September 1998

Mariç, D.; D. Gründler; W. Wurtinger; J. Thiel:

Problems and the Possibilities for their Solution in the Assessment of Data Relevant for the Safety of Final Repositories
DisTec, Hamburg, 09.–11. September 1998

Martens, R. (GRS); H. Schnadt

(TÜV-Rheinland/Berlin-Brandenburg):
Das DFK-Modell zur Abschätzung der Strahlenexposition in Unfallsituationen im Vergleich mit den bisherigen deutschen und französischen Modellen
Seminar "Atmosphärische Ausbreitung im Bereich Radioaktivität", Eidgenössische Kommission für AC-Schutz, Paul Scherrer Institut, Villigen, 09./10. Juni 1998

Martens, R.; H. Thielen (GRS);**T. Sperling (Uni Köln); K. Maßmeyer (Uni Paderborn); H. Walter (BfS):**

Validation of a Mass Consistent Flow Model as Part of a Decision Support System
10. Fachgespräch Überwachung der Umwelt-radioaktivität, Bundesamt für Strahlenschutz, Hamburg, 28.–30. April 1998, 5. International Conference on Harmonisation within Atmospheric Dispersion Modelling for Regulatory Purposes, Rhodos, Griechenland, 18.–21. Mai 1998

Martens, R.; H. Thielen (GRS);**W. Brücher (Uni Köln);****K. Maßmeyer (Uni Paderborn, Abteilung Höxter); M. Mölmann-Coers (FZ Jülich):**

Validation of Nested Flow and Dispersion Models
Radioaktivität in Mensch und Umwelt, 30. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz gemeinsam mit dem Österreichischen Verband für Strahlenschutz, Lindau, 28. September – 02. Oktober 1998, TÜV-Verlag, Köln, 1998, Band II, S. 893–898

Martens, R.; H. Thielen (GRS);**K. Maßmeyer (Uni Paderborn, Abteilung Höxter):**

Modelle zur Beschreibung der Kurzzeitausbreitung in der Atmosphäre und ihre Validierung: Windfeldmodelle
Aktuelle radioökologische Fragen des Strahlenschutzes, Klausurtagung der Strahlenschutzkommission, 12./13. Oktober 1995, Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission, Band 37, Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (Hrsg.), Gustav Fischer Verlag, Stuttgart, 1998, S. 77–105

Mester, W.:

Erfassung und Auswertung besonderer Vorkommnisse in Anlagen der Kernbrennstoffversorgung
Workshop W 61 "Sicherheitstechnische Bewertung und Qualitätssicherung bei der Brennelementherstellung", Moskau, 22. – 26. Juni 1998

Mester, W.:

Status of Decommissioning Projects in Germany
Anglo-German Co-operation in the Nuclear Fuel Cycle Field, Meeting No. 6, Bootle, 06.–07. Mai 1998

Miedl, H. (ISTec):

RETRANS – A tool to verify the functional equivalence of automatically generated source code with its specification
Proceedings of the IAEA Specialists' Meeting on Design and Assessment of Instrumentation and Control Systems in NPP Coping with Rapid Technological Change, Garching, Germany, 6–8 October, 1998, and Halden, 30. November – 04. Dezember 1998

Miedl, H.; M. Kersken (ISTec):

REVEAL – A tool for rule driven analysis of safety critical software
Proceedings of the IAEA Specialists' Meeting on Design and Assessment of Instrumentation and Control Systems in NPP Coping with Rapid Technological Change, Garching, Germany, 6–8 October, 1998

Müller, W.; D. Mariç; W. Wurtinger:

Scaling factors, waste characterisation and beyond
Proceedings of Waste Management Conference 1998, Tucson, Arizona (USA), March 1–5

Müller-Ecker, D.; G. Mayer; O. Sträter:

Probabilistic Safety Assessment for Non-Full-Power States of Nuclear Power Plants in Germany
International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, New York City, 13.–18. September 1998

Müller-Lyda, I.; H. BIRTHLER; E. Fein:

A Permeability-Porosity Relation for Crushed Rock Salt Derived from Laboratory Data for Application Within Probabilistic Long Term Safety Analyses
Proceedings of the International Conference on Radioactive Disposal, DISTEC 98, Hamburg, 09.–11. September 1998

Noseck, U.; L. Lührmann; Th. Brassler:

Geochemical Far Field Processes in Performance Assessment for Underground Radioactive Waste Repositories
Proceedings of the 13th Radiochemical Conference, April 19–24, 1998, Mariánské Lázně Jáchymov, Czech. Republic, P2-29, 1998, p. 104

Oppermann, U.;

Entsorgung radioaktiver Reststoffe – Fortbildungskurs zur Kenntniserhaltung im Strahlenschutz im KW Rheinsberg
Landesanstalt für Personendosimetrie und Strahlenschutz ausbildung des Landes Mecklenburg-Vorpommern, Rheinsberg, 22. Oktober und 19. November 1998

Petry, A. (GRS); B. S. Shiralkar;

J. M. Healzer (GE Nuclear Energy, USA):
Effect of Drywell Noncondensable Gas Distribution on Passive Containment Cooling System Performance
6. International Conference on Nuclear Engineering, San Diego, 10 – 15 May, 1998, ICONE-6, CD-ROM Support, 1645 W. Valencia Rd. #109-F, Tucson, AZ 85746 USA, Internet: icone6@aol.com

Pretzsch, G. (GRS);**A. A. Borovoy (Kurtschatow-Institut):**

Umwelteinfluß des Sarkophags am Standort Tschernobyl
10. Fachgespräch zur Überwachung der Umwelt-radioaktivität, Hamburg, 28.–30. April 1998, Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Tagungsband, S. 359–364

Pretzsch, G.; F. B. L. Lange (GRS);**S. A. Bogatov; A. A. Borovoy (Kurtschatow Institut):**

Radioactive Dust Inside the Chernobyl Sarcophagus
Proceedings of SPECTRUM '98 International Conference on Decommissioning and Decontamination and on Nuclear and Hazardous Waste Management, September 13–18, 1998, Denver, Colorado, USA, Pub. by the American Nuclear Society, Inc., La Grange Park, Illinois 60526, USA, Vol. 1, pp. 221–226

Pretzsch, G. (GRS); O. Marcille (IPSN);**R. Tyomny (Chornobyl Centre):**

Safety State of the Shelter, a Project within the French-German Initiative for Chernobyl
Proceedings of The Annual Conference of the International Chornobyl Center, "1998: International Cooperation for Chornobyl", October 13–16, 1998, Slavutich, Ukraine, pp. 32–33

Riekert, T. (BMU); S. Babst;**G. Gaenssmantel (GRS):**

Results and Insights from Precursor Analyses in Germany, *Proceedings of the 4th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, 13–18 September, 1998, New York City, USA*

Röhlig, K.-J.:

Geostatistical Analyses of the Gorleben Channel. *geoENV98. 2nd European Conference on Geostatistics for Environmental Applications, Valencia, 18.–20. November 1998*

Röhlig, K.-J.:

Implementierung von Modellen zur Sorption und zum Kolloidtransport in den Grundwasser- und Transportcode NAMMU. *BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz 1998, BMU-1998-519*

Röhlig, K.-J.; P. Bogorinski:

Feasibility Study for a Final Repository for Medium Active Long Lived Radionuclides in an Abandoned Mine in the Ukraine *GRS/IPSN-Fachgespräch, Berlin, 09./10. November 1998, Internet: www.grs.de*

Rothfuchs, T. (GRS); S. Heusermann (BGR):

Verhalten von Versatz in Strecken und Bohrlöchern *Statusgespräch "Untertägige Entsorgung", Karlsruhe, 14. und 15. Oktober 1997, Forschungszentrum Karlsruhe, Wissenschaftliche Berichte FZKA-PTE Nr. 5, 1998, S. 333–349*

Rothfuchs, T.; J. Droste (GRS); S. Heusermann (BGR); J. Schneefuß (GSF); A. Pudewills (FZK):

Special Safety Aspects of Drift Disposal *Nuclear Technology, Vol. 121, No. 2, La Grange Park, Illinois (USA), 1998, pp. 189–198*

Rothfuchs, T.; J. Droste; K. Wiczorek:

Sealing of HLW Disposal Drifts and Boreholes With Crushed Salt Backfill *Proceedings Distec '98, Disposal Technologies and Concepts 1998, International Conference on Radioactive Waste Disposal, September 9–11, 1998, Hamburg, (A. Roth, Ed.) pp. 222–227*

Rothfuchs, T.; K.-P. Kroehn;**H.-K. Feddersen (GRS);****W. Bechthold (FZK);****M. Ghoreychi (G.3S):**

Gas Generation and Migration in Crushed Salt *Proceedings of Annual Pegasus Meeting, Naantali, Finland, May 25–26, 1998, European Commission, Nuclear Science and Technology, DOC XII/276/98-EN, 1998, pp. 137–149*

Röwekamp, M.:

Risk Information and the German KTA Fire Protection Standards *German NPP Fire Protection Program Experience NEI Fire Protection Information Forum, Stuart, FL; 19.–21. Oktober 1998*

Saglietti, F. (ISTec):

Einsatz binärer Entscheidungsdiagramme zur Realisierung systematischer Analyse-, Entwurfs- und Verifikationsverfahren *Kolloquium, Technische Fakultät der Christian-Albrechts-Universität zu Kiel (CAU), Kiel, 30. Januar 1998*

Saglietti, F. (ISTec):

A Formal Method to Support the Design of Fault-Tolerant Software *OECD Enlarged Halden Programme Group Meeting (EHPG'98), Lillehammer, Norwegen, 16. März 1998, Halden Reactor Project Report HPR-350, Volume 1, Lillehammer 1998, 350/16, S. 1–8*

Saglietti, F. (ISTec):

Software Diversity – Problems and Approaches to Design and Assess Fault-Tolerant Software *Seminar, Centre for Software Reliability (CSR), City University, London (UK), 23. März 1998*

Saglietti, F. (ISTec):

Limits of Engineering Judgement for Safety-Critical Software-Based Embedded Systems *9th International Symposium on Software Reliability Engineering (ISSRE'98), Paderborn, 05. November 1998, IEEE Symposium on Software Reliability Engineering, Paderborn 1998, S. 49–50*

Saglietti, F. (ISTec):

Integration of Logical and Physical Properties of Embedded Systems by Use of Time Petri Nets *Computer Safety, Reliability and Security, Lecture Notes in Computer Science N. 1516, Springer-Verlag, Heidelberg 1998, S. 319–328*

Schaefer, A.:

Kernenergie und Reaktorsicherheit. Neuere nationale und internationale Entwicklungen *Journal Club, Physik Department der TU München, 11. Februar 1998*

Scheuerer, M.:

Reactor Pressure Vessel – International Comparative Assessment Study, Analysis of Thermal Hydraulic Mixing Tasks *PRV/PTS ICAS Workshop, OECD-NEA CSNI PWG-3, Orlando, Florida, 25.–27. Februar 1998*

Scheuerer, M.; H.G. Sonnenburg:

Multi-dimensional flow investigations in the Transients and Accident Management program of the Upper Plenum Test Facility *Kerntechnik, Vol. 63, No. 1–2, Carl Hanser Verlag, München, Februar 1998, S. 33–38.*

Schimpfke, T.; J. Sievers:

Vergleichsanalysen zur bruchmechanischen Bewertung unterstellter Risse in einem Reaktordruckbehälter mit internationaler Beteiligung (RPV-PTS-ICAS) *Tagungsband des 24. MPA-Seminar in Stuttgart, Oktober 1998*

Schneider, A.; E. Fein:

The Modelling of Groundwater Flow at High Salinity in Large and Hydrogeologically Complex Regions. *Proceedings of the International Conference on Radioactive Disposal, DISTEC 98, Hamburg, 09.–11. September 1998*

Schnürer, G.:

Y2K Issues in German NPP *IAEA Specialists' Meeting on Design and Assessment of Instrumentation and Control Systems in NPP Coping with Rapid Technological Change, Garching, Germany, 06.–08. Oktober 1998*

Schnürer, G.:

Licensing Aspects *IAEA Regional Training Course on "Modernization of I&C in Nuclear Power Plants", Karlsruhe, 16. November – 04. Dezember 1998*

Schulze, V.; C. Versteegen; H. Holtschmidt:

Reliability Data Assessment for PSA *International Workshop on Reliability Data Collection, Budapest, Ungarn, 21.–23. April 1998*

Sievers, J.:

Aussagegenauigkeit struktureller mechanischer Analysemethoden zur Integritätsbewertung von Reaktordruckbehältern *Fachseminar: Sicherheitsforschung in Kerntechnik und Entsorgung, Braunschweig, 20. Mai 1998*

Sievers, J.:

Status on RPV PTS ICAS (Reactor Pressure Vessel Pressurized Thermal Shock International Comparative Assessment Study) *Meeting of PWG 3 Sub Group on Integrity of Metals Components and Structures, Brüssel, 16./17. Juni 1998*

Sievers, J.:

Simulation des Verhaltens von Reaktordruckbehältern in Kernkraftwerken unter Berücksichtigung der Erkenntnisse aus Großversuchen *Universität GH Essen, 29. Juni 1998*

Sievers, J.; X. Liu:

Parametric Studies on Creep Behaviour of a Reactor Pressure Vessel Lower Head *CSNI Workshop on In-Vessel Core Debris Retention and Coolability, Garching, 03. – 05. März 1998, NEA/CSNI/R (98) 18, 1998, p. 325*

Sievers, J.; T. Schimpfke; L. Hodulak;

E. Keim; A. Schöpfer; G. Nagel: German fracture mechanics pretest analyses on the NESC cylinder *ASME / JSME Pressure Vessel and Piping Conference, San Diego, 26. – 30. Juli 1998, PVP Vol. 362*

Sonnenburg, H. G.:

Thermal Stratification in Horizontal Pipes Investigated in UPTF-TRAM and HDR Facilities *IPSN/OECD-NEA/WANO specialists meeting proceedings on "Experience with Thermal Fatigue in LWR Piping Caused by Mixing and Stratification", Nuclear Safety NEA/CSNI/R (98) 8, Paris, December 1998, pp. 201–228*

Sonnenkalb, M.:

MELCOR 1.8.4 Sensitivity Study of Core Melt Behaviour of PWR-1300 *6th MCAP (MELCOR Cooperative Assessment Program) Annual Meeting, Bethesda, Maryland, USA, 29. April – 01. Mai 1998*

Sonnenkalb, M.:

Ergebnisse der Unfallanalysen für DWR vom Typ Konvoi mit MELCOR 1.8.3 – Vorhaben SR 2227 "Accident Management – Mitigation" *KT-Fachbereichsseminar BfS, Salzgitter-Lebenstedt, 04. Juni 1998*

Sonnenkalb, M.:

Experience and Results of MELCOR Application for German PWR *Workshop on Severe Accident Research held in Japan (SARJ-98), Tokyo, Japan, 04.–06. November 1998*

Sonnenkalb, M.; J. Rohde; D. Beraha:

Training in Phenomenology and Course of Severe Accidents in German PWR-Plants *Jahrestagung Kerntechnik '98, Sektion 6: Betrieb von Kernkraftwerken, München, 26.–28. Mai 1998*

Storck, R.; B. Boese;**R.-P. Hirsekorn; L. Lührmann:**

Weiterentwicklung und Anwendung des Rechenprogramms EMOS. *Untertägige Entsorgung. Statusgespräch des PTE zu BMBF-geförderten F+E-Vorhaben auf dem Gebiet der Entsorgung gefährlicher Abfälle in tiefen geologischen Formationen am 14. und 15. Oktober 1997 im Forschungszentrum Karlsruhe. FZKA-PTE Nr. 5, Januar 1998*

Storck, R.; Buhmann, D.:

A Comparison of Long-Term Safety Aspects – Concepts for Disposal of Spent Fuel and Wastes from Reprocessing. *Nuclear Technology 121, February 1998, pp. 212–220*

Sträter, O.:

Assessment of Human Reliability in Maintenance with Emphasis on Cognitive Aspects
Proceedings of the HRA Workshop "Integration of Recent HRA-Developments – with Applications to Maintenance in Aircraft and Nuclear Settings", Seattle, 08–10 June, 1998, INEEL, Idaho Falls, USA.

Sträter, O.:

Problems of Cognitive Error Quantification and Approaches for Solution
International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM), New York. Springer Verlag London Limited, 1998, ISBN 3-540-76262-0

Sträter, O.; G. Janssen:

Vorausschauende Optimierung des Mensch-Maschine-Systems durch Analyse von betrieblichen Ereignissen
VDI-Workshop "Qualität und Sicherheit durch Beurteilen menschlicher Eigenschaften", München, 27. Oktober 1998, VDI (Hrsg.) VDI-Berichte 1448, Düsseldorf, S. 99, ISBN 3-18-09-1448-3

Sträter, O; R. M. Zander:

Approaches to more Realistic Risk Assessment of Shutdown States
OECD-Workshop "Reliability Data Collection for Living PSA" in Budapest, Hungary from 21–23 April, 1998. NEA/CSNI/R (98) 10. OECD NEA, Paris, S. 236 ff.

Teschendorff, V.:

Bedarf an detaillierten Messungen von Zweiphasenströmungen für die Codeentwicklung zur Reaktorsicherheit
2. Workshop "Meßtechnik für transiente Mehrphasenströmungen", Rossendorf, 24.–25. September 1998

Teschendorff, V.; F. Steinhoff:

Entwicklung, Validierung und Anwendung des Rechenprogramms ATHLET
Jahrestagung Kerntechnik '98, München, 26.–28. Mai 1998

Thielen, H.; R. Martens:

Weiterentwicklung des DFK-Modells – Meteorologischer Präprozessor für SODAR-Daten
10. Fachgespräch Überwachung der Umweltra dioaktivität, Bundesamt für Strahlenschutz, Hamburg, 28.–30. April 1998

Thielen, H.; R. Martens:

Weiterentwicklung des DFK-Modells – Meteorologischer Präprozessor für SODAR-Daten
1. Fachgespräch SODAR, Bundesamt für Strahlenschutz, Neuherberg, 23./24. Juni 1998

Thielen, H. (GRS); R. Martens (GRS), H. Schnadt (TÜV-Rheinland/Berlin-Brandenburg); K. Maßmeyer (Uni Paderborn, Abteilung Höxter); H. Walter (BfS):

Further development of the French-German model to calculate atmospheric dispersion following accidental releases from nuclear installations – Meteorological Preprocessor based on SODAR-Data
5. International Conference on Harmonisation with in Atmospheric Dispersion Modelling for Regulatory Purposes, Rhodos, Griechenland, 18.–21. Mai 1998

Trambauer, K.:

Coupling Method of Thermal-hydraulic Models with Core Degradation Models in ATHLET-CD
6. International Conference on Nuclear Engineering, San Diego, 10.–15 Mai 1998, ICON-6, CD-ROM Support, 1645 W. Valencia Rd. #109-F, Tucson, AZ 85746 USA, Internet: icone6@aol.com

Wach, D. (ISTec); Y. Ding (Siemens/KWU):

Further Development of NPP Surveillance and Diagnostic Systems by Use of Intelligent Technologies
IAEA Technical Committee Meeting, Istanbul, Türkei, 22.–24. Juni 1998

Wach, D. (ISTec); Y. Ding (Siemens/KWU):

Measurement and Intelligent Analysis Techniques for Feature Classification in Surveillance Tasks of Nuclear Power Plants
Measurements '98, Kiev, Ukraine, 0.7–10. September 1998

Walter, H. (BfS); R. Martens (GRS); H. Thielen (GRS); T. Sperling (Uni Köln); K. Maßmeyer (Uni Paderborn):

Konzept einer Modellkette für die realitätsnahe Berechnung der atmosphärischen Ausbreitung und der schnellen Abschätzung der Strahlenexposition im Bereich des KFU-Systems
10. Fachgespräch Überwachung der Umweltra dioaktivität, Bundesamt für Strahlenschutz, Hamburg, 28.–30. April 1998

Weber, G.:

FIPOC Analysis of an Accident with Uranium-Aerosol in a German Fuel Fabrication Plant
5th International Aerosol Conference, Edinburgh, Scotland, 12–18 September, 1998, J. Aerosol Sci. Vol. 29, Suppl. 1, 1998, pp. S467–S468

Weber, G.; S. Schwarz:

Analysis of Multi-Compartment Containment Aerosol Behaviour with COCOSYS
Third OECD Specialist Meeting on Nuclear Aerosols in Reactor Safety, Köln, 15.–18. Juni 1998

Weber, J. P.:

In-depth Safety Assessment of Ignalina NPP: Review of SAR Accident Analysis
Workshop on Accident Analysis, VATESI, Vilnius, Litauen, 26. Januar 1998

Weber, J. P.:

Neue Reaktorkonzepte
TTTK-Seminar der TU Berlin, Heiligenblut, 17. Februar 1998

Weber, J. P.:

Transfer of Experiences from the Review of Accident Analyses for the New Ignalina SAR to the Independent External Review of Deterministic Safety Analyses for Leningrad-2
Workshop at Gosatomnadsor SEC-NRS, Moskau, 16. Juli 1998

Weber, J. P.:

Lessons Learned from the Review of the Ignalina Safety Analysis Report: Follow-on Activities
ANS 1998 Winter Meeting, Washington, D.C., 17. November 1998

Weiß, D.; H. Biesold:

Radiation Protection Aspects of the Re-usage and Storage of Radioactive Contaminated Scrap from Natural Gas Exploitation
Naturally Occurring Radioactive Materials, NORM II Symposium, Krefeld, Germany, 10–13 November, 1998, Proceedings, p. 152

Wernicke, R. S.:

Bericht zu ausgewählten Fragestellungen zur Sicherheit des Betriebs des Endlagers Morsleben (ERAM)
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU, Nr. 510, 1998, S. 34

Wieczorek, K.:








Untersuchungen zur Auflockerungszone um Hohlräume im Steinsalzgebirge
Statusgespräch „Untertägige Entsorgung“, Karlsruhe, 14./15. Oktober 1997, Forschungszentrum Karlsruhe, Wissenschaftliche Berichte FZKA-PTE Nr. 5, 1998, S. 277–290







Wieczorek, K.; U. Zimmer:

Hydraulische Untersuchung der Auflockerungszone um eine Strecke im Steinsalz
Technische Universität Bergakademie Freiberg, Freiburger Forschungshäfte: A 84, Bergbau und Geotechnik, 1998, S. 258–273

Zusammenarbeitsverträge der GRS mit ausländischen Organisationen

Co-operation Agreements between GRS and Foreign Organisations

Partnerland/Organisation <i>Partner country/Organisation</i>	Vertragsabschluß <i>Date of conclusion</i>	Gegenstand des Abkommens <i>Subject of agreement</i>
 Australien ANSTO	27.10.97	Final Repository Safety Analogue Studies in the Alligator Rivers Region
 Argentinien ARN	24.09.98	Cooperation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety
 Brasilien CNEN	02.10.97	Exchange of Technical Information and Cooperation in Regulatory and Safety Research Matters
 China NNSA	15.07.98	Cooperation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety
 Finnland FORTUM	21.09.98	Consulting Service Agreement
 Frankreich IPSN IPSN IPSN	21.12.98 15.07.97 17.09.94	Auswertung von PHEBUS-Experimenten Deutsch-französische Initiative zu Tschernobyl Memorandum of Understanding on the Joint Development of an Integrated Severe Accident Code "ASTEC" (Accident Source Term Evaluation Code)
IPSN/CEA	19.07.89	Vereinbarung zwischen der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Bundesrepublik Deutschland und dem Commissariat à l'Energie Atomique (CEA), Frankreich über die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Sicherheitstechnik
 Großbritannien HSE	21.07.98	Arrangement on Technical Co-operation and Exchange between GRS and HSE in the Field of Nuclear Safety Research

	Japan NUPEC	25.06.91	Agreement between Nuclear Power Engineering Center (NUPEC) and Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH to define the procedures and responsibilities for information exchange and co-operation between the Parties in accordance with the Letter Agreement between the Ministry of International Trade and Industry (MITI) and the Federal Ministry for Research and Technology (BMFT) dated 21 st October 1985 ("Letter Agreement")
	Korea KINS	25.09.98	Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit; Consultancy and Service Agreement
	KAERI	29.06.98	Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet der nuklearen Reaktorsicherheitsforschung
	Niederlande KFD	30.10.92	Ausführungsvereinbarung über Beratung und Unterstützung der niederländischen Genehmigungsbehörde in Fragen der Reaktorsicherheit
	KFD	14.09.92	Rahmenvereinbarung über die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit und des Strahlenschutzes
	Rumänien CNCAN	10.11.98	Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit; Consultancy and Service Agreement
	Russische Föderation RRC KI, TU, IPSN, RISKAUDIT	16.12.96	General Agreement on Scientific and Technical Cooperation
	Kurtschatow Institut	02.02.95	Errichtung einer Satellitenverbindung
	NIKIET	23.05.94	Nutzung eines UNIX-Arbeitsplatzrechners
	RF Gosatomnadzor	04.05.94	Technische Unterstützung
	Rosenergoatom	28.06.93	Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Erhöhung der Sicherheit von KKW
	KKW Balakowo	09.06.93	Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Erhöhung der Sicherheit von KKW
	Akademie der Wissenschaften, RF Gosatomnadzor, Kurtschatow Institut	22.02.93	Prinzipien der Zusammenarbeit auf dem Gebiet der wissenschaftlichen Betreuung der Aufsichtstätigkeit in der Kernenergie und der Wirtschaft
	Spanien CSN, (Nuclear Safety Board)	21.09.98	Consulting services concerning Nuclear Safety of the Nuclear Power Plant of TRILLO I
	TECNATOM S.A	25.10.85	Agreement for the use of DP Programs (Fortgeschrittene Simulationsmodelle)

	Türkei TAEK	14.01.98	Cooperation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety; Consultancy and Service Agreement
	Ukraine KINR/OPAE	23.11.94	Austausch von Informationen auf dem Gebiet der Gewährleistung der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes bei Brandereignissen
	KINR	25.11.93	General Agreement on Scientific and Technical Cooperation
	Kernkraftwerk Saporoshje	12.1997	Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken – Anlagenspezifische PSA
	USA USNRC	23.07.98	Co-operation in probabilistic risk assessment and related safety research
	EPRI	15.01.98/ 19.02.98	Assessment of Thermodynamic Data
	EPRI	30.06.88	Co-sponsored Agreement between the Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH and Electric Power Research Institute Inc.
	EPRI	07.12.94	Advanced Containment Experiments (ACE)
		31.12.97	Co-funded Agreement CF3425-007-18569
	KMC	30.04.86	Advanced Containment Experiments Extension
		16.09.87	Nuclear Safety Technical Information Services
	OECD	01.01.97	Agreement on the OECD Halden Reactor Project covering the period 1 st January 1997 to 31 st December 1999
		1997	Agreement on the second phase of the OECD RASPLAV Project to investigate Thermal Loadings imposed by a convective Corium Pool in the Lower Head of an LWR Vessel, during the Progression of a Severe Accident – PHASE II

Legende: Vertragspartner / Legend: Partners of Co-operation

ANSTO	Australian Nuclear Science & Technology Organisation	KINR/OPAE	Kiev Institute for Nuclear Research, Ukraine
ARN	Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentinien	KINS	Korean Institute for Nuclear Safety
CEA	Commissariat à l'Energie Atomique, Frankreich	KMC	KMC Inc., USA
CNCAN	National Commission for Nuclear Activities Control, Rumänien	NIKIET	Institute for Power Engineering, RF
CNEN	Comissao Nacional de Energia Nuclear, Brasilien	NNSA	China National Nuclear Safety Administration
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear, Spanien	NUPEC	Nuclear Power Engineering Center, Japan
EPRI	Electric Power Research Institute, USA	OECD	Organisation for Economic Cooperation and Development
FORTUM	Fortum Engineering Ltd., Finnland	RISKAUDIT	RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV), Frankreich
GOSATOMNADSOR	Federal Supervision Authority of Russia for Nuclear and Radiation Safety	ROSENERGOATOM	Rosenergoatom, Russische Föderation
HSE	Health and Safety Executive, Großbritannien	RRC KI	Russian Research Centre "Kurchatov Institute"
IPSN	Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, Frankreich	TAEK	Turkish Atomic Energy Authority
KAERI	Korean Atomic Research Institute	TECNATOM S.A.	TECNATOM S.A., Spanien
KFD	Kernfysische Dienst (gehört zum Ministerie van Sociale Zakenen Werkgelegenheid), Niederlande	TU	Technische Universität Dresden
		USNRC	United States Nuclear Regulatory Commission