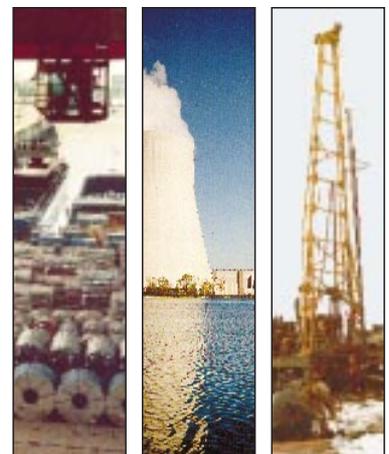




Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

Jahresbericht 1997

Annual Report
1997





Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

**Jahresbericht
1997**

*Annual Report
1997*

Inhalt

Contents

<p>1</p> <p>Einführung 4</p> <p><i>Introduction</i> 4</p>	<p>4.2 Erkenntnisse aus Precursor-Analysen in der GRS 46</p> <p>4.2 <i>Findings from Precursor Analyses at GRS</i> 49</p>	<p>6.1 Abschluß des Altlastenkatasters und Aufbau eines Geo-Informationssystems 87</p> <p>6.1 <i>Completion of the Register of Mining-Related Contaminated Sites and Development of a Geo-Information System</i> 90</p>
<p>2</p> <p>Organisation 8</p> <p><i>Organisation</i> 8</p>	<p>5</p> <p>Forschung – eine wichtige Grundlage für eine fundierte sicherheitstechnische Bewertung von Kernkraftwerken 52</p> <p><i>Research – An Essential Basis for Sound Safety-Related Assessments of Nuclear Power Plants</i> 58</p>	<p>6.2 Langzeitsicherheitsanalysen für Untertagedeponien in nicht-salinaren Festgesteinen 95</p> <p>6.2 <i>Long-Term Safety Analyses for Underground Repositories in Non-Saliniferous Solid Rock Formations</i> 99</p>
<p>3</p> <p>Internationale Entwicklungen in der Reaktorsicherheit 12</p> <p><i>International Developments in the Field of Nuclear Safety</i> 18</p> <p>Ein neues zukunftsträchtiges Arbeitsgebiet der GRS formiert sich 25</p> <p><i>A New Field of Work for GRS with a Potential Future</i> 26</p>	<p>5.1 Mehrdimensionale Simulation von Ein- und Zweiphasenströmung 62</p> <p>5.1 <i>Multi-Dimensional Simulation of Single- and Two-Phase Flows</i> 65</p> <p>5.2 Simulation des strukturell-mechanischen Verhaltens einer Kühlkreislaufschleife unter Störfallbelastungen mit Notfallschutzmaßnahmen 68</p> <p>5.2 <i>Simulation of the Structure-Mechanical Behaviour of a Coolant Loop under Accident Load Conditions with Applied Accident Management Measures</i> 72</p>	<p>7</p> <p>Forschung zur langfristigen Sicherheit von Endlagern und Untertagedeponien 103</p> <p><i>Research Concerning the Long-Term Safety of Final Repositories and Underground Storage Sites</i> 105</p> <p>7.1 Ein natürliches Analogon zur Radionuklid-Rückhaltung im sedimentären Deckgebirge von Endlagern 107</p>
<p>4</p> <p>Sicherheit von Kernkraftwerken 27</p> <p><i>The Safety of Nuclear Power Plants</i> 32</p> <p>4.1 Entwicklungen und Ergebnisse zur Beurteilung der Auswirkungen des Langzeitbetriebs auf die Sicherheit der deutschen Kernkraftwerke 37</p> <p>4.1 <i>Developments and Results Concerning the Assessment of the Impacts of Long-Term Operation on the Safety of German Nuclear Power Plants</i> 42</p>	<p>6</p> <p>Untersuchungen zum nuklearen Brennstoffkreislauf, zur Entsorgung und zum Strahlen- und Umweltschutz 75</p> <p><i>Investigations Relating to the Nuclear Fuel Cycle, Waste Management and Radiological and Environmental Protection</i> 81</p>	



7.1 *A Natural Analogue for Radionuclide Retention in the Sedimentary Overburden of Final Repositories* 112

7.2 *Wege zur Bestimmung des Langzeitverhaltens von chemisch-toxischen Abfällen im Nahfeld von Untertagedeponien in Salzformationen* 116

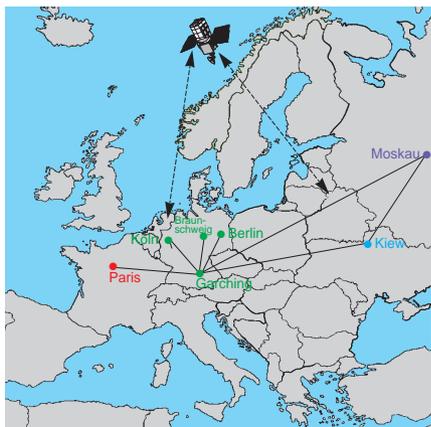
7.2 *Ways to Determine the Long-Term Behaviour of Chemotoxic Wastes in the Near-Field of Underground Repositories in Salt Formations* 119

8

Anlagensicherheit und Umwelt 123
Plant Safety and Environment 124

8.1 *Technische Beratung der GRS zur Verbesserung der Produktivität einer Verarbeitungsanlage in der Stahlindustrie* 125

8.1 *Technical Advisory Assistance Provided by GRS to Improve Productivity of a Processing Plant of the Steel Industry* 127



8.2 *Geschäftsstelle SFK/TAA Störfall-Kommission (SFK)* 129

8.2 *SFK/TAA General Secretariat Accident Commission (SFK)* 130

8.3 *Geschäftsstelle der Unabhängigen Sachverständigenkommission zum Umweltgesetzbuch beim BMU* 131

8.3 *General Secretariat of the Independent Expert Commission on the Environmental Code, set up by the BMU* 132

9

Internationale Zusammenarbeit 134
International Co-Operation 135

9.1 *Zusammenarbeit mit Osteuropa* 137

9.1 *Co-Operation with Eastern Europe* 143

9.2 *Zusammenarbeit mit Frankreich – Ein Jahrzehnt Partnerschaft mit IPSN* 146

9.2 *Co-Operation with France – Ten Years of Partnership with IPSN* 149

10

Forschungsbetreuung 152
Research Management 154

11

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV) 156

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV) 157

12

Tätigkeitsfelder des Instituts für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH 158

Fields of Activity of the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH 164

12.1 *RETRANS – Ein Werkzeug zur Verifikation von automatisch generiertem Programmcode* 169

12.1 *RETRANS – A Tool for the Verification of Automatically Generated Source Codes* 171

12.2 *Gasbildung in Endlagern* 174

12.2 *Gas Formation in Final Repositories* 178

13

Kommunikation 182

Communication 184

Veröffentlichungen/Publications 187

Vorträge/Lectures 189

Zusammenarbeitsverträge der GRS mit ausländischen Organisationen 193

Co-Operation Agreements between GRS and Foreign Organisations 193

1

Einführung

Introduction

Mit ihrem Einsatz für Forschung und Entwicklung auf den Gebieten der nuklearen Sicherheit, der Entsorgung und des Brennstoffkreislaufs sowie der Anlagensicherheit und der Umwelt hat die GRS im vergangenen Jahr weiterhin engagiert ihr Unternehmensziel verfolgt. Fundamente für die fachliche Kompetenz der GRS sind eigenständige Forschungsarbeiten, die Entwicklung von Untersuchungsmethoden und -werkzeugen, die systematische Auswertung der Erfahrungen aus dem Betrieb deutscher und ausländischer kerntechnischer Anlagen sowie der intensive internationale Erfahrungsaustausch.

Erneut wurde eine Vielzahl von Projekten erfolgreich zu Ende geführt oder neu initiiert. Am Beispiel eines Siedewasserreaktors wurde erstmals nach Abschluß der Phase A der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ wieder eine probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) zum Ablauf schwerer Störfälle mit Kernzerstörung durchgeführt. Die Untersuchung diente unter anderem dem Nachweis, daß die vor allem in den USA durchgeführten Weiterentwicklungen der Methoden zur Analyse solcher Fragestellungen auf Verhältnisse deutscher Kernkraftwerke anwendbar sind. Was die betriebliche Sicherheit von Kernkraftwerken betrifft, so hat sich die GRS – vor dem Hintergrund zunehmender Betriebszeiten solcher Anlagen – intensiver mit den Fragen der physikalischen Alterung und des technologischen Veraltens befaßt und ein Konzept für ein Alterungsmanagement in die internationale Diskussion eingebracht. Aus den Untersuchungen ergeben sich derzeit keine Einschränkungen für einen Weiterbetrieb, allerdings bedürfen Aussagen für längere Betriebszeiten weiterer Untersuchungen. Unsere Arbeiten zum Abbau von Plutonium und höheren Aktiniden in Druckwasserreaktoren zeigen, daß ein ausschließlich mit MOX-Brennelementen beschickter Reaktor günstigere reaktorphysikalische Eigenschaften aufweist und im Unterschied zu einem Standard-Druckwasserreaktor einen Nettoverbrauch von Plutonium bewirkt. Zum Themenkreis „Transportrisiko“ hat die GRS mit ausländischen Partnern eine Sicherheitsanalyse zum Transport

With its commitment to research and development in the fields of nuclear safety, waste management and the nuclear fuel cycle as well as general plant safety and environmental technology, GRS has actively pursued its business goal in the past year. The expertise of GRS is based upon its own research and development activities, the development of methods and tools for analyses, the systematic evaluation of experiences from the operation of German and foreign nuclear power plants as well as upon the intensive international exchange of experience.

Once again, numerous projects were completed successfully or newly initiated. With reference to a boiling water reactor, a probabilistic safety analysis on the sequence of severe accidents with core damage (Level 2 PSA) was carried out. This was the first Level 2 PSA after completion of phase A of the "German Risk Study of Nuclear Power Plants". The analysis served to demonstrate among other things that the further development of the methods for the analysis of such issues, in particular those made in the USA, are applicable to the conditions of German nuclear power plants. With regard to the operational safety of nuclear power plants, GRS put increased efforts into questions related to physical and technological ageing and has thus responded to the increasing operating times of such plants. The GRS concept for ageing management was a major contribution to the international discussion of this problem. The result of these analyses is that there are no restrictions for continued operation at present. However, statements on longer operating times require further examination. Our studies on the decay of plutonium and higher actinides in pressurized water reactors show that a reactor loaded exclusively with mixed-oxide fuel has favourable reactor-physical properties. Furthermore, in contrast to a standard pressurized water reactor, this type of core-loading leads to a net consumption of plutonium. Concerning "transport risks", GRS has carried out in co-operation with partners from abroad a safety analysis on the transport of packages containing radio-



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*

von Versandstücken mit radioaktiven Stoffen sowie eine Risikoanalyse zum Rücktransport hochradioaktiver verglaster Abfälle nach Deutschland durchgeführt. Das Projekt „Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten“ (Altlastenkataster) wurde mit dem Meßprogramm für die Verdachtsflächen abgeschlossen. Das in diesem Zusammenhang aufgebaute Geo-Informationssystem gibt Zugang zu digitalisierten topographischen und radiologischen Informationen.

Die von der GRS entwickelten Methoden finden zunehmend internationale Anwendung. Dies kommt auch ihrer Qualifizierung zugute. Rechencodes zur thermohydraulischen und kernphysikalischen Analyse von Kernkraftwerken, Anlagenteilen oder Betriebszuständen, wie insbesondere das Programm ATHLET, werden mittlerweile weltweit von nahezu 50 Institutionen eingesetzt. Darunter sind inzwischen viele osteuropäische Anwender, denen die Anpassung der GRS-Codes auf russische Anlagentechnik zum Teil erstmals die Möglichkeit umfassender Störfallanalysen eröffnet hat. Das Softwaresystem SUSANA entwickelt sich ebenfalls immer mehr zu einem Standardwerkzeug für Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen von Computersimulationen, die im Rahmen von Sicherheitsbewertungen durchgeführt werden. Das von unserer Tochterfirma ISTec entwickelte Programm RETRANS zur Verifikation automatisch generierter Software für Leittechnik ist inzwischen erfolgreich zur Begutachtung von Sicherheitssoftware angewendet worden.

In der Endlagerforschung werden die Untersuchungen an Granit mit der Bestimmung sicherheitsrelevanter Parameter für die Einlagerung radioaktiver Abfälle immer mehr zu einem Schwerpunkt unserer Tätigkeit. Auch diese Arbeiten werden weitgehend in internationaler Kooperation durchgeführt. Beispielsweise hat die GRS Arbeiten zur Gasausbreitung im Schweizer Felslabor GRIMSEL und im schwedischen Hartgesteinslabor ÄSPÖ durchgeführt. Immer größere Bedeutung erhalten unsere Analysen und Experimente zu Verfüllung und Verschluß von Endlagerhöhlräumen.

active material, as well as a risk analysis on the return transport of vitrified high-level radioactive waste to Germany. The project "Radiological Registration, Investigation and Assessment of Contaminated Sites and Objects of Past Mining Activity" (Register of Contaminated Sites) has been concluded with the measurements programme for the suspected areas. The geo-information system developed in this connection allows quick access to digitalised topographical and radiological information.

The methods developed by GRS are being increasingly applied internationally. This greatly contributes to their qualification. The GRS computer codes for analysing the thermohydraulic and nuclear physics of nuclear power plants, plant equipment or operating conditions, such as the ATHLET code in particular, are meanwhile being applied world-wide by nearly 50 institutions. Among them are many Eastern European users who were enabled to perform detailed accident analyses, in some cases for the first time, by the adaptation of the GRS codes to Russian plant technology. The SUSANA software system is likewise increasingly becoming a standard tool for the uncertainty and sensitivity analyses of computer simulations which are carried out within the scope of safety assessments. The RETRANS code, developed by our subsidiary ISTec, for the verification of automatically generated instrumentation and control software, has been successfully applied to the evaluation of safety-related software in the meantime.

In the field of final repository research, the analyses of granite with the determination of safety-relevant parameters for the emplacement of radioactive waste is increasingly becoming a focal point of our activities. This work is also carried out largely with international co-operation. For example, GRS performed tasks on the gas flow at the Swiss rock laboratory GRIMSEL and at the Swedish hard rock laboratory ÄSPÖ. Our analyses and experiments on backfilling and sealing of cavities in final repositories are more and more gaining in importance. The analyses of different mix-

Die Untersuchung von verschiedenen Mineralgemischen haben hier wichtige Ergebnisse zum physikalisch-chemischen Langzeitverhalten geliefert.

Die Anwendung der von der GRS für nukleare Fragestellungen entwickelten Methoden und Werkzeuge auf nicht-nuklearen Themenfeldern hat auch 1997 wieder einige interessante Ergebnisse gebracht. So wurden u.a. Arbeiten zur Übertragung der Methodik von Langzeitsicherheitsanalysen für Endlager radioaktiver Abfälle auf Untertagedeponien für konventionelle Schadstoffe abgeschlossen. Mit den jetzt zur Verfügung stehenden Methoden lassen sich Sicherheitsbewertungen von Untertagedeponien durchführen, um die Auswirkungen von Versatz- oder Abfallstoffen auf die Biosphäre zu bestimmen. Daß sich Methoden der Reaktorsicherheit auch auf völlig andere Technologiebereiche übertragen lassen, zeigte sich in einem Projekt zur Optimierung einer Elektrolyt-Beschichtungsanlage.

Wir freuen uns, daß im März 1997 in Garching ein Neubau bezogen werden konnte. Die Bereitstellung attraktiver Arbeitsplätze und Arbeitsbedingungen wird auch helfen, wieder junge Wissenschaftler und Ingenieure für Aufgaben der Reaktorsicherheit zu gewinnen, um das notwendige Know-how im Generationswechsel zu erhalten.

Mit dem Aufbau und der Weiterentwicklung eines neuen Qualitätsmanagement-Systems verbessern wir die Voraussetzungen, Arbeitsabläufe effektiv und für unsere Kunden transparent zu gestalten. Dazu hat sich die GRS auch einer Zertifizierung nach DIN EN ISO 9001 unterzogen, die im Herbst 1997 durch die Übergabe der Zertifizierungsurkunde durch den TÜV Cert dokumentiert wurde.

Die Qualität unserer Arbeit hängt in hohem Maße von der Verbindung von Kompetenz, Effizienz und interdisziplinärem Vorgehen ab. Wir sind uns bewußt, daß wir dazu immer stärker auf internationale Zusammenarbeit angewiesen sind. Gleichzeitig können wir damit das internationale Wissen in kerntechnischen Fragestellungen für Deutschland verstärkt verfügbar machen und unser Know-how anderen Ländern vermitteln sowie die kerntechnische Sicherheit im internationalen Verbund, vor allem mit unserer französischen Partnerorganisation IPSN, weiterentwickeln.

tures of minerals have delivered important results for the physico-chemical long-term behaviour in this respect.

In 1997, a number of interesting findings relate to the application to non-nuclear topics of the methods and tools developed by GRS for nuclear issues. For example, work was concluded on the adaptation of the methods developed for the long-term safety analyses on final repositories for radioactive waste to the underground storage sites for conventional waste. The now available methods enable performing safety assessments for underground storage sites in order to determine the impact of backfill or waste material on the biosphere. Another project, this one regarding the optimisation of an electrolytical sheet metal coating facility, was a clear demonstration that certain methods regarding nuclear safety can be successfully adapted to completely different technologies.

We are pleased that in March 1997 we could move into a new office building in Garching. Providing attractive offices and working conditions will also contribute to capturing the interest of young scientists for tasks in the field of nuclear safety in order to maintain the know-how within the change of generations.

The in-house development and enhancement of a new quality management system has greatly improved the conditions for making work sequences more effective and transparent to our customers. For this purpose, GRS subjected itself to a certification in accordance with DIN EN ISO 9001. This was manifest in the presentation of the certification document to GRS in autumn 1997 by the Technical Inspection Organisation TÜV Cert.

The combination of competence, efficiency and interdisciplinary approach is essential to the quality of our work. We are aware that this increasingly requires co-operation on an international scale. At the same time, however, this co-operation will greatly enhance our possibilities to make international knowledge of issues related to nuclear technology highly available in Germany, to impart our knowledge to other countries and to mutually further the improvement of nuclear safety within the framework of international co-operation, above all with our French partner organisation IPSN.

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln im Oktober 1997

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

Dr. jur. Walter Leder

Die GRS in . . .



Garching



Braunschweig



Berlin



Köln



● Moskau

● Berlin
● Braunschweig
● Köln

● Paris

● Garching

● Kiew



Moskau



Kiew



Paris



Organisation

Organisation

Struktur

Die GRS ist eine wissenschaftliche, weitgehend von der öffentlichen Hand getragene gemeinnützige Gesellschaft. Sie ist in Forschung und Entwicklung auf den Gebieten der nuklearen Sicherheit, der Entsorgung und des Brennstoffkreislaufs sowie der Anlagensicherheit und der Umwelt tätig. Die wirtschaftliche Entwicklung im Jahre 1997 verlief bei einem betrieblichen Gesamtumsatz von DM 117,7 Mio positiv.

Die GRS hat insgesamt rund 560 Mitarbeiter, davon mehr als 400 Wissenschaftler der Fachrichtungen Physik, Maschinenbau, Verfahrenstechnik, Bautechnik, Geotechnik, Elektrotechnik, Kerntechnik, Meteorologie, Chemie, Geochemie, Biologie, Mathematik und Informatik sowie Rechtswissenschaft und Betriebswirtschaft.

Zur Durchführung ihrer Aufgaben stehen der GRS in ihren Betriebsteilen in Köln, Garching, Braunschweig und Berlin sowie in ihren Büros in Moskau und Kiew leistungsfähige, in einem überregionalen Netzwerk verbundene Rechner und Kommunikationsmittel zur Verfügung.

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 Erhard Jauck, Stellvertreter: Prof. Dr.-Ing. Bruno O. Braun,
- die Geschäftsführer Prof. Dr. Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer und 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 ist in der anwenderorientierten Forschung und Entwicklung auf den Gebieten der Leittechnik, Diagnose, Informationstechnologie, Reststoffwirtschaft und Abfallbeseitigung tätig.

RISKAUDIT

IPSN/GRS International (EWIV)

Die Europäische Wirtschaftliche Interessenvereinigung RISKAUDIT ist eine gemeinsame Gründung der GRS und ihres französischen Partners Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) mit Sitz in Paris. RISKAUDIT ist Koordinierungsstelle für sicherheitsorientierte Ostprojekte von Vorhaben der EU und EBWE und Sekretariat der west- und osteuropäischen Technischen Sicherheitsorganisation (TSO). RISKAUDIT betreibt für die Kooperation der GRS und IPSN mit Osteuropa gemeinsame Büros in Moskau und Kiew.

Structure

GRS is a scientific, mainly state-supported non-profit organisation. It is engaged in research and development in the fields of nuclear safety, waste management and nuclear fuel cycle as well as industrial plant safety and environmental protection. Economic development in 1997 was positive, the turnover being DM 117.7 m.

GRS has about 560 staff, of which some 400 are scientists in such disciplines as physics, mechanical engineering, process engineering, constructional engineering, geotechnics, electrical engineering, nuclear engineering, meteorology, chemistry, geochemistry, biology, mathematics and informatics as well as jurisprudence and economics.

For carrying out its activities, GRS has high-capacity computers and other information and communication technology available which connect to all of the locations of the company via a large DP-network.

Auftraggeber <i>Customer</i>	Anteile (%) <i>Contribution (%)</i>		
	1995	1996	1997
BMU	58	48	46
BMBF	28	35	39
Landesbehörden und TÜVe <i>Länder authorities and Technical Inspectorates (TÜVe)</i>	7	8	6
Ausländische Auftraggeber (u.a. EU) <i>Foreign customers (i.a. EU)</i>	4	6	6
Sonstige Auftraggeber <i>Others</i>	3	3	3

Die erzielten Umsätze des Geschäftsjahres 1997 prozentual im Vergleich zu den Vorjahren
The turnover reached in fiscal 1997 in perantiles in comparison to previous years

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 inspection agencies (TÜVe) and the Germanischer Lloyd (together 46%).

Governing Bodies

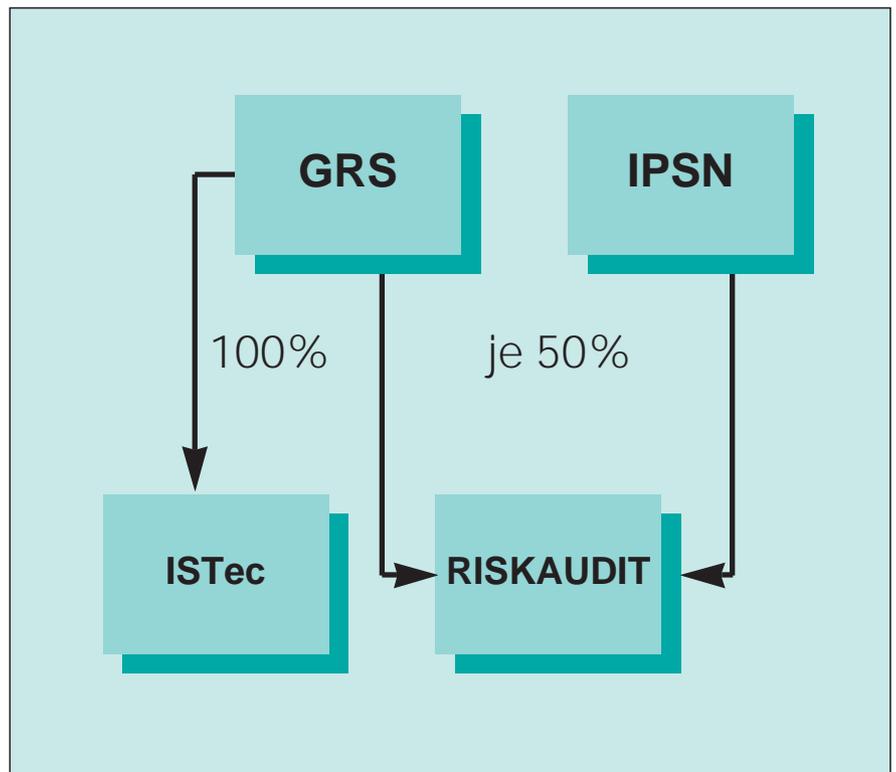
The governing bodies of GRS are:

- the meeting of shareholders,
- the supervisory board: Staatssekretär Erhard Jauck is chairman of the board, and Prof. Dr.-Ing. Bruno O. Braun is vice-chairman,
- the managing directors Prof. Dr. Dr.-Ing. h.c. Adolf Birkhofer and Dr. jur. Walter Leder.

Subsidiaries

Institute for Safety Technology GmbH (ISTec)

The Institute for Safety Technology is a subsidiary of GRS. Its headquarters are in Garching near Munich. It was founded in 1992 and is engaged in user-oriented research & development in the fields of instrumentation & control, diagnosis, waste management and waste disposal.



RISKAUDIT

IPSN/GRS International (EEIG)

The European Economic Interest Grouping RISKAUDIT was jointly founded by GRS and its French partner Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN). Its headquarters are in Paris. RISKAUDIT is a centre

of co-ordination for safety-oriented projects relating to Eastern Europe funded by the EU and the EBRD and also acts as general secretariat to the West- and East-European Technical Safety Organisations (TSO). To facilitate co-operation of GRS and IPSN with Eastern Europe, RISKAUDIT jointly operates offices in Moscow and Kiev.

Grundsatzfragen
Fundamental Safety Issues

Geschäft
General M

Fachbereiche / Technical Divisions

Thermohydraulik <i>Thermal Hydraulics</i>	Betriebserfahrung <i>Operating Experience</i>	Entsorgung <i>Waste Management</i>	Endlager- sicherheitsforschung <i>Final Repository Safety Research</i>
Sicherheitseinschluß <i>Containment</i>	DWR-Systeme <i>PWR-Systems</i>	Brennstoffkreislauf <i>Nuclear Fuel Cycle</i>	Langzeitsicherheitsanalysen <i>Long Term Safety Analyses</i>
Kühlkreislauf <i>Cooling Circuit</i>	SWR-Systeme <i>BWR-Systems</i>	Strahlen- und Umweltschutz <i>Radiological and Environmental Protection</i>	Geochemie <i>Geochemistry</i>
Störfallanalysen <i>Incident Analyses</i>	Betriebssicherheit <i>Operational Safety</i>	Endlagerung <i>Final Storage</i>	Geotechnik <i>Geotechnics</i>
Reaktordynamik <i>Reactor Dynamics</i>	Komponentenintegrität <i>Component Integrity</i>		
Unfallanalyse <i>Accident Analyses</i>	Probabilistik <i>Probabilistics</i>		
Simulationstechnik <i>Simulation Technology</i>	Sonderfragen <i>Special Issues</i>		

**sführung
anagement**

Osteuropa
Eastern Europe

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

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

Zentralbereiche / Central Divisions

Projekte und Internationales <i>Projects and International Programmes</i>	Datenverarbeitung <i>Data Processing</i>	Verwaltung <i>Administration</i>	Forschungsbetreuung <i>Research Management</i>
Projektcontrolling Analysen <i>Analyses Project Controlling</i>	DV-Anwendungen <i>DP Applications</i>	Finanzen und Controlling <i>Finances and Controlling</i>	Programme und Anlagen <i>Programmes and Facilities</i>
Projektcontrolling Forschung <i>Project Controlling Research</i>	DV-Systeme <i>DP-Systems</i>	Personal und Recht <i>Personnel and Legal Matters</i>	Störfälle und Komponenten <i>Incidents and Components</i>
Internationale Aufgaben <i>International Programmes</i>	Netzwerke <i>Networks</i>	Verwaltungsdienste <i>Administration</i>	Zentralaufgaben <i>Central Activities</i>
Kommunikation <i>Communication</i>		Köln Garching Berlin Braunschweig	Geschäftsstellen <i>General Secretariats</i>
			Störfall-Kommission und Technischer Ausschuß für Anlagensicherheit <i>Accident Commission and Technical Committee for Plant Safety</i>

*) gemeinsam mit IPSN / RISKAUDIT
*) jointly with IPSN / RISKAUDIT

Internationale Entwicklungen in der Reaktorsicherheit

International Developments in the Field of Nuclear Safety

Technische Sicherheit erfordert Anstrengungen auf vielen Ebenen. So hängt auch Reaktorsicherheit nicht allein von der technischen Auslegung der Kernkraftwerke ab, sondern darüber hinaus von der Gestaltung weiterer Bereiche, wie insbesondere der Qualitätsgewährleistung und der Betriebsführung. Auf allen Gebieten lassen sich durch konzeptionelle Weiterentwicklungen, durch Forschung und durch konsequentes Lernen aus Erfahrungen im Laufe der Zeit Verbesserungen erzielen.

Eine solche dynamische Fortentwicklung der Reaktorsicherheit ist eine internationale Aufgabe. An ihr wirken viele Partner mit, und ihre Lösung kann durch gute inter-

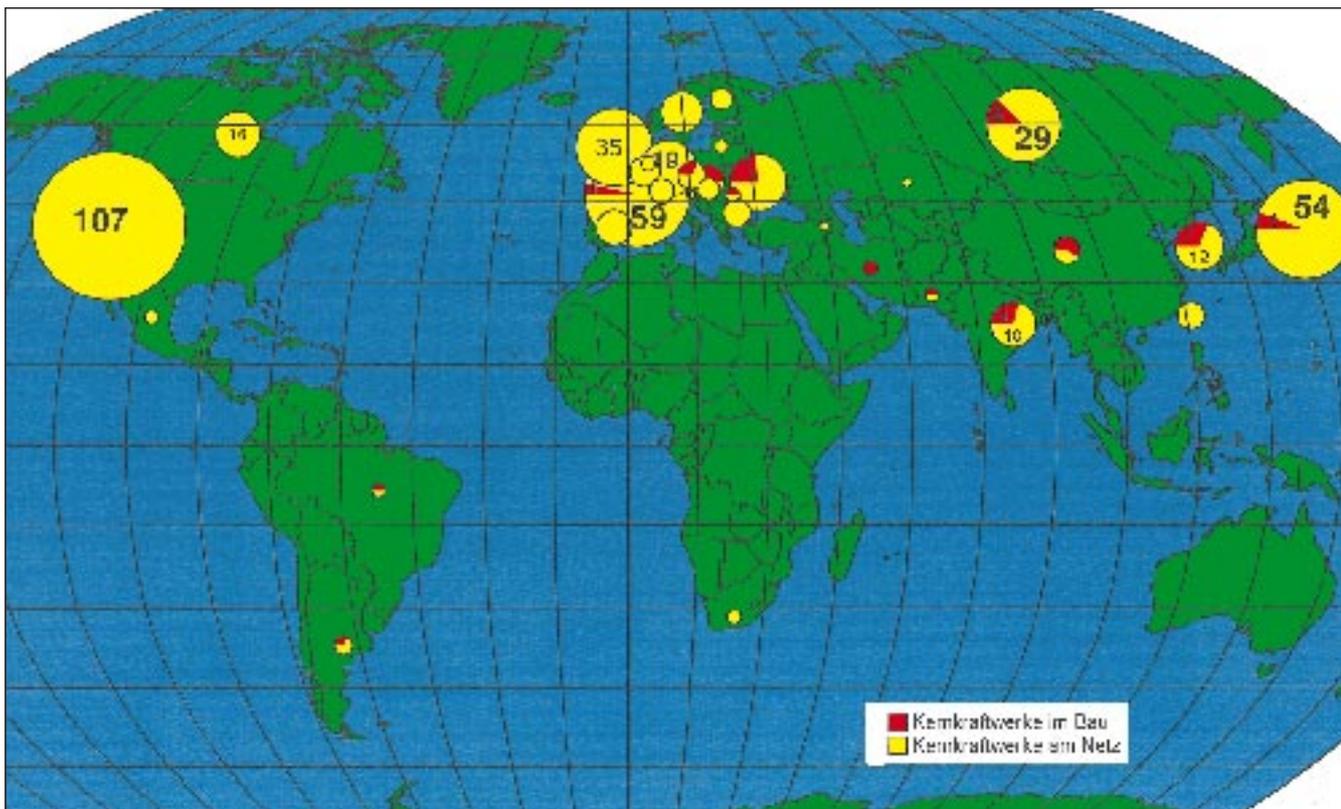
nationale Zusammenarbeit nachhaltig gefördert werden: Der internationale Informationsaustausch kann gute Aktionen im eigenen Land anstoßen und Fehlentwicklungen vermeiden helfen, internationale Forschungsk Kooperationen ermöglichen eine effizientere Nutzung von Ressourcen, und die Betriebserfahrungen im Ausland erweitern die nationale Datenbasis.

Wo steht die Reaktorsicherheit heute international?

Die Frage, wo dieser dynamische Prozeß Reaktorsicherheit heute international steht, kann dank zunehmender Betriebserfah-

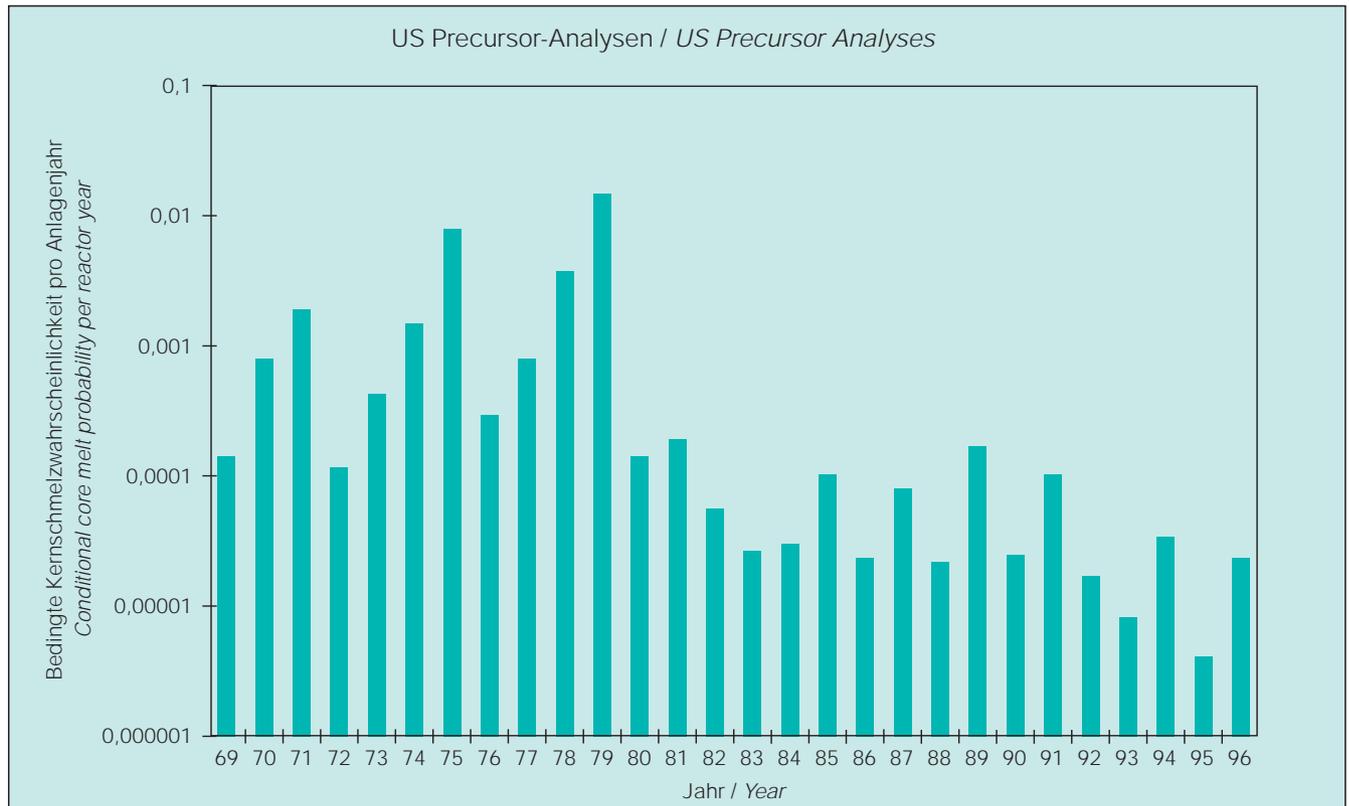
rungen immer objektiver und detaillierter beantwortet werden. Die ersten Kernkraftwerke wurden vor inzwischen über 40 Jahren in Betrieb genommen. Ende des vergangenen Jahres waren nach Angaben der IAEA weltweit 437 Kernkraftwerke am Netz. Dazwischen liegen kumulierte Betriebszeiten von etwa 8600 Anlagenbetriebsjahren, und jedes Jahr kommen Betriebserfahrungen aus über 400 weiteren Anlagenbetriebsjahren dazu. Die Ergebnisse von Sicherheitsanalysen können daher immer besser auch an den Fakten aus dem Anlagenbetrieb gemessen werden.

Dies gilt vor allem für die westlichen Druck- und Siedewasserreaktoren, die derzeit in



Regionale Verteilung in Betrieb befindlicher Kernkraftwerke sowie geplanter Neubauten (Stand Ende 1997). Zur Zeit konzentriert sich die Kernenergienutzung auf Nordamerika, Europa einschließlich Rußland sowie Japan. Im Bau befinden sich Kernkraftwerke zur Zeit nur im asiatisch-pazifischen Raum sowie in Mittel- und Osteuropa.

Regional distribution of nuclear power plants in operation as well as of planned new projects (end of 1997). At present, nuclear power is mainly used in North America, Europe – including Russia – and Japan. New plants are currently only under construction in the Asian and Pacific region as well as in Central and Eastern Europe.



In den USA werden die mit tatsächlich aufgetretenen Ereignissen verbundenen Unfallrisiken jedes Jahr für alle Kernkraftwerke mit sogenannten Precursor-Analysen ausgewertet. Dabei hat sich gezeigt, daß die Wahrscheinlichkeit eines schweren Unfalls mit Kernschmelzen heute um etwa zwei Größenordnungen niedriger liegt als vor dem Unfall von Harrisburg.

In the USA, the accident risks associated with events that have actually occurred are evaluated each year for all nuclear power plants with the help of so-called precursor analyses. These evaluations have shown that the probability of a severe core meltdown accident today is about two orders of magnitude lower than it was before the Harrisburg accident.

Deutschland eingesetzten Technologien, auf die etwa zwei Drittel aller 8600 Betriebsjahre entfallen. Bei diesen Kernkraftwerken läßt die Bilanz der Betriebserfahrungen daher wesentlich belastbarere Schlüsse auf die Sicherheit zu als dies bei anderen Reaktortypen der Fall ist. Diese Bilanz weist weltweit einen einzigen schweren nuklearen Unfall in einem westlichen Leichtwasserreaktor aus. Dieser ereignete sich im Jahre 1979 im amerikanischen Harrisburg. Damals schmolz ein erheblicher Teil des Reaktorkerns, wobei es dank Sicherheitsreserven allerdings nicht zu Schäden außerhalb des Kernkraftwerks kam.

Inzwischen sind fast zwei Jahrzehnte seit diesem Unfall vergangen. Diese Zeitspanne war durch große Anstrengungen der Industriestaaten zur Verbesserung der Reaktorsicherheit und des Strahlenschutzes geprägt. Die Bemühungen haben sich in sichtbaren Verbesserungen von Sicher-

heitsindikatoren und in erheblichen Reduktionen der Strahlenexpositionen aus dem Betrieb von Kernkraftwerken niedergeschlagen. Die in den USA systematisch für alle (über hundert) Kernkraftwerke durchgeführten jährlichen Auswertungen der mit tatsächlich aufgetretenen Ereignissen verbundenen Unfallrisiken – sogenannte Precursor-Analysen (vgl. dazu Kapitel 4) – zeigen, daß die Wahrscheinlichkeit eines schweren Unfalls mit Kernschmelzen in diesen Anlagen heute um etwa zwei Größenordnungen niedriger liegt als in der Zeit vor dem Unfall in Harrisburg. Die durch den unfallfreien Betrieb von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren verursachte jährliche Strahlendosis ist heute selbst in unmittelbarer Nachbarschaft der Anlagen weit geringer als die zusätzlichen Strahlendosen, denen wir im täglichen Leben durch Änderungen der natürlichen Hintergrundstrahlung, beispielsweise aufgrund eines Wohnungswechsels oder einer längeren Flugreise,

unterworfen sind. Wenn wir berücksichtigen, daß inzwischen etwa 95% der kumulierten Betriebszeiten westlicher Leichtwasserreaktoren auf die Zeit nach dem Unfall in Harrisburg entfallen, erhalten diese Fakten noch höheres Gewicht.

Führt man ähnliche Überlegungen für Reaktoren sowjetischer Bauart durch, so ergibt sich ein deutlich anderes Bild. Nur etwa 13% der weltweit kumulierten Betriebszeiten von Kernkraftwerken entfallen auf diese Anlagen, davon wiederum zwei Drittel auf sowjetische Druckwasserreaktoren (WWER) und lediglich ein Drittel auf die durch den Tschernobyl-Unfall bekanntgewordenen RBMK-Anlagen. Diese vergleichsweise geringen Betriebszeiten sind angesichts der nach der Tschernobyl-Katastrophe bekanntgewordenen Sicherheitsdefizite durchaus bemerkenswert. Sie zeigen, daß es auch dann, wenn der Sicherheitszustand osteuropäischer Kernkraftwerke wesentlich verbessert wird, noch

viele Jahre dauern wird, bis für diese Anlagen ähnlich belastbare Aussagen möglich sein werden, wie dies heute für westliche Leichtwasserreaktoren der Fall ist.

Herausforderungen

Dies verdeutlicht die nach wie vor große Bedeutung der Sicherheitsfrage in Mittel- und Osteuropa. Zwar hat sich dort – auch dank westlicher Hilfe und Kooperation – vieles zum Besseren gewendet. Dennoch sind nach wie vor Defizite sichtbar, und die Verbesserung der nuklearen Sicherheit wird zumindest für einige Länder auch in den kommenden Jahren eine große Herausforderung bleiben.

Aber auch außerhalb Osteuropas steht die sichere Nutzung der Kernenergie heute vor neuen Herausforderungen:

- Zumindest in den westlichen Industrieländern ist die Zukunftsperspektive der Kernenergie ungünstig. Derzeit werden dort keine neuen Kernkraftwerke mehr gebaut. Gegenüber erdgasbefeuerten GuD-Anlagen sind neue Kernkraftwerke bei der heutigen breiten Verfügbarkeit sehr kostengünstigen Erdgases nur bei sehr großen Leistungseinheiten konkurrenzfähig.
- Der Übergang zu einer liberalisierten und deregulierten Stromversorgung hat auch erhebliche Auswirkungen auf die Nutzung der Kernenergie. Die Sicherheit ist davon auf unterschiedliche Weise betroffen. Zum einen ergibt sich ein erheblicher Druck auf die Betriebskosten von Kernkraftwerken und damit die Möglichkeit von negativen Auswirkungen auf betriebliche Sicherheitsmaßnahmen. Zum anderen stößt ein langfristig orientiertes Vorgehen, auf das eine sichere Nutzung der Kernenergie in sehr grundsätzlicher Weise angewiesen ist, unter den Bedingungen der Deregulierung zunehmend auf Schwierigkeiten.
- Dazu kommt, daß die öffentliche Akzeptanz der Kernenergie in einer Reihe von Ländern nach wie vor gering ist. Mit raschen Veränderungen ist nicht zu rechnen, zumal eine Demonstration der Endlagerung hoch-radioaktiver Abfälle aussteht.

Parallel zur Verschlechterung der Bedingungen für die Kernenergienutzung sind

die Ansprüche an die Sicherheit kerntechnischer Anlagen weiter gestiegen. Sie laufen inzwischen praktisch auf einen weltweit unfallfreien Betrieb aller Kernkraftwerke hinaus. Eine Hauptaufgabe der kommenden Jahre dürfte darin liegen, solchermaßen gestiegene Sicherheitsansprüche trotz eines durch die ungünstigen Perspektiven der Kernenergie bedingten nachlassenden Interesses an dieser Technologie zu erfüllen.

Drei Weltregionen mit unterschiedlichen Perspektiven

Die genannten Herausforderungen hängen weitgehend mit globalen Entwicklungen zusammen. Allerdings ergeben sich in Ausmaß und Auswirkungen erhebliche Unterschiede zwischen verschiedenen Weltregionen. Dies zeigt sich besonders deutlich im Vergleich von westlichen Industriestaaten, Osteuropa und der asiatisch-pazifischen Region.

Die westlichen Industriestaaten

Vor allem die westlichen Industrieländer waren es, die das heute international verfügbare Know-how in der Kerntechnik in den letzten vier bis fünf Jahrzehnten aufgebaut haben. Diese Basis an Wissen und Infrastruktur, die eine wesentliche Grundlage der Reaktorsicherheit darstellt, ist durch die in diesen Ländern besonders ungünstigen Perspektiven der Kernenergie inzwischen ernsthaft gefährdet. Ein wesentliches Problem ist dabei der Generationswechsel der Experten, denn der Perspektivemangel hält qualifizierten Nachwuchs vielfach von der Beschäftigung mit der Kerntechnik fern. In einigen Ländern, dazu gehört auch Deutschland, verschärft sich dies noch durch einen generellen Mangel an Ingenieurnachwuchs. Eine Sicherung des kerntechnischen Know-hows ist daher in vielen dieser Länder eine vordringliche Aufgabe, die auch in enger Beziehung zur Sicherheit der dort betriebenen Kernkraftwerke steht.

Mittel- und Osteuropa und die neuen unabhängigen Staaten

In Osteuropa kam es in den 90er Jahren zu sehr unterschiedlichen Entwicklungen. In einigen Ländern wurden in der Reaktorsicherheit gute Fortschritte gemacht. In anderen bestehen weiter große Probleme,

auch was die für Reaktorsicherheit verfügbaren Ressourcen betrifft. Viele notwendige Verbesserungen werden auch in Zukunft von Unterstützung aus und Kooperation mit dem Westen abhängen.

Ebenso ist festzustellen, daß es mit Ausnahme von Tschernobyl bisher nirgends möglich war, sicherheitstechnisch problematische Reaktoren abzuschalten. In Armenien wurde aufgrund einer besonders prekären Energiesituation sogar eine bereits stillgelegte Anlage wieder in Betrieb genommen. Dabei ist allerdings zu berücksichtigen, daß gerade bei einigen älteren Kernkraftwerken in den letzten Jahren erhebliche Sicherheitsverbesserungen vorgenommen wurden. Somit kann sich der Sicherheitsstatus auch bei Anlagen gleichen Typs heute sehr stark unterscheiden, insbesondere wenn man die Einflüsse der Betriebsführung mit berücksichtigt. Eine pauschale Beurteilung anhand von Anlagentyp und -alter ist daher immer weniger sinnvoll.

Unter den gegebenen Bedingungen ist damit zu rechnen, daß nukleare Sicherheit auch im Zusammenhang mit einem Beitritt mitteleuropäischer Staaten zur Europäischen Union ein wichtiges Thema sein wird. In drei von sechs Ländern aus dem Kreis der ersten Beitrittskandidaten werden Kernkraftwerke betrieben, darunter acht Anlagen sowjetischer Bauart (in Ungarn und Tschechien). Sehr wichtig ist hier die Entwicklung einer gemeinsamen europäischen Sicherheitspraxis – eine Aufgabe, an der nicht zuletzt die technischen Sicherheitsorganisationen aus West- und Osteuropa gemeinsam arbeiten müssen.

Der asiatisch-pazifische Raum

Das Problem der ungünstigen Perspektive der Kernenergie besteht im asiatisch-pazifischen Raum derzeit nicht. Hier wird die Kernenergienutzung in mehreren Ländern weiter ausgebaut. Dies gilt insbesondere für Japan, Südkorea und – in geringerem Umfang – auch für China und Indien. Der Kernenergieausbau erfolgt allerdings sehr kostenbewußt. Vorwiegend kommen Anlagen mit traditionell konstruierten Leichtwasserreaktoren zum Einsatz, teilweise werden Eigenentwicklungen verfolgt. Problematisch ist, daß einige Schwellenländer sehr eigenständig agieren und möglicherweise das Wissen und die umfangreichen

Erfahrungen der westlichen Industriestaaten nicht voll nutzen. Dazu kommt, daß die jüngsten Wirtschaftsprobleme in dieser Weltregion die Balance zwischen Wirtschaftlichkeit und Sicherheitsaufwand zu Ungunsten der Sicherheit verschieben könnten. Sehr wichtig ist daher, daß kern-technisch avancierte Länder hier mit Fachkompetenz sowie mit attraktiven Reaktor-konzepten überzeugen, die verbesserte Sicherheitseigenschaften mit günstigen Anlagen- und Betriebskosten verbinden.

Technische Entwicklungen der betrieblichen Sicherheit

Da sich der Bestand der weltweit betriebenen Kernkraftwerke nur durch den Zubau in Ostasien und damit relativ langsam verändert, nimmt die mittlere Betriebsdauer der Anlagen Jahr um Jahr zu. Die Aufgabe, die für den sicheren Betrieb eines Kernkraftwerks unerläßlichen Sicherheitsmargen während langer Betriebszeiten zu erhalten, wird damit weltweit immer wichtiger. In vielen Ländern werden solche Fragen unter dem Thema „Alterung“ diskutiert. In den USA, in denen besonders viele ältere Anlagen betrieben werden, werden dazu bereits seit Anfang der achtziger Jahre umfangreiche Forschungsprogramme durchgeführt. Auch für die kommenden Jahre wird dieses Thema dort als wichtiger Schwerpunkt gesehen.

Inzwischen wurden in mehreren Ländern Alterungsmanagementprogramme ins Leben gerufen, um die Instandhaltungs- und Diagnosepraktiken systematisch zu überprüfen sowie um eventuelle Lücken aufzudecken und zu beseitigen. In Deutschland hatten Alterungsfragen wegen intensiver präventiver Instandhaltung und vergleichsweise umfassender Nachrüstungen zwar bisher nur geringe Bedeutung, in Zukunft dürfte das Thema aber auch in unserem Land größere Aufmerksamkeit erhalten. Ein wesentlicher Grund ist, daß Notwendigkeit und Kosteneffizienz präventiver Maßnahmen zunehmend auf den Prüfstand gestellt werden dürften, wenn die Industrie in einer deregulierten Stromwirtschaft stärker auf eine Reduzierung der Betriebskosten achten muß. Die Neu- und Weiterentwicklung von Methoden zur Beurteilung von Alterungsfragen dürfte daher künftig auch in Deutschland zu einem wichtigen Thema der Reaktorsicherheit werden.

Mit zunehmendem Alter der Kraftwerksparks wird es auch immer wichtiger, sich mit der Berücksichtigung des technischen Fortschritts in älteren Anlagen auseinanderzusetzen. Ein aktuelles Beispiel ist der Einsatz von Informationstechnologien. Weltweit ist hier der Trend zu erkennen, Kernkraftwerke von der bisher eingesetzten Analog- auf Digitaltechnik umzurüsten. Ausgelöst wird diese Entwicklung durch einen generellen Technologiewechsel, der dazu führt, daß sich ein Ende der Lieferbarkeit der bisher eingesetzten Analogsysteme und entsprechender Ersatzteile abzeichnet und daß hierfür in naher Zukunft kein einschlägig ausgebildetes Personal mehr zur Verfügung stehen wird. Wenn solche Umstände den Austausch leittechnischer Komponenten in einem Kernkraftwerk nahelegen, werden heute teilweise sehr weitgehende Lösungen verfolgt, die bis zu einer Kompletterneuerung der Warte gehen können.

Es besteht kein Zweifel, daß die systematische Nutzung der Möglichkeiten moderner Informationstechnologie in Kernkraftwerken viele Vorteile bieten kann. Sie eröffnet aber auch neuartige Fehlermöglichkeiten. Den mit der Einführung digitaler Leittechnik verbundenen Sicherheitsfragen wird daher weltweit große Aufmerksamkeit gewidmet. Dabei hat man erkannt, daß die Qualifikation des Personals eine Schlüsselrolle spielt und daß das traditionell in der Kerntechnik beschäftigte Personal vielfach zu geringe Kenntnisse hat. Daraus hat z. B. die USNRC in den letzten Jahren die Konsequenz gezogen, ihre Mitarbeiter systematisch auf diesen Gebieten aus- und fortzubilden.

Ein weiteres Thema, das heute international zunehmend Beachtung findet, ist der Trend zu einer besseren Brennstoffausnutzung, insbesondere durch Erhöhung der Anreicherung und des Endabbrands von Kernbrennstoff. Diese Entwicklungen sind weltweit zu beobachten, und sie haben erheblichen Einfluß auf wichtige Sicherheitsparameter. Die bisher durchgeführten Experimente haben bei höheren Abbränden Phänomene gezeigt, die noch nicht voll verstanden sind. International besteht daher weitgehend Konsens, daß eingehende weitere Untersuchungen erforderlich sind. Unter anderem sollen in Frankreich entsprechende Experimente durch-

geführt werden, bei denen auch eine deutsche Beteiligung vorgesehen ist. Japan engagiert sich ebenfalls mit eigenen Experimenten, während die USA Ergebnisse früherer Experimente zur Verfügung stellen und sich an der Auswertung der französischen und japanischen Tests beteiligen.

Erhöhte Sicherheitsanforderungen bei zunehmendem Kostendruck legen eine Verfeinerung der Bewertungsverfahren nahe, um Notwendigkeit und Kosteneffizienz von Maßnahmen besser beurteilen zu können. Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) spielen in diesem Zusammenhang – im Ausland bisher noch stärker als in Deutschland – eine immer größere Rolle. Besonders die USA haben die Nutzung solcher Untersuchungen vorangetrieben. Inzwischen wurden für alle der über 100 amerikanischen Kernkraftwerke probabilistische Sicherheitsanalysen durchgeführt, und auch in vielen anderen Ländern werden inzwischen regelmäßig anlagen-spezifische probabilistische Sicherheitsanalysen gemacht. Immer häufiger sind dies „Level-2-Analysen“, welche auch die Ermittlung der Wahrscheinlichkeit bestimmter radioaktiver Freisetzungen bei einem Unfall einschließen.

Die Methoden der PSA gelten, soweit es sich um „Level-1-Analysen“ (also um die Ermittlung der Kernschmelzhäufigkeit) handelt, als weitgehend ausgereift. Die Notwendigkeit von Weiterentwicklungen konzentriert sich auf bestimmte Bereiche, wie z. B. die Berücksichtigung gewisser Arten menschlichen Verhaltens, von Ausfällen gemeinsamer Ursache sowie von übergreifenden Einwirkungen wie Feuer oder Erdbeben. An diesen Fragen wird in vielen Ländern intensiv gearbeitet, und es kommt dabei auch verstärkt zu internationalen Kooperationen. Ein weiterer Arbeitsschwerpunkt ist die Methodik der Level-2-Analysen. Die bisherigen Ergebnisse solcher Untersuchungen greifen in erheblichem Umfang auf Expertenschätzungen zurück und sind daher durch einen hohen Grad an Subjektivität gekennzeichnet. Methodischen Weiterentwicklungen mit verbesserter Aussagesicherheit kommt daher große Bedeutung zu.

Sicherheitskultur

Heute wird generell anerkannt, daß Sicherheitskultur – unabhängig von Typ und tech-

nischer Auslegung der Kernkraftwerke – eine der ganz wesentlichen Grundlagen von Reaktorsicherheit ist. Nachdem die möglichen Folgen schwerwiegender Defizite in der Sicherheitskultur vor allem durch den Tschernobyl-Unfall weltweit Aufmerksamkeit fanden, wurde das Thema allerdings in der Vergangenheit vorwiegend im Zusammenhang mit Sicherheitsproblemen in Mittel- und Osteuropa diskutiert.

In den letzten Jahren ist die Frage von Defiziten der Sicherheitskultur nun auch mehrfach im Zusammenhang mit Kernkraftwerken in westlichen Industriestaaten angesprochen worden. Es kam hier wiederholt zu Vorfällen, die auf Schwächen im Anlagenmanagement hinwiesen. Das Ausmaß dieser Defizite steht zwar in keinem Verhältnis zu den in Osteuropa bekanntgewordenen Problemen. Dennoch ist es wegen der Bedeutung dieses Themas wichtig, sich bereits mit ersten Anzeichen von Problemen ernsthaft auseinanderzusetzen. Dies gilt auch für Deutschland, wo es im Rahmen des „ausstiegsorientierten Gesetzesvollzugs“ in

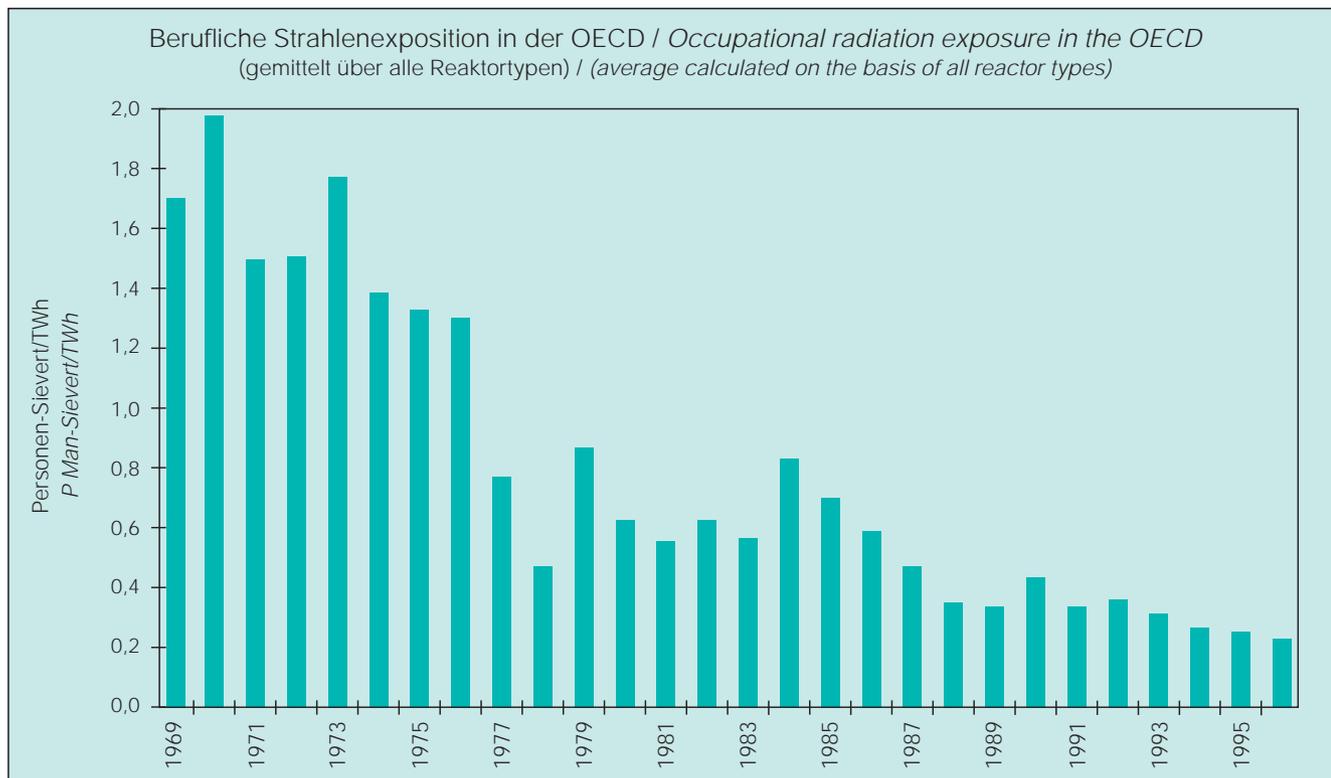
einigen Bundesländern zu bedenklichen Entwicklungen kam, die letztlich Defizite von Sicherheitskultur darstellen. Darauf hat die deutsche Reaktor-Sicherheitskommission 1997 in einer Denkschrift hingewiesen. So ist es ein Defizit von Sicherheitskultur der Aufsichtsbehörde, wenn Anlagenverbesserungen dadurch verzögert oder sogar verhindert werden, daß der Nachweis- und Prüfumfang auch bei eindeutig sicherheitsgerichteten anlagentechnischen Änderungen ständig erhöht wird. Defizite der Sicherheitskultur auf seiten deutscher Kernkraftwerksbetreiber sind im Zusammenhang mit den im April 1998 bekanntgewordenen gehäuften Kontaminationen bei Transporten oder auch in den Umständen des im Juni 1998 aufgetretenen Zwischenfalls im Kernkraftwerk Unterweser zu sehen.

Die Weiterentwicklung der Reaktortechnik

Die Stagnation der Kernenergienutzung hat in den letzten Jahren zu einer internationalen Konzentration der Reaktorhersteller geführt. Die verbliebenen Unter-

nehmen haben eine Reihe von Weiterentwicklung der Reaktortechnik verfolgt, um sich die Möglichkeit zu erhalten, auch künftig Kernkraftwerke liefern zu können. Dies könnte in etwa einem Jahrzehnt wieder größere Bedeutung erhalten. Etwa ab dem Jahr 2010 wird nämlich der Großteil der heute weltweit betriebenen Kernkraftwerke sukzessive das Ende der vorgesehenen technischen Lebensdauer erreichen. Wenn Kernenergie dann – sei es aus Gründen des Klimaschutzes oder der Versorgungssicherheit – im Energiemix gehalten werden soll, müßte auch in den Industriestaaten wieder eine erhebliche Zahl neuer Kernkraftwerke gebaut werden.

Im Grundsatz beinhalten alle diese Entwicklungsprojekte das Ziel, die Sicherheitseigenschaften der Reaktoren so zu verbessern, daß schwere Unfälle mit gravierenden Folgen außerhalb der Anlage noch zuverlässiger ausgeschlossen sind als dies bei heutigen Reaktoren der Fall ist. Nach wie vor werden dabei verschiedene technische Varianten verfolgt, auch sehr neuartige, wie beispielsweise



Verbesserungen der Auslegung neuer Anlagen sowie die Optimierung betrieblicher Vorgänge und des Strahlenschutzes haben die spezifischen beruflichen Strahlenexpositionen seit vielen Jahren weltweit immer weiter zurückgehen lassen

Improvements in the design of new plants as well as an optimisation of operational processes and radiation protection have resulted in the fact that specific occupational radiation exposure rates have been decreasing steadily world-wide

das russische Projekt eines bleigekühlten Reaktors. Insgesamt war allerdings in den letzten Jahren eine Tendenz zu evolutionären Weiterentwicklungen der Leichtwassertechnologie zu erkennen, wobei Unterschiede vor allem in Art und Umfang der Nutzung passiver Einrichtungen bestehen.

Diese Tendenz zur evolutionären Weiterentwicklung dürfte nicht zuletzt mit dem durch Liberalisierung und Deregulierung bedingten wachsenden Kostendruck auf die Stromerzeugung zusammenhängen. Sie entspricht auch den eingangs angestellten Überlegungen zum Umfang bisheriger Betriebserfahrungen für die verschiedenen Reaktortypen. Der inzwischen für Leichtwasserreaktoren vorliegende große Erfahrungsschatz stellt ein sehr wertvolles Kapital dar. Es wäre sicherheitstechnisch unklug und letztlich wohl auch nicht akzeptanzfördernd, dieses Kapital nicht so weit wie möglich zu nutzen.

Ebenfalls zu berücksichtigen ist, daß die Entwicklung neuer Reaktoren nicht nur der Fertigstellung neuer Produkte dient. Sie ist auch ein besonders wirksames Mittel, Fachkompetenz zu erhalten. Dies betrifft nicht nur den Hersteller selbst, sondern die Betreiber, Sicherheitsbehörden, Forschungseinrichtungen und Gutachter. Damit ist auch ein Zusammenhang mit dem Betrieb der bestehenden Kernkraftwerke gegeben. Eine Aufgabe aller Reaktorentwicklungsprojekte, die ja zwangsläufig auf Bereiche wie Forschung und Sachverständigenwesen ausstrahlt, würde in den betroffenen Ländern zu einer massiven Schwächung der technologischen Kompetenz führen. Negative Folgen für die Sicherheit der bestehenden Anlagen wären vorprogrammiert.

Deutsch-französische Zusammenarbeit

Der Konzentrationsprozeß in der kerntechnischen Industrie hat die Bedeutung von internationalen Kooperationen wesentlich gesteigert. Liberalisierung und Deregulierung der Strommärkte dürften diese Tendenz künftig noch verstärken. Nationale Alleingänge in der technischen Entwicklung sind immer weniger sinnvoll, und auch die Anstrengungen zum Erhalt von Fachkompetenz werden sich immer stärker international ausrichten müssen.

Für den Bereich der Europäischen Union ist dabei die Zusammenarbeit der beiden Hauptkompetenzträger Frankreich und Deutschland von besonderer Bedeutung. Diese Zusammenarbeit hat sich über viele Jahre sehr positiv entwickelt. Heute erstreckt sie sich auf praktisch alle für kerntechnische Kompetenz und Sicherheit maßgeblichen Organisationen.

Ein Schlüsselprojekt ist die gemeinsame Entwicklung eines europäischen Druckwasserreaktors (EPR). Gerade die Zusammenarbeit in der Reaktorsicherheit hat von diesem Projekt sehr profitiert. So arbeiten Sicherheitsbehörden, Sachverständigenorganisationen und Forschungseinrichtungen der beiden Länder parallel zur Entwicklung und Auslegung durch die Industrie seit vielen Jahren gemeinsam an deutsch-französischen Sicherheitsanforderungen an solche künftigen Anlagen. Diese gemeinsame Tätigkeit hat auch zu einem immer besseren gemeinsamen Verständnis wesentlicher Sicherheitsfragen geführt.

Auch der internationale Einfluß europäischer Sicherheitskonzepte hängt in hohem Maße an dem EPR-Projekt. Mit dem EPR könnte weltweit erstmals ein großes Kernkraftwerk zur Verfügung stehen, das gegenüber anderen Stromerzeugungstechnologien wettbewerbsfähig ist und gleichzeitig der neuen Sicherheitsanforderung gerecht wird, daß selbst bei einem schweren Unfall mit Kernschmelzen keine gravierenden Folgen außerhalb der Anlage auftreten dürfen. Das Projekt hat damit durchaus Chancen, auch in Ländern akzeptiert zu werden, die heute aus Kostengründen auf traditionelle Leichtwasserreaktoren setzen.

Parallel zur Entwicklung des EPR hat sich die deutsch-französische Kooperation in der Reaktorsicherheit in den letzten Jahren auf immer weitere Bereiche ausgedehnt. Großen Anteil daran hat die enge Partnerschaft von GRS mit dem französischen Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN). Neben der Vorbereitung deutsch-französischer Sicherheitsanforderungen an künftige Kernkraftwerke hat sich die Zusammenarbeit der beiden Organisationen über gemeinsame Projekte zur Verbesserung der Reaktorsicherheit in Osteuropa bis hin zu einer arbeitsteiligen

Bearbeitung von Forschungs- und Entwicklungsaufgaben entwickelt.

Für die Zukunft haben GRS und IPSN vereinbart, diese Partnerschaft noch zu verstärken. Dies beinhaltet gemeinsame Strukturen, um die Strategien der beiden Organisationen in allen für ihre Tätigkeit relevanten Bereichen weiterzuentwickeln und zu harmonisieren. Ziel ist, GRS und IPSN Schritt für Schritt zu einem deutsch-französischen Kompetenzzentrum für nukleare Sicherheit weiterzuentwickeln. In allen wesentlichen Fragen der Reaktorsicherheit und der Entsorgung soll ein gemeinsames Verständnis erreicht werden. Dies könnte Grundlage für eine Vereinheitlichung deutscher und französischer Positionen und Schrittmacher für die Entwicklung einer europäischen Sicherheitspraxis sein.

Längerfristige Perspektiven der Kernenergie

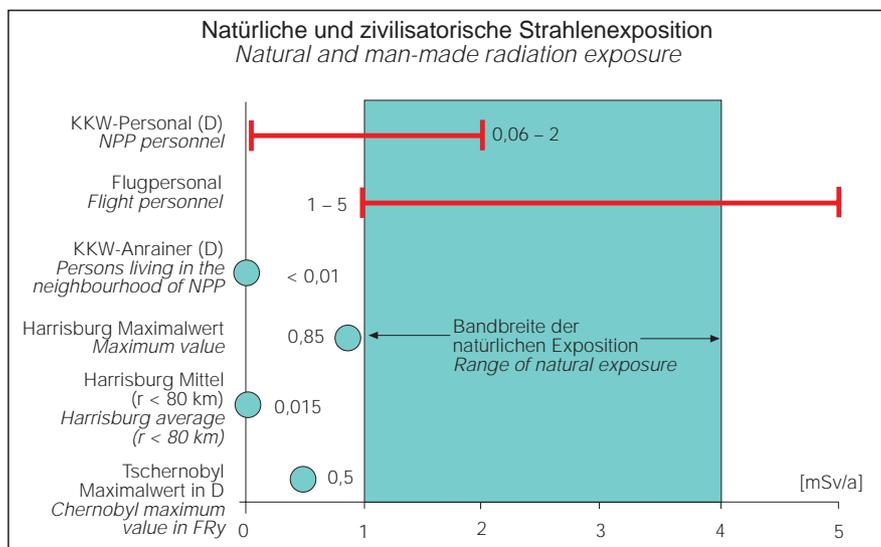
Die Antworten auf eine Reihe wichtiger Fragen der Reaktorsicherheit hängen zumindest teilweise davon ab, wie die Entwicklung der weltweiten Bedeutung der Kernenergie auf längere Sicht eingeschätzt wird. In diese Beurteilung gehen viele Faktoren ein, von denen einige zudem schwer zu bewerten sind. Die Diskussionen dazu sind häufig kontrovers und teilweise auch oberflächlich geführt worden, und ein schlüssiges Ergebnis steht aus. Allerdings wird international zunehmend anerkannt, daß die großen Herausforderungen, vor denen die Kernenergie heute steht, ein sorgfältiges Überdenken ihrer künftigen Rolle erfordern. Neben den energiewirtschaftlichen Aspekten und den Gesichtspunkten der Reaktorsicherheit sind dafür vor allem die Anforderungen im Klimaschutz und die Beurteilung der Endlagerung radioaktiver Abfälle von Bedeutung.

In der Frage des Klimaschutzes hat die dritte Vertragsstaatenkonferenz der Klimarahmenkonvention der Vereinten Nationen Ende 1997 in Kyoto wichtige Akzente gesetzt. Erstmals sind verbindlich Reduktionsziele für die Emission von Treibhausgasen beschlossen worden. In den Jahren 2008 bis 2012 sollen diese weltweit um 5,2%, in Europa sogar um 8% unter das Niveau von 1990 gesenkt werden. Diese Ziele sind anspruchsvoll, und es wird

zunehmend anerkannt, daß sie mit einem größeren Rückgang der Kernenergienutzung nicht zu vereinbaren sind. In einigen Ländern haben die Ergebnisse von Kyoto sogar zu Ansätzen für eine Neubewertung der Kernenergie geführt.

strategien und Bewertungsmaßstäbe nützlich.

Die Erfolgchancen einer Verständigung zur künftigen Rolle der Kernenergie dürften auch davon abhängen, ob die



Je nach Höhenlage des Wohnortes, geologischer Beschaffenheit des Untergrundes sowie den individuellen Wohn-, Lebens- und Ernährungsgewohnheiten liegt die natürliche Strahlenexposition zwischen 1 und 4 mSv/a. Gemessen an dieser natürlichen Exposition und ihrer Variation sind die zusätzlichen Strahlenexpositionen, denen Menschen infolge der Kernenergienutzung ausgesetzt sind, sehr gering.

Depending on the geographical situation of the home, the geological conditions of the soil and individual lifestyle, as well as living and eating habits, the natural radiation exposure lies between 1 and 4 mSv/a. Compared to this natural exposure and its variants, the additional radiation exposure of humans caused by the use of nuclear power is very low.

Das Thema Endlagerung radioaktiver Abfälle spielt insofern eine herausragende Rolle, als es immer wieder als endgültiges Argument gegen die Kernenergie ins Feld geführt wird. Erschwerend für eine sachliche Diskussion wirken sich dabei der große Ermessensspielraum bei der Beurteilung von weit in der Zukunft liegenden Risiken sowie die internationalen Unterschiede von Entsorgungskonzepten und Beurteilungsmaßstäben aus. Solche Unterschiede sind dem Fachmann zwar meist einsichtig. Dem Fachfremden bleiben sie jedoch schwer verständlich, und er interpretiert sie eher im Sinne der Schwierigkeit der Entsorgungsfrage. Ungeachtet der bestehenden und auch notwendigen nationalen Verantwortung für die Entsorgung wären daher Schritte zu einer breiten internationalen Verständigung über Entsorgungs-

Diskussion auf der Grundlage breit anerkannter aber auch ausreichend präziser Prinzipien erfolgt. Der Rat der OECD hat dafür vor einiger Zeit das Leitbild einer nachhaltigen Entwicklung vorgeschlagen. In seiner allgemeinen Form – die Ansprüche der heutigen Generation zu befriedigen, ohne die Möglichkeiten zukünftiger Generationen unzulässig einzuschränken – findet dieses Leitbild breite Zustimmung. Es bleibt jedoch die Aufgabe, diesen allgemeinen Gedanken für das Feld der Energieversorgung widerspruchsfrei und im Konsens zu präzisieren. Wachstum der Weltbevölkerung, Wohlstandsentwicklung, Versorgungssicherheit und wirtschaftliche Auswirkungen sind hier ebenso zu bedenken wie Unfallrisiken, Emissionen, Abfallaufkommen und Entsorgung, Stoffumsätze und Ressourcenverbrauch sowie die Entwicklungspotentiale der verschiedenen Energietechnologie.

International Developments in the Field of Nuclear Safety

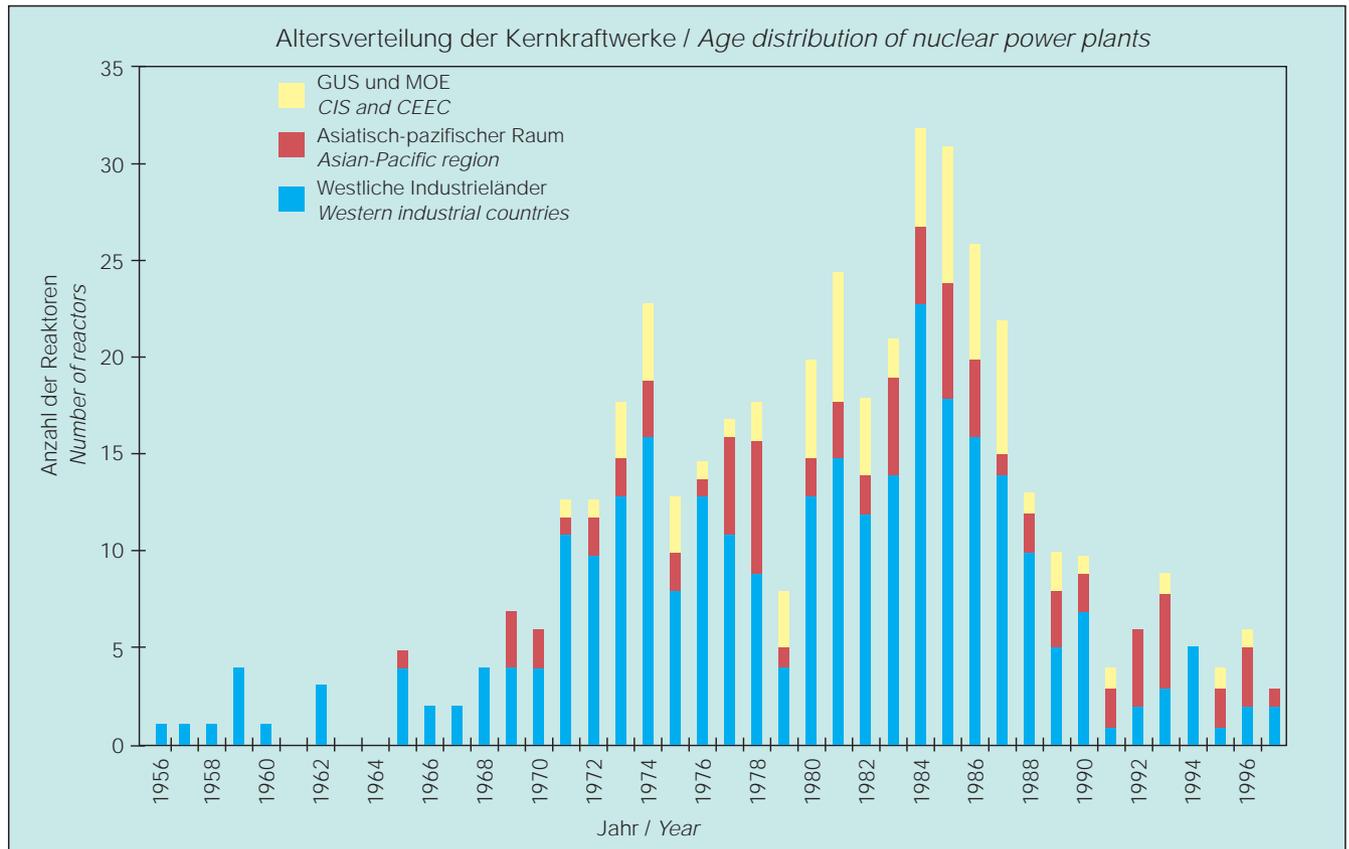
To achieve technical safety, many efforts have to be undertaken in a number of areas. Nuclear safety, for example, not only depends on the technical design of the nuclear power plants alone but also on the way other areas, like quality assurance and operational management, are structured. In all areas it is always possible to achieve improvements through conceptual development, research, and a steady process of learning from experience.

Such a dynamic development of nuclear safety is an international task. Many partners are putting much work into it, and its solution can be sustainably promoted by effective international co-operation. The international exchange of experience can trigger positive actions in one's own country and help avoid developments in the wrong direction; international research co-operation enables a more efficient use of resources, and operating experience gained abroad can be used to widen the national data base.

What is the international position of nuclear safety today?

The question of where this dynamic process of nuclear safety stands today on an international level can be answered more and more objectively and accurately owing to the growing operating experience. It is now almost 40 years since the first nuclear power plants went into operation. By the end of last year, the IAEA reported 437 nuclear power plants operating worldwide. These share amongst them an accumulated operating life of about 8600 plant operation years, and every year operating experience of more than 400 plant operation years is added. The results of safety analyses can therefore increasingly be much better appraised on the facts of plant operation.

This applies above all to Western pressurised and boiling water reactors – the technologies presently used in Germany – which make up about two thirds of all 8600 plant operation years. As regards nuclear power plants of these types, overall operating experience therefore allows much



Die „Alterspyramide“ der Kernkraftwerke zeigt, daß die meisten Anlagen in den 70er und 80er Jahren fertiggestellt wurden. Heute werden neue Anlagen nur noch in wesentlich geringerem Umfang und hauptsächlich im asiatisch-pazifischen Raum gebaut. Mit einem größeren Ersatzbedarf ist erst im übernächsten Jahrzehnt zu rechnen. Bis dahin dürfte sich die „Alterspyramide“ Jahr für Jahr in Richtung längerer Betriebszeiten verschieben.

The "age pyramid" of the nuclear power plants shows that most of them were completed during the 70s and 80s. Today, far fewer new plants are being built, and these are located mainly in the Asian and Pacific region. A real need for replacement is only expected for the decade after next. Until then, the "age pyramid" is likely to shift from year to year towards longer operating times.

more reliable conclusions to be drawn with regard to safety than is the case with other reactor types. Looking at this world-wide total, there has only been one single severe nuclear accident in a Western light water reactor. This accident occurred at Harrisburg in the United States in 1979. At the time, a considerable proportion of the reactor core melted, but owing to large safety margins there was no damage outside the nuclear power plant.

In the meantime, almost two decades have gone by since this accident. This period has been marked by great efforts on the part of the industrialised nations to enhance nuclear safety and radiation protection. These efforts have resulted in visible improvements of safety indicators and in considerable reductions of radiation exposure from the operation of nuclear power plants. The annual evaluations systematically performed in the US for all (more than one

hundred) nuclear power plants of the risks associated with events that have actually occurred – so-called precursor analyses (see chapter 4) – show that the probability of a severe core meltdown accident in these plants today lies about two orders of magnitude lower than that of the time before the Harrisburg accident. The annual dose of radiation caused by the accident-free operation of nuclear power plants with light water reactors today is far lower, even in close proximity to the plants, than the additional radiation doses to which we are subjected in our daily lives through changes in natural background radiation, e.g. as a result of moving a home or a long flight on a plane. If we take into account that by now about 95% of the accumulated operating time of Western light water reactors has to be attributed to the time after the Harrisburg accident, then these facts gain even more weight.

If one undertakes similar considerations with regard to reactors of Soviet design, the result is a clearly different picture. These plants only contribute about 13% of the world-wide accumulated operating time of nuclear power plants, two thirds of which are from Soviet pressurized water reactors (VVER) and only one third from plants of the RBMK type made infamous by the Chernobyl accident. These comparatively short operating times are quite remarkable in view of the safety deficiencies that came to light following the Chernobyl accident. They show that even if the safety status of East-European nuclear power plants is considerably improved, it will still take many years before it will be possible to make similarly reliable statements with regard to these plants as can be done today for Western light water reactors.

Challenges

This illustrates the fact that the issue of nuclear safety in Central and Eastern Europe is still highly important. Even though many things have improved – also due to Western assistance and co-operation – there still are visible deficiencies, and the enhancement of nuclear safety will remain a major challenge at least for some countries in the years to come.

But also outside Eastern Europe, the safe use of nuclear power is faced today with new challenges:

- At least regarding Western industrialised nations, the future prospects of nuclear power are unfavourable. There are presently no new nuclear power plants planned. Compared with gas-fired GuD™ combined-cycle power plants and considering the very low price of natural gas, new nuclear power plants are only competitive if they come in the form of very large power units.
- The transition to a liberalised and deregulated power supply also has considerable consequences for the use of nuclear power. Safety is affected by this in different ways. Firstly, there is much pressure on the operating costs of nuclear power plants and subsequently a possibility of negative effects on operational safety measures. Secondly, any long-term procedure, which is one of the most fundamental prerequisites for the safe use of nuclear power, will increasingly encounter difficulties under the conditions of deregulation.
- Added to this is the circumstance that public acceptance of nuclear energy in a number of countries remains at a low level. A sudden change for the better of this situation cannot be expected, especially as there has not yet been any demonstration of how high-active waste is going to be disposed of ultimately.

Parallel to the deterioration in the conditions concerning the use of nuclear energy, the demands upon the safety of nuclear facilities have increased. In the meantime they have practically resulted in the fact that nuclear power plants are being

operated world-wide without any accidents. One of the major tasks of the coming years is likely to be the continued fulfilment of the increased safety requirements in spite of the loss of interest in this technology that is caused by the unfavourable prospects for nuclear power.

Three regions of the world with different perspectives

The challenges mentioned depend largely on global developments. However, there are considerable differences between different regions of the world as regards the scope and the effects. This becomes particularly obvious if one compares Western industrialised nations, Eastern Europe, and the Asian and Pacific region.

Western industrialised nations

It is mainly the Western industrialised nations that have built up over the last 4-5 decades the know-how in nuclear engineering that is now internationally available. This base of knowledge and infrastructure, which forms a fundamental basis of nuclear safety, is now seriously at risk because of the particularly unfavourable perspectives of nuclear power in these countries. An essential problem in this connection is the change of generations among experts because the lack of perspectives is keeping young qualified people from becoming interested in nuclear engineering. In some countries, among them Germany, the situation is even worse due to a general lack of young qualified engineers. Securing know-how in nuclear engineering is therefore an urgent priority in many of these countries and is also closely linked to the safety of the nuclear power plants operated there.

Central and Eastern Europe and the Newly Independent States

At the beginning of the 90s, very different developments could be observed in Eastern Europe. In a few countries, good progress was made concerning nuclear safety. In other countries there still exist major problems, also concerning the resources available for nuclear safety. Many of the necessary improvements will also in the future continue to depend on assistance from and co-operation with the West.

It also has to be stated that except in the case of Chernobyl it has so far nowhere been possible to shut down any reactors that are problematic from a safety-related point of view. In Armenia, one plant that had already been decommissioned was even restarted owing to the particularly precarious energy situation. It has to be noted in this connection, however, that especially in the case of some older nuclear power plants many safety improvements have been implemented in recent years. Thus the safety status may differ strongly even among plants of the same type, especially if the influence of operational management is taken into account. A sweeping statement based on plant type and age, therefore, makes little sense.

Under the present conditions it has to be expected that nuclear safety will go on being an important issue, also in connection with the accession of Central European countries to the European Union. Three out of six countries of the group of the first candidates for accession operate nuclear power plants, among which are eight plants of Soviet design (in Hungary and the Czech Republic). Here, the development of a common European safety practice is very important. This is a task which also requires the co-operation of technical safety organisations from Western and Eastern Europe.

The Asian and Pacific region

At present, the problem of unfavourable perspectives for nuclear energy does not exist in the Asian and Pacific Region. Here, the use of nuclear power is being expanded in several countries. This applies in particular to Japan, South Korea and – to a lesser extent – also to China and India. However, this expansion of the nuclear energy sector takes place with a close eye being kept on its costs. Primarily, plants with traditional light water reactor designs are used, and some own developments are pursued. The problem is that some of the fast-growing nations act very much autonomously and possibly may not use the knowledge and comprehensive experience of the Western industrialised nations to the full. In addition, the recent economic problems in this region of the world may cause a shift in the balance between economy and safety investments at the expense of safety. It is therefore very

important that advanced nuclear countries be convincing through technical competence and with attractive reactor concepts which combine improved safety features with low construction and operation costs.

Technical developments in the area of operational safety

As the number of nuclear power plants operated world-wide only increases by the new plants being built in Eastern Asia, and thus is growing relatively slowly, average plant operation time increases yearly. The task of maintaining the safety margins that are indispensable for the safe operation of nuclear power plants during long operating periods therefore gains more and more importance all over the world. In many countries, these issues are dealt with under the topic of "ageing". In the USA, where a particularly large number of older plants are in operation, extensive research has already been carried out in this respect since the early 80s. Here, this topic continues to be considered a major item for the future.

In the meantime, ageing management programmes have been initiated in several countries in order to check systematically maintenance and diagnostic practices and to uncover and eliminate any possible gaps. In Germany, issues of ageing only played a subordinate role due to intensive preventive maintenance and comparatively comprehensive backfits. However, in the future this issue is likely to attract more attention in our country, too. One essential reason for this is the fact that the need for preventive measures and their cost efficiency is likely to be more and more critically weighed, against each other, when the industry will have to take a closer look at the reduction of operating costs in connection with a deregulated energy sector. The new development and sophistication of methods for the assessment of ageing issues is therefore also likely to become an important aspect of nuclear safety in Germany.

With the increasing age of the fleet of power plants it is becoming increasingly important that the state of the art also be considered for application in older plants. One current example is the use of information technology systems. There is a

world-wide trend to upgrade nuclear power plants to digital technology from the hard-wire analogue technology used so far. This development triggers a general technological change, which means that the end is in sight to the availability of the analogue systems used so far as well as of corresponding spare parts and that in the near future there will no longer be adequately qualified personnel in this field. If circumstances like these make a replacement of instrumentation & control systems in a nuclear power plant seem advisable, the solutions that are followed today are sometimes very far-reaching, even comprising a complete renewal of the control room.

There is no doubt that the systematic use of the possibilities of modern IT systems in nuclear power plants can have many advantages. On the other hand, it also opens up new possibilities for error. Much attention is therefore paid world-wide to the safety issues connected with the introduction of digital instrumentation & control systems. In this context it soon becomes obvious that the qualification of the personnel plays a key role and that the knowledge of the personnel usually employed in the nuclear sector so far is often inadequate. Based on this insight, the USNRC for example has reacted during recent years by providing training and further qualification in this field for its staff.

A further issue nowadays being paid increasing international attention is the trend towards a more efficient use of nuclear fuel, especially by increasing the enrichment and burn-up rates of the fuel. These developments can be observed all over the world and have a considerable influence on essential safety parameters. The experiments carried out so far have revealed phenomena in connection with increased burn-up rates that are not yet fully understood. Hence, there largely exists international consensus that further, more detailed investigations are necessary. Among other things, corresponding experiments with planned German participation are to be carried out in France. Japan is also involved, carrying out its own experiments, while the USA is providing the results of earlier experiments while taking part in the evaluation of the French and Japanese tests.

Higher safety requirements with an increasing pressure on costs make a refinement of assessment methods appear advisable in order to be better able to judge the need for the measures and their cost efficiency. Probabilistic Safety Analyses (PSAs) play an increasingly important role in this connection – currently abroad even more so than in Germany. The USA in particular has used such analyses extensively. Probabilistic Safety Analyses have by now been performed for almost all of the more than 100 American nuclear power plants, and other countries now also perform regular plant-specific PSAs. These are more often "Level-2 analyses" which also include a determination of the probability of radioactive releases during an accident.

The PSA methods are considered to be largely mature with regard to "Level-1 analyses" (i.e. determining the core meltdown frequency). The necessary further developments concentrate on certain areas like e.g. the consideration of certain types of human behaviour (HF), common-cause failures, and common-cause initiators such as fires or earthquakes. These issues are being worked on intensively in many countries, increasingly also within the framework of international co-operation. Another focal point of the activities is Level-2 analyses. The results of the analyses in this field draw to large extent upon expert judgement and are therefore marked by a high degree of subjectivity. Much importance is therefore attributed to the further development of methods to achieve better reliability of the assertions made.

Safety culture

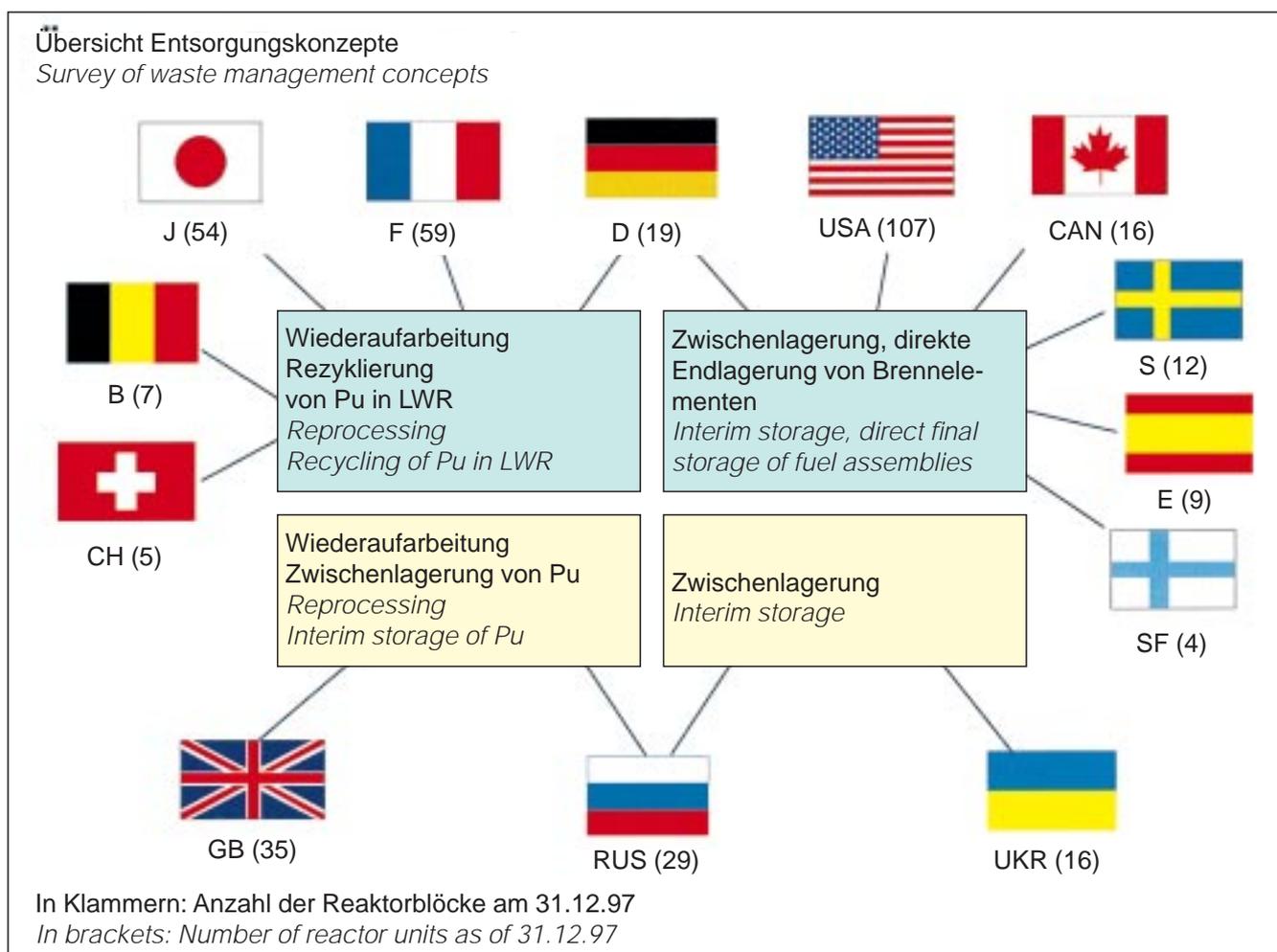
Nowadays it is a generally acknowledged fact that safety culture – independent of the type and technical design of the nuclear power plants – is one of the most essential features of nuclear safety. However, when the possible consequences of serious deficits in safety culture materialised to the world community in the form of the Chernobyl accident, the topic was mainly discussed in connection with the safety problems in Central and Eastern Europe.

In recent years, the question of safety culture deficits has also started to arise more and more often in connection with the nuclear power plants in the Western industrialised nations. There have re-

peatedly been incidents that point to weaknesses on the part of plant management. Although the extent of these deficits by no means compares to the problems that have come to light in Eastern Europe, owing to the relevance of this topic it is still important that any emerging problems should be treated with due seriousness. This also applies to Germany, which in connection, with the "abandonment-oriented execution policy" in several of the

that the extent of required demonstrations and inspections is constantly increased even if these modifications in view of system design are clearly safety-oriented. Safety culture deficits on the part of the German utilities/nuclear power plant operators became known in connection with the contaminated nuclear transports in April 1998 and the event that occurred in the Unterweser nuclear power plant in June 1998.

reactor technology to keep their options to provide nuclear power plants open for the future. In about a decade, this may once again become important. This is so because beginning about the year 2010, a large number of the nuclear power plants that are now being operated world-wide will successively reach the end of their projected technical lifetime. If then – be it for reasons of protecting the climate or of ensuring electricity supplies – nuclear



Weltweit werden verschiedene Konzepte zur Entsorgung des radioaktiven Abfalls verfolgt. Während die meisten Länder sich auf eine bestimmte Strategie festgelegt haben, kommen in Deutschland und Rußland jeweils zwei Verfahren zum Einsatz.

All over the world, different concepts of radioactive waste disposal are followed. While most countries rely on one specific strategy, Germany and Russia are following two options.

federal Länder there resulted disturbing developments that in the end represent safety culture deficits. This has been pointed out by the Reactor Safety Commission in a memorandum in 1997. It is, for example, a safety culture deficit of a regulatory authority if plant improvements are delayed or even prevented by the fact

Further development of reactor technology

During recent years, the stagnation in the use of nuclear power has led to an international concentration of plant vendors. The companies that have remained have pursued several different developments of

power is to be kept as part of the energy mix, a considerable number of new nuclear power plants will also have to be built in the industrialised nations.

On principle, all these development projects include the objective of improving the safety features of the reactors to such an

extent that severe accidents with serious consequences outside the plant can be excluded even more reliably than is the case with many of the present reactors. Now as before, various technical variants are being pursued in this context, also including very new ones, like e.g. the Russian project of a lead-cooled reactor. In all, there has been a tendency in recent years towards evolutionary developments of light water technology, with differences mainly in the kind and scope of the use of passive systems.

This tendency towards evolutionary developments is in the end likely to be connected with the growing cost pressure exerted on electricity generation through liberalisation and deregulation. It is also in line with the considerations made at the beginning of this article concerning the extent of the operating experience accumulated so far with the different reactor types. This accumulated experience with light water reactors represents a very valuable capital asset. From a safety-related point of view it would be unwise and finally also hardly beneficial in view of public acceptance if this capital were not used to the fullest.

It also has to be taken into account that the development of new reactors not only serves for the manufacture of new products. It is also a particularly effective means of maintaining technical competence. This not only involves the plant vendor himself, but also the operators, safety authorities, research institutions and experts, and this is also the link to the operation of the existing nuclear power plants. If all reactor development projects – which inevitably affect areas such as research and expert-institutions – were to be abandoned, this would invite massive weakening of technological competence in the countries concerned, with negative consequences being pre-programmed for the safety of the existing plants.

Franco-German co-operation

The concentration process in the nuclear industry has considerably heightened the importance of international co-operation. Liberalisation and deregulation of the electricity markets are likely to increase this tendency even further in the future. Natio-

nal solo runs in technical development will make less and less sense, and the efforts towards maintaining technical competence will have to be increasingly internationally oriented.

For the area of the European Union, the co-operation between the main competence carriers, France and Germany, is particularly important in this connection. This process has developed in a very positive direction over the last years. Today it includes almost all organisations that are leading in nuclear competence and nuclear safety.

One key project is the joint development of the European Pressurized Water Reactor (EPR). This project has been of particular benefit to nuclear safety co-operation. Parallel to the development and design activities by the industry, safety authorities, expert organisations and research institutions of both countries have e.g. for many years been working together on Franco-German safety requirements for such future plants. These joint activities have also led to an increasingly better common understanding of essential safety issues.

The international influence of European safety concepts also depends strongly on the EPR project. The EPR could represent for the first time world-wide a large nuclear power plant that would be competitive compared to other electricity generation technologies, and would at the same time fulfill the new safety requirements that demand that even in the case of a severe core meltdown accident no grave consequences occur outside the plant. The project therefore stands a good chance of also being accepted in other countries that at present rely on traditional light water technology for economical reasons.

Parallel to the development of the EPR, Franco-German co-operation in nuclear safety has expanded to even wider areas in recent years. This is largely due to the close co-operation between GRS and the French Institut de Protection et de Sécurité Nucléaire (IPSN). Apart from the preparation of Franco-German safety requirements for future nuclear power plants, co-operation between the two organisations has extended from joint projects to improve nuclear safety in Eastern Europe to a division of labour with regard to research and development tasks.

For the future, GRS and IPSN have agreed that this partnership should be enhanced even further. This includes common structures in order to develop and harmonise the strategies of the two organisations in all areas that are relevant for their work. The aim is to turn GRS and IPSN step by step into a Franco-German centre of competence for nuclear safety. A common understanding is to be reached on all essential issues of nuclear safety and waste management. This could be the basis for a standardisation of German and French practices and assume the function of pace-maker for the development of a European safety practice.

Longer-term perspectives of nuclear power

The answers to a number of important questions relating to nuclear safety depend at least partly on how the further development of the world-wide importance of nuclear power is seen in the long run. There are many factors that influence such an assessment, and some of them are difficult to judge. The discussions in this connection have often been controversial and also somewhat superficial, and so far there has been no conclusive result. However, it is being more and more recognised internationally that the big challenges facing nuclear power today require careful rethinking of its future role. Apart from the economical aspects of the energy industry and the aspects of nuclear safety, it is mainly the requirements relating to the protection of the climate and considerations of how radioactive wastes are to be disposed of ultimately that are important in this connection.

As concerns the issue of climatic protection, the third conference of signatories to the framework agreement on climatic protection, hosted by the United Nations in Kyoto at the end of 1997, brought out important features. For the first time, binding targets have been agreed upon to cut greenhouse gas emissions. An overall cut of 5.2% is to be achieved by 2008-12, and the European Union has even committed itself to a cut of 8% from 1990 emission levels. These are ambitious targets, and the fact that they cannot be reached if the use of nuclear power is further reduced is being more and more recognised. In a few countries, the results of the Kyoto con-



OECD-Generalsekretär Donald Johnson (l.) mit seinem neuen Sonderberater für Wissenschaft, Technologie, Umweltbelange und Kernenergie, Prof. A. Birkhofer

OECD Secretary General Donald Johnson (l) with his newly appointed Special Counsellor on Science, Technology, Environmental Issues and Nuclear Energy, Prof. A. Birkhofer

ference have even resulted in new approaches to re-appraise the role of nuclear power.

The issue of the final disposal of radioactive waste plays an important role in so far as it continues to be used as the final argument against nuclear power. An objective discussion in this context is made difficult by the large estimation spectra in connection with the judgement of risks that lie in the very distant future as well as by the differences in international waste management concepts and assessment criteria. Although these differences are often grasped by an expert, a layman will in most cases find them hardly comprehensible, and tends to interpret them rather

in the sense of the difficulties attached to the issue of waste management. Notwithstanding the existing and also necessary national responsibility concerning waste management, it would be altogether useful to take steps towards a broad international discussion of waste management strategies and assessment criteria.

The chances of a consensus succeeding on the future role of nuclear power are also likely to depend on whether the discussion will be based on widely-accepted and sufficiently precise principles. For this purpose, the Council of the OECD proposed some time ago the model of sustainable development. In its general form, this model – satisfying the demands of the

present generation without inadmissibly restricting the possibilities open to future generations – is widely accepted. However, the task remains to render this general idea more precisely for the field of electricity supply in a manner that is consistent and accepted by all. The growing world population, the development of affluent societies, the ensurance of sufficient supplies and economic effects have to be considered in this context in the same way as accident risks, emissions, the amount of wastes and their disposal, the turnover of materials and consumption of resources as well as the potential for development of the different energy technologies.

A. Birkhofer

Ein neues zukunftsträchtiges Arbeitsgebiet der GRS formiert sich

A New Field of Work for GRS with a Potential Future

„Recht und Technik“

Im Geschäftsjahr 1997 und auch schon in den Vorjahren zeichnete sich in der GRS die Entwicklung ab, auch juristische Fragestellungen zu beantworten.

In vielen Geschäftsfeldern der GRS etwa bei

- der Unterstützung der Bundesaufsicht im Bereich Reaktorsicherheit,
- beim Wissenstransfer in MOE-Staaten,
- und bei Vorhaben für die europäische Kommission im Rahmen der Programme Tacis und Phare,

ist zunehmend neben der fachlichen auch eine juristische Bewertung einzelner Sachverhalte gefordert. Ursächlich hierfür sind beispielsweise Rechtsfragen, die in Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren an Bedeutung gewonnen haben und die Situation in den MOE-Staaten oder sonstigen Staaten, die Kernenergie zwar nutzen oder nutzen wollen, ein umfassendes Regelwerk für den Umgang mit der Kerntechnik aber erst noch schaffen müssen oder gerade geschaffen haben. Dabei besteht neben dem Interesse für deutsche Sicherheitsstechnik auch ein großes Interesse an den Grundsätzen des deutschen Atomrechts oder am europäischen Regelwerk, was von vielen Staaten erst teilweise umgesetzt worden ist. Für diese Bereiche ist bei der GRS juristische Kapazität vorhanden, auf die in zunehmendem Maße zurückgegriffen wird und die bei einigen Vorhaben vorausgesetzt wird.

Bei der Unterstützung der Bundesaufsicht im Planfeststellungsverfahren für das Endlager Schacht Konrad stellt die GRS dem Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) bereits seit mehreren Jahren auch juristische Kapazitäten zur Verfügung. Die Zusammenarbeit von juristischen und technischen Sachverständigen hat sich in einem so komplexen Verfahren, wie dem Planfeststellungsverfahren, bestens bewährt. Die mit dem Planfeststellungsverfahren verbundene Konzentrationswirkung, also die Tatsache, daß alle

Entscheidungen etwa vom Baurecht über das Bergrecht bis zum Naturschutz- oder Straßenrecht in einer Entscheidung konzentriert werden, macht es unverzichtbar, daß Juristen und Techniker eng miteinander arbeiten und kommunizieren. Dies ist im Planfeststellungsverfahren in den letzten Jahren sehr erfolgreich gelungen. Insbesondere konnte durch die Einbindung von juristischem Sachverstand eine direkte und effektive Kommunikation auch mit den Rechtsreferaten beim BMU erreicht werden. Das Vorhaben ist zum Ende des Geschäftsjahres 1997 ausgelaufen. Eine Fortführung für drei weitere Jahre ist mittlerweile vertraglich gesichert.

Beim Wissenstransfer in Mittel- und Osteuropa waren im Jahr 1997 mehrfach juristische Beiträge in den einzelnen Vorhaben gefragt. Bei zahlreichen Workshops und Seminaren waren im Bereich der Endlagerung radioaktiver Abfälle oder bei Veranstaltungen zum atomrechtlichen Genehmigungsverfahren häufig auch juristische Beiträge auf der Tagesord-

nung, die regelmäßig auf große Resonanz gestoßen sind.

Die GRS hat bei einigen Ausschreibungen im Geschäftsjahr 1997 nur teilnehmen können, weil man neben dem fachlichen auch juristischen Sachverstand anbieten konnte. Dies war häufig im Bereich des sog. „Regulatory Transfer“ der Fall. So konnten mit großen und bedeutenden Unternehmen wie BDO oder mit Institutionen wie der GTZ entsprechende Angebote bei der europäischen Kommission abgegeben werden. Auch hier hat sich die sinnvolle Kombination von Technik und Recht bewährt und es deutet sich bereits an, daß bei einigen Vorhaben für das Jahr 1998 ein Zuschlag zu erwarten ist.

Im Bereich der Vorhaben für das BMU wurde neben dem bereits erwähnten Anschlußvorhaben „Unterstützung der Bundesaufsicht im Planfeststellungsverfahren Konrad“ das erste rein juristische Vorhaben der GRS geplant. Im Anschluß an das Vorhaben „Sachverständigenkommission zum



v.l.n.r.: Dr. W. Leder, Dr. Tetelmin, stellvertretender Vorsitzender des Komitees für Ökologie in der Staatsduma und Staatssekretär U. Klinkert (BMU) am Rande eines Seminars über Entsorgungsfragen der russischen Duma.

From left to right: Dr. W. Leder, Dr. Tetelmin, Deputy Chairman of the Ecology Committee of the State Duma, and Staatssekretär U. Klinkert (BMU) on the fringe of a seminar conducted by the Russian Duma on waste management issues.

Umweltgesetzbuch" wird die GRS im Jahr 1998 ein Vorhaben für das BMU bearbeiten, in dem unter anderem eine Datenbank zur Rechtsprechung im Atomrecht erstellt werden soll. Denkbar ist für die Zukunft sogar ein komplexes DV-gestütztes Rechtsarchiv, das die GRS für das BMU erstellen und pflegen könnte. In diesem Vorhaben sollen außerdem weitere juristische Fragestellungen für das BMU erarbeitet werden. Unter anderem sollen auch das Sachverständigenwesen und die Anforderungen an Sachverständigengutachten für gerichtliche Entscheidungen oder für Entscheidungen der Exekutive näher betrachtet werden. Auch in diesem Zusammenhang ist es erforderlich, eine stärkere Verzahnung von Technik und Recht zu erreichen, wobei die GRS hier bereits auf dem besten Wege ist.

Für das Jahr 1998 wird eine noch engere Zusammenarbeit mit den Rechtsreferaten beim BMU angestrebt.

Der Bereich Technik und Recht bzw. technisches Recht hat sich in der GRS im Geschäftsjahr 1997 so gut entwickelt, daß für das Jahr 1998 bereits zwei Mannjahre an juristischer Arbeit vertraglich gesichert sind, wobei sich weitere Vorhaben abzeichnen.

"Law and Technology"

In the fiscal year 1997 and in the preceding years as well, the preparation of responses to legal issues also has been emerging as a new field of work for GRS.

In the classical domains of GRS concerning

- assistance to the Federal Supervisor in the field of nuclear safety,
- know-how transfer to the Central- and East-European countries (CEEC),
- projects of the European Commission in the context of the Tacis and Phare programmes,

a legal evaluation of individual subject matter besides the technical is increasingly demanded. The reasons for this are, for example, legal issues which gained importance in the licensing and supervisory procedures and the situation in the CEEC or other countries which actually use or want to use nuclear energy, but which, however, must first develop or have just



Schachtanlage Konrad
Konrad mine

created an extensive regulatory standard for dealing with nuclear technology. Hence, next to an interest in German engineered safeguards, there is much interest in the principles of German Atomic Law or in the European regulations which have in part just been transposed by many countries. The legal capacity in this field which will increasingly be relied upon and in some new projects is an important prerequisite already exists at GRS.

With the lending of support to the Federal Supervisor in the plan approval procedure for the Konrad final repository, GRS has for some years now also made its legal capacity available to the Federal Minister for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU). The combination of technical and legal expertise in such a complex process as the plan approval procedure has indeed proven successful. The concentration effect associated with the plan approval procedure, and hence the fact that all decisions are brought together into one decision (approximately from the building code to mining law and then on to nature conservation law or traffic laws) makes it indispensable that legal experts and other professionals work closely together and communicate. This has succeeded very well in the plan approval procedure in recent years. In particular, a direct and effective communication with the legal departments of BMU could also be reached through the inclusion of juridical subject matter. The project ran till the end of fiscal 1997. Meanwhile, continuation for an additional three years has been assured under contract.

In connection with the know-how transfer to the CEEC in 1997, a number of legal contributions to individual projects were needed. In numerous workshops and seminars in the field of radioactive waste disposal, or with events regarding the nuclear licensing procedure, legal contributions also were often on the agenda and regularly met with favourable response.

GRS was able to participate in several bids in fiscal 1997 because of the fact that juridical expertise could be offered along with the technical. This was often the case in the area of so-called "Regulatory Transfer". Thus, together with large and important companies like BDO or institutions like GTZ, appropriate bids could be submitted to the European Commission. Here, the meaningful combination of technology and law has proven its worth and the indication is that a supplement is to be expected with a few projects in 1998.

In the area of the projects for the BMU, the first purely juridical GRS project apart from the already mentioned follow-on project: "Assisting the Federal Supervisor in the Konrad Plan Approval Procedure" stands immediately before conferment of contract. In connection with the project "Expert-Commission on the Environmental Code" GRS will work on a project for the BMU in 1998 in which among other things a database of jurisdiction in nuclear law is to be set up. Conceivable as well for the future is a compound computer-supported legal archive that GRS could set up and administer on behalf of the BMU. In this project, further legal issues on behalf of the BMU are also to be worked upon. Among others, also the expert-profession and the requirements for authorised experts'-opinions for legal decisions or executive decisions is to be closely looked at. In this connection it is also necessary to reach a stronger mesh between technology and law, with GRS already being well on the way.

For 1998 an even closer teamwork together with the legal departments of BMU will be striven for.

The field of technology and law (i.e. technological law) has developed so well at GRS in fiscal 1997 that two man-years of juridical work have already been assured by contract for 1998 and further projects are indicated.

H. Steinhauer

4 Sicherheit von Kernkraftwerken

The Safety of Nuclear Power Plants

Die GRS beschäftigt sich sowohl mit der Sicherheit der bestehenden als auch zukünftigen Kernkraftwerke. Dabei wird die Sicht der GRS zur Sicherheit der Kernkraftwerke jeweils durch ihre einschlägigen fachlichen Arbeiten bestimmt, wobei hier nur auf diejenigen eingegangen wird, die sich auf die Sicherheit der bestehenden Kernkraftwerke beziehen. Diese Arbeiten betreffen vor allem die Kernkraftwerke in Deutschland und die Anlagen russischer Bauart und umfassen im wesentlichen drei Tätigkeitsbereiche:

- die anlagenübergreifende Auswertung der Betriebserfahrung,
- die Sicherheitsbeurteilungen und
- die Durchführung generischer Untersuchungen zu fach- und anlagenübergreifenden Sachthemen der Sicherheit.

Durch die dazu in 1997 für die bestehenden Kernkraftwerke in Deutschland durchgeführten Arbeiten ergibt sich aus Sicht der GRS folgendes Bild für die Sicherheit dieser Kernkraftwerke.

Auswertung der Betriebserfahrung

Die Grundlage für die Auswertung der Betriebserfahrung bilden die von den KKW gemeldeten Ereignisse und die Erkenntnisse über den Betrieb der KKW, die sich die GRS bei ihren anlagenbezogenen Tätigkeiten erarbeitet.

Ohne im einzelnen auf die nach dem nationalen Meldesystem gemeldeten und nach der internationalen sicherheitstechnischen Bewertungsskala eingestuftten Ereignisse einzugehen, zeigt eine 1997 erstmals von der GRS durchgeführte vertiefte statistische Analyse einige bemerkenswerte Entwicklungen. Bei dieser statistischen Analyse wurden die gemeldeten Ereignisse nach einem einheitlichen Verfahren in Teilereignisse (Primär- und Folgeteilereignisse) bzw. befundbehaftete oder ausgefallene technische Einrichtungen aufgeteilt und diesen technische und am Gestaffelten Sicherheitskonzept orientierte (sicherheitstechnische) Merkmale zugeordnet.

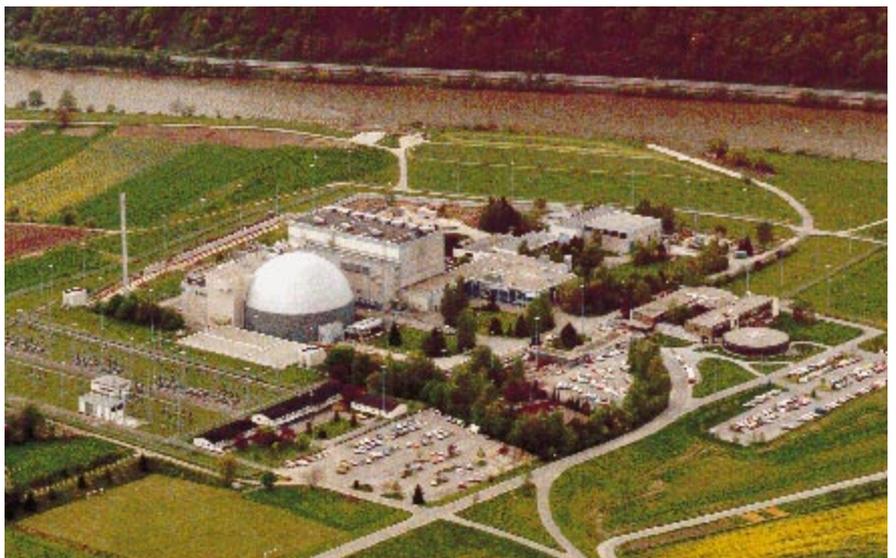
Deren Verteilung wurde für vergleichbare Teilereignisse statistisch ausgewertet und sicherheitstechnisch bewertet. Durch die technischen Merkmale wurden die betroffenen technischen Einrichtungen, die Befunde und Ausfälle sowie die Schäden charakterisiert; mit den sicherheitstechnischen Merkmalen, die Barrieren sowie deren Schutz im Gestaffelten Sicherheitskonzept.

Die Aufteilung der gemeldeten Ereignisse zeigt, daß etwa 45% nur ein Primärteilereignis, d. h. eine befundbehaftete oder ausgefallene technische Einrichtung umfaßten. Bei den restlichen 55% der gemeldeten Ereignisse waren zwar zwei und mehr technische Einrichtungen betroffen. Dabei dominierten aber mit mehr als 80% die Ereignisse mit einem Primärteilereignis und nur einem Folgeteilereignis, d. h. nur einer als Folge des Primärereignisses ausgefallenen technischen Einrichtung. Zusammen mit dem großen Anteil von ausschließlichen Primärteilereignissen bestätigen somit die 1997 gemeldeten Ereignisse die Einzelfehlerfestigkeit sowie die Qualität der vorbeugenden Instandhaltung und

des Prüfkonzepts der Kernkraftwerke in Deutschland.

Die Verteilung der Teilereignisse auf die technischen Merkmale ergab, daß mehr als 70% der Teilereignisse auf den Leistungsbetrieb, mehr als 20% auf den unterkritischen Reaktorzustand und etwa 5% auf den entladenen Reaktorzustand entfielen. Mehr als 40% der insgesamt betroffenen Einrichtungen wurden bei wiederkehrenden Prüfungen und knapp 10% bei sonstigen Prüfungen festgestellt. Bei den restlichen 50% handelte es sich um Spontanausfälle. In knapp 15% aller Fälle lag ein Verdacht auf einen gemeinsam verursachten Ausfall (GVA) vor. Schwerpunkte waren dabei Armaturen und Leittechnikbaugruppen. Der GVA-Anteil erklärt sich durch den hohen Redundanzgrad der Anlagen mit gleichartigen Fehlermöglichkeiten bei baugleichen Komponenten.

Die Verteilung der Teilereignisse auf die am Gestaffelten Sicherheitskonzept orientierten Merkmale zeigte, daß sich die befundbehafteten bzw. ausgefallenen technischen Einrichtungen auf die Sicherheits-



Kernkraftwerk Obrigheim – Inbetriebnahme 1968

Obrigheim nuclear power plant – Commissioned in 1968 (Foto: KWU)



Konvoi-Anlage Isar 2

Isar 2 Convoy plant (Foto: Bayernwerk)

einrichtungen zur Störfallbeherrschung der Ebene 3 des Gestaffelten Sicherheitskonzepts konzentrierten, was nicht zuletzt als Folge der darauf ausgerichteten Meldekriterien zu sehen ist. Am häufigsten betroffen von den Befunden und Ausfällen waren das Not- und Nachkühlsystem und die Notstromversorgung.

Bei den Schutzziele auf der Ebene 3 war hier zwar die Zuverlässigkeit der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern oder der Rückhaltung der radioaktiven Stoffe im Sicherheitseinschluß beeinträchtigt; in allen Fällen war aber die sicherheitstechnische Bedeutung gering. Dies trifft ebenfalls für die gemeldeten Ereignisse mit Ausfall der Hauptwärmesenke und den Notstromfall bei unterkritischem Reaktorzustand zu. Im Rahmen der sicherheitstechnischen Auslegung der Kernkraftwerke fallen solche Ereignisse in Deutschland zwar pauschal unter den Begriff der sogenannten „Auslegungsstörfälle“. Die erwähnte internationale sicherheitstechnische Bewertungsskala, die sogenannte

INES-Skala, differenziert die Bedeutung solcher Ereignisse jedoch sachgerechter nach Schwächung des gestaffelten Schutzkonzeptes bzw. falls gegeben, nach radiologischen Auswirkungen. Danach zählen die erwähnten Ereignisse zu den Störungen.

Hier zeigt sich der Bedarf zur Harmonisierung der Begriffswelt der Kerntechnik in Deutschland mit dem internationalen Vorgehen wie auch mit dem anderer technischer Bereiche und damit der Verständlichkeit für die Allgemeinheit. Ein bemerkenswerter Ansatz ist hier vielleicht die Praxis der Luftfahrt. Dort wird im wesentlichen nur nach Störungen und Unfällen unterschieden. Dabei umfassen Störungen alle Ereignisse, bei denen die Flugsicherheit noch gegeben und es nicht zu Personen- oder Sachschäden in der Umgebung und am Flugzeug gekommen ist. Anderenfalls zählen die Ereignisse zu den Unfällen. Bei der Kerntechnik sollte wie bei der Luftfahrt nach Störungen und Unfällen unterschieden werden, wobei eine Differen-

zierung in diesen Kategorien noch zu diskutieren wäre.

Technisch und sicherheitstechnisch zeigt somit auch die erstmals 1997 durchgeführte systematische statistische Analyse keine überraschenden Ergebnisse. Es bleibt jedoch abzuwarten, welche Trends, zu deren Ermittlung die systematische Analyse eigentlich entwickelt und durchgeführt wird, sich abzeichnen werden, wenn die Ergebnisse mehrerer Jahre vorliegen werden.

Eine weitere Methode, die von der GRS zur systematischen Auswertung der gemeldeten Ereignisse eingesetzt wird, ist die sogenannte Precursor-Beurteilung. Darauf wird in einem der nachfolgenden Fachbeiträge näher eingegangen.

Sicherheitsbeurteilungen

Das Verständnis der von der GRS durchgeführten Sicherheitsbeurteilungen erfordert einige einführende Bemerkungen.

Sicherheitsbeurteilungen der bestehenden Kernkraftwerke in Deutschland werden aus verschiedenen Anlässen in unterschiedlichen Umfängen und mehr oder minder regelmäßigen Zeitabständen durchgeführt. Eine Sicherheitsbeurteilung bestehender Anlagen kann z.B. notwendig werden zur Beurteilung der sicherheitstechnischen Bedeutung von Ereignissen aus der Betriebserfahrung, von Erkenntnissen aus Sicherheitsanalysen und der Sicherheitsforschung sowie von geplanten Änderungen der Anlagen. Sie kann auch für eine ganzheitliche Sicherheitsüberprüfung von Anlagen nach einer bestimmten Betriebszeit notwendig werden.

Die für die Sicherheitsbeurteilungen geltenden Prinzipien der Reaktorsicherheit

- mehrfacher Einschluß der Radionuklide und
- mehrstufiger Schutz der Barrieren

blieben in mehr als 30 Jahren unverändert, doch hat sich die technische Realisierung dieser Prinzipien aufgrund von Erkenntnissen aus dem Reaktorbetrieb, aus der Reaktorsicherheitsforschung und aufgrund des allgemeinen technisch-wissenschaftlichen Fortschritts in zahlreichen Punkten weiterentwickelt.

Für alle Anlagen in Deutschland wurde im Rahmen der Genehmigungsverfahren durch umfassende Sicherheitsanalysen nachgewiesen, daß die einschlägigen Sicherheitsanforderungen nach dem zum Zeitpunkt der Genehmigung jeweils gültigen Stand von Wissenschaft und Technik erfüllt wurden. Dabei wurde üblicherweise

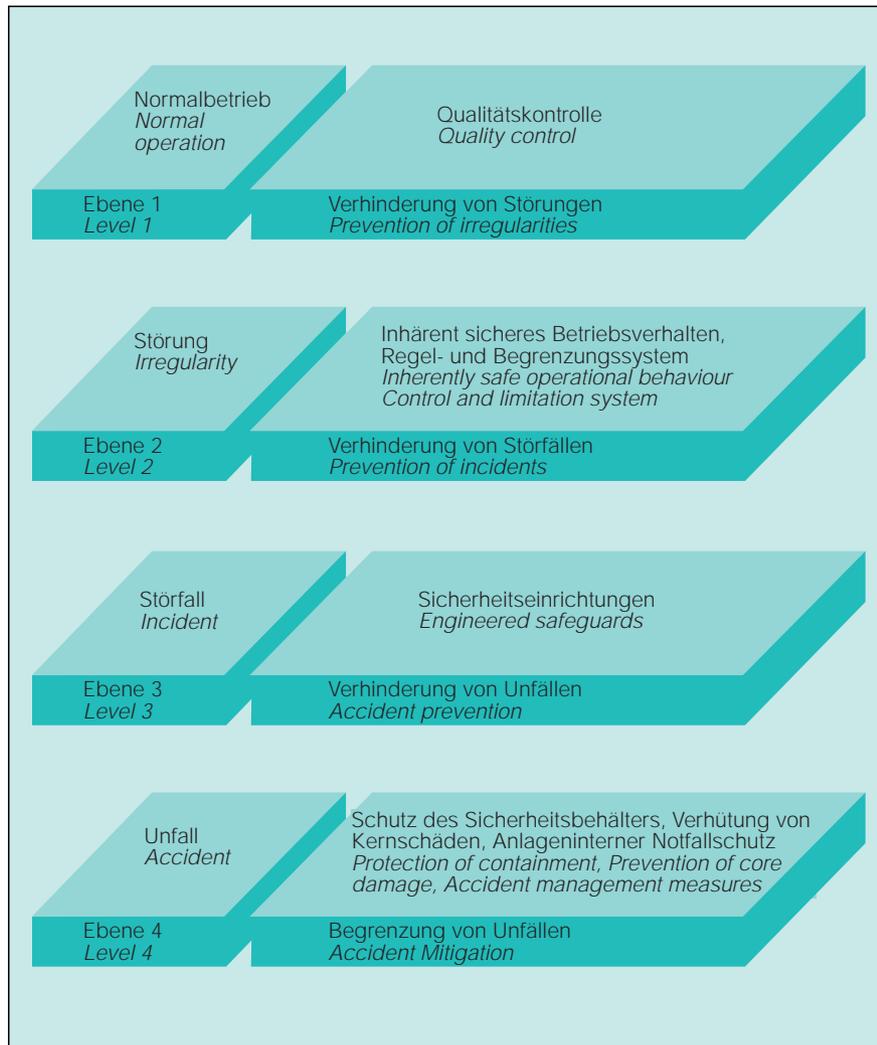
das auf dem Atomgesetz und den zugehörigen Verordnungen beruht und das die BMI-Sicherheitskriterien, die BMI-Störfall-Leitlinien, Richtlinien und Empfehlungen des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), die RSK-Leitlinien, Empfehlungen der Reaktorsicherheitskommission (RSK)

anforderungen gerecht werden. Es ist möglich und im Regelwerk mehrfach explizit vermerkt, daß die Erfüllung von Regelwerksanforderungen anders erfolgen kann als im Regelwerk ausgeführt. Darüber hinaus bezieht sich das Regelwerk in erster Linie auf die Auslegung, Errichtung und Inbetriebnahme von Anlagen und berücksichtigt weniger die Anforderungen, die sich aus einer längerfristigen Betriebserfahrung stellen, wie es bei den älteren Anlagen der Fall ist und die dort zu Nachrüstungen geführt haben. Zudem hat sich die Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) inzwischen international als fortschrittliche Methodik der Sicherheitsbeurteilung bewährt. Mit der PSA werden die die Anlagensicherheit bestimmenden Einflüsse aus Anlagentechnik, Betriebsführung und Betriebserfahrung in einem systematischen Ansatz zusammengeführt, mit dem das Sicherheitsniveau der bestehenden Anlagen quantitativ ermittelt werden kann. Die Anwendung dieser Methodik auf die älteren Anlagen führte ebenfalls zu weitreichenden Sicherheitsverbesserungen.

Inzwischen weisen auch die „Konvoi“-Anlagen Betriebszeiten von etwa zehn Jahren auf, so daß auch für eine fortschrittliche Sicherheitsbeurteilung dieser Anlagen das Regelwerk nicht mehr allein maßgeblich sein kann.

Die GRS ist seit vielen Jahren mit allen Arten von Sicherheitsbeurteilungen befaßt, d. h. sie führt diese selbst durch bzw. ist daran beteiligt. Dabei hat sich aus Sicht der GRS seit der Inbetriebnahme der Konvoi-Anlagen eine deutlich veränderte Situation für die Durchführung von Sicherheitsbeurteilungen ergeben. Im wesentlichen ist dies auf zwei Ursachen zurückzuführen. Das aktuelle kerntechnische Regelwerk ist lückenhaft in den Inhalten, die Anlagen mit längeren Betriebszeiten betreffen und teilweise inkonsistent in der Darstellung sicherheitstechnischer Zusammenhänge. Hinzu kommt, daß die ursprünglich vorhandene breite Konsensbereitschaft zur Lösung von Sachfragen sowie zur inhaltlichen Ergebnisfindung nicht mehr bei allen an den Verfahren Beteiligten besteht.

Für die bestehenden Kernkraftwerke in Deutschland hat die GRS in den letzten Jahren im wesentlichen Sicherheitsbeurteilungen zur Unterstützung der Bundes-



Die vier Sicherheitsebenen: Anlagenzustände, Schutzziele und Sicherheitsmaßnahmen
The four levels of safety: plant states, protection goals and safety measures

das jeweils gültige kerntechnische Regelwerk herangezogen und ggf. über die sicherheitstechnische Bedeutung von Sonderfragen im Einzelfall befunden. Darüber hinaus wurden im Laufe der Betriebszeit für alle Anlagen sicherheitstechnische Verbesserungen realisiert.

Ältere Anlagen entsprechen formal nicht in allen Punkten den Anforderungen des aktuellen kerntechnischen Regelwerks,

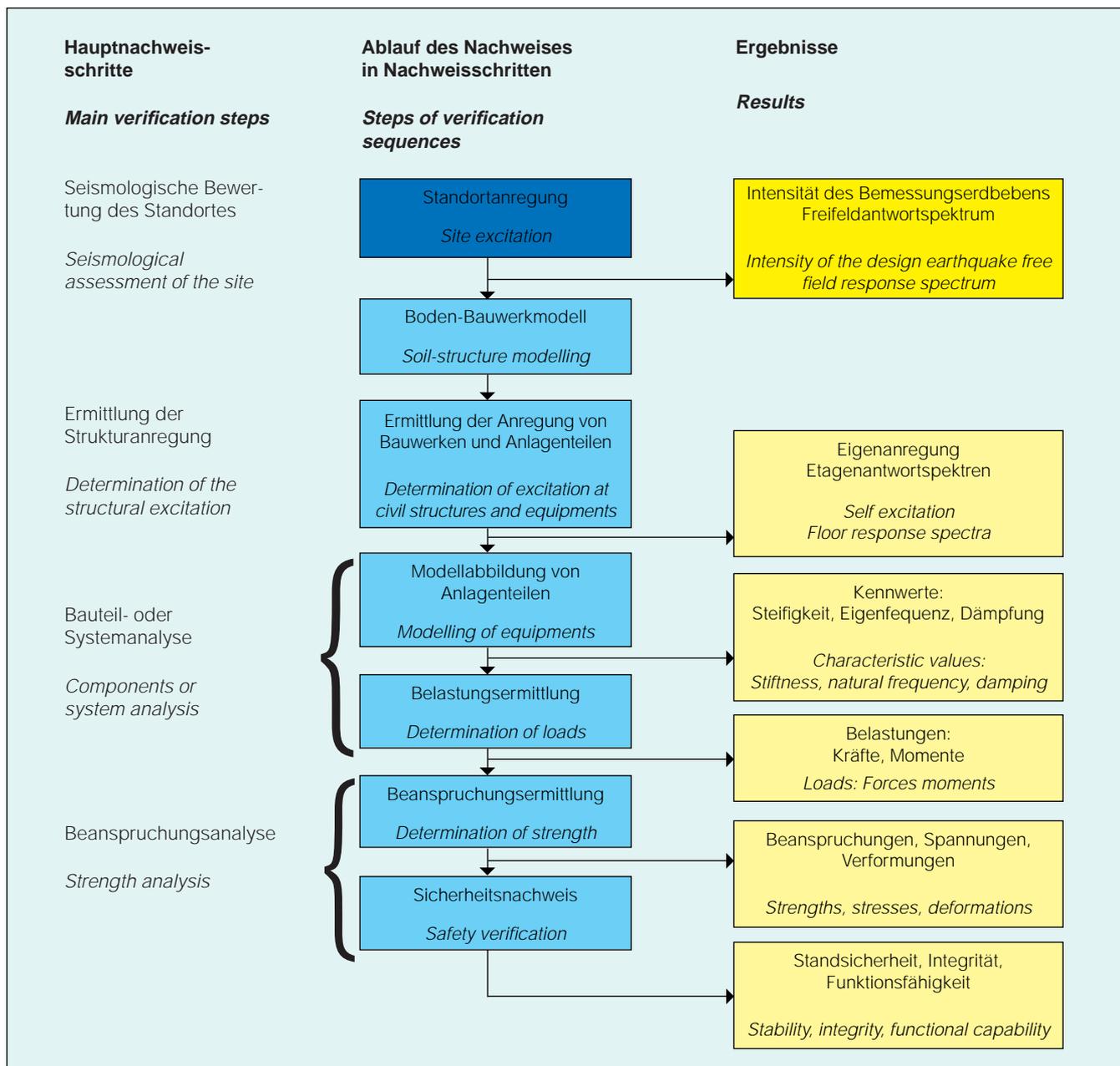
und Strahlenschutzkommission (SSK) und die Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) umfaßt. Das aktuelle Regelwerk repräsentiert im wesentlichen den Stand der Sicherheitstechnik zum Zeitpunkt der Genehmigung der neueren Kernkraftwerke vom Typ „Konvoi“. Das schließt nicht aus, daß auch die älteren Anlagen das aktuelle kerntechnische Regelwerk nicht nur erfüllen, sondern sogar noch weitergehenden Sicherheits-

aufsicht durchgeführt. Diese fallen vorwiegend an, wenn lückenhafte Inhalte oder inkonsistente Darstellungen sicherheitstechnischer Zusammenhänge des kern-technischen Regelwerks klärungsbedürftig sind bzw. die sich daraus ergebende sicherheitstechnische Bedeutung für ältere Anlagen zu beurteilen ist.

Um diesen Beurteilungen fachlich unter ganzheitlichen Sicherheitsaspekten gerecht zu werden, entwickelte die GRS aufgrund ihrer Kenntnisse der nationalen und

internationalen Sicherheitspraxis einen systematischen Ansatz, der den Belangen von Anlagen mit längeren Betriebszeiten bei Sicherheitsüberprüfungen systematisch Rechnung trägt. Er beruht auf dem aktuellen kerntechnischen Regelwerk, berücksichtigt die jüngst veröffentlichten Leitfäden zur periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ-Leitfäden) und alle sicherheitstechnischen Erkenntnisse, die nach Ansicht der GRS für die Sicherheitsbeurteilung von bestehenden Anlagen in Deutschland bedeutsam sind.

Dieser Ansatz, der vom Prinzip universell anwendbar ist, baut auf der deutschen Genehmigungs- und Aufsichtspraxis und der in den bestehenden Anlagen realisierten Technik auf und ist daher in dieser Form auf Anlagen außerhalb Deutschlands nicht unmittelbar übertragbar. Jedoch erarbeitet die GRS derzeit teilweise gemeinsam mit ihrer Partnerorganisation, dem Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) in Frankreich, entsprechende systematische Ansätze für einzelne Baureihen von Kernkraftwerken russischer Bauart.



Schritte der Nachweisführung zur Auslegung von Bauwerken, Systemen und Komponenten gegen Erdbeben

Furnishment of proof procedure regarding the design of buildings, systems and components against earthquakes

Die sicherheitstechnische Grundlage für den systematischen Ansatz der Sicherheitsbeurteilung bildet das „Gestaffelte Sicherheitskonzept“ mit den mehrfachen Barrieren für radioaktive Stoffe und dem mehrstufigen in vier Ebenen ausgebildeten Schutz dieser Barrieren. Dabei werden die Barrieren und der 4-stufige Schutz der Barrieren zu dem aktuellen kerntechnischen sicherheitstechnischen Erkenntnissen in Beziehung gesetzt, die nach Ansicht der GRS derzeit für die Sicherheitsbeurteilung der bestehenden Anlagen bedeutsam sind. Dies betrifft die sicherheitstechnisch bedeutsamen Erkenntnisse aus der nationalen und internationalen Betriebserfahrung, den Sicherheitsanalysen einschließlich der periodischen Sicherheitsüberprüfungen sowie der Reaktorsicherheitsforschung und -entwicklung, die insbesondere im aktuellen kerntechnischen Regelwerk noch nicht, nur unzulänglich oder unter ganzheitlichen Gesichtspunkten mißverständlich erfaßt sind. Diese den Barrieren und den vier Ebenen zugeordneten Anforderungen sind mit den diesbezüglichen Anforderungen an die Nachweise in dem vorliegenden Ansatz unabhängig von der technischen Ausführung der bestehenden Kernkraftwerke dargestellt. Sie umfassen ebenfalls für einzelne Ebenen probabilistische Orientierungswerte, die das erforderliche sicherheitstechnische Niveau für bestehende Anlagen auf der Grundlage der INSAG-3 Empfehlungen und der Ergebnisse der in Deutschland für Kernkraftwerke durchgeführten PSA kennzeichnen.

Die in diesem systematischen Ansatz für die Barrieren und die einzelnen Ebenen zum Schutz der Barrieren zusammengestellten Anforderungen charakterisieren aus Sicht der GRS ein angemessenes Sicherheitsniveau für die Kernkraftwerke in Deutschland. Darüber hinaus umfaßt der erarbeitete Ansatz auch eine systematische Vorgehensweise anhand derer beurteilt wird, welche sicherheitstechnische Bedeutung festgestellten Abweichungen zukommt und wie dringlich ihre Beseitigung aus Sicht der GRS ist.

Dieser systematische Ansatz hat sich inzwischen bei den verschiedensten Arten der von der GRS durchgeführten Sicherheitsbeurteilungen bewährt. Ein Beispiel aus dem Jahre 1997 ist die Beurteilung der

beantragten Leistungserhöhung für ein Kernkraftwerk.

Vom Betreiber eines Kernkraftwerkes wurde eine geringfügige Leistungserhöhung um ca. 2% beantragt. Dabei sollte eine bei den Inbetriebnahmeversuchen festgestellte gegenüber den Planungswerten erhöhte Kühlmitteldurchsatz genutzt werden, um mit einer zukünftig vergrößerten Aufwärmspanne des Kühlmittels eine höhere thermische Leistung in das Frischdampfsystem übertragen zu können. Der Antrag des Betreibers wurde durch die zuständige Landesbehörde abgelehnt. Nach Ansicht dieser Behörde handelt es sich um eine Änderung, die die Gesamtanlage betrifft und somit einer vollständigen Überprüfung der Anlage hinsichtlich des sicherheitstechnischen Vorsorgekonzepts nach dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik bedarf. Dazu wird insbesondere auf den fehlenden anlageninternen Notfallschutz hingewiesen.

In ihrer Beurteilung hat sich die GRS mit der sicherheitstechnischen Bedeutung und dabei mit der Frage befaßt, welche Anlagenteile einer speziellen Beurteilung zu unterziehen sind. Im Ergebnis wurde festgestellt:

- Die geplante Leistungserhöhung betrifft nur eine begrenzte Anzahl sicherheitsrelevanter Teile der Gesamtanlage. Es gibt keine sicherheitstechnisch relevanten Argumente, mit denen ein weitergehender Prüfumfang begründet wäre.
- Für die betroffenen Anlagenteile ergeben sich durch die Leistungserhöhung keine Auswirkungen, die über bisherige Spezifikationen hinausgehen.
- Die Auswertung der Betriebserfahrung (gemeldete Ereignisse) weist keine Erkenntnisse auf, die einer Leistungserhöhung entgegenstehen.
- Leistungserhöhungen bei anderen Anlagen im In- und Ausland zeigen, daß eine Leistungserhöhung im vorgesehenen Umfang und mit den vorgesehenen Maßnahmen ohne Sicherheitseinbuße und ohne merkliche Risikoerhöhung durchführbar ist.

Dementsprechend ist aus fachlicher Sicht der GRS die Ablehnung der Leistungserhöhung sicherheitstechnisch nicht begründet.

Ebenso haben auch die weiteren von der GRS 1997 durchgeführten Sicherheitsbeurteilungen gezeigt, daß bei den Kernkraftwerken in Deutschland aus fachlicher Sicht keine wesentlichen sicherheitstechnischen Mängel vorliegen. Jedoch könnte für ein Kernkraftwerk eine deutliche sicherheitstechnische Verbesserung erreicht werden, wenn vorgesehene Ertüchtigungsmaßnahmen auch umgesetzt würden.

Generische Untersuchungen

Generische Untersuchungen werden von der GRS durchgeführt, um die sicherheitstechnischen Beurteilungsgrundlagen zu verbessern. Ansätze dafür ergeben sich aus der Bedeutung einzelner Sachthemen für die Sicherheitsbeurteilung. So kann die physikalische Alterung von technischen Einrichtungen oder die technologische Veralterung der bestehenden Kernkraftwerke einen bedeutsamen Einfluß auf die Sicherheit haben. Über eine dazu durchgeführte Untersuchung für die bestehenden Kernkraftwerke in Deutschland wird in einem der nachfolgenden Fachbeiträge berichtet.

Eine ganz andere Art von generischer Untersuchung wurde von der GRS zu den Unsicherheiten bei der Auslegung der Kernkraftwerke gegen seismische Einwirkungen durchgeführt. Hierüber wurde bereits auf dem Fachgespräch 1997 berichtet.

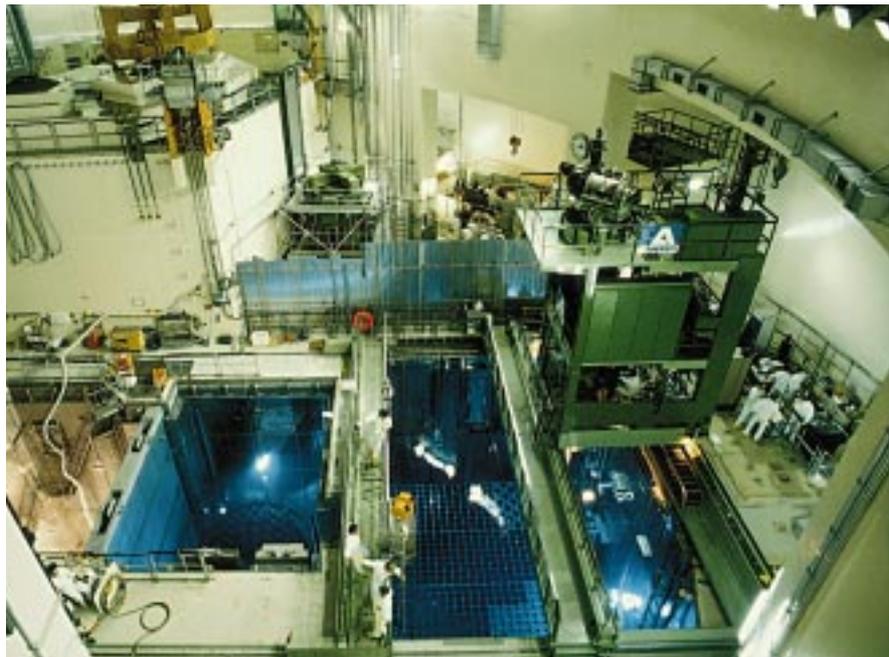
Dabei kommt die GRS zu der Ansicht, daß die in Deutschland praktizierten Methoden zur Ermittlung des Bemessungserdbebens für Kernkraftwerke sich in das Spektrum international angewandeter Vorgehensweisen einfügen und im Ergebnis zu vergleichbaren Lastannahmen führen. Weiterhin zeigt sich, daß für die Bewertung der Erdbebensicherheit eines Kernkraftwerkes nicht die seismischen Lastannahmen alleine maßgebend sind, sondern auch alle nachfolgenden Nachweis-schritte zu der Strukturanregung, dem Bauteil- oder Systemverhalten und zur Beanspruchbarkeit in eine gesamtheitliche Betrachtung einbezogen werden müssen.

Anlaß für diese Untersuchungen und diesbezüglicher Stellungnahmen der GRS war die in den letzten Jahren verstärkte Diskussion um die Unsicherheiten bei den

Methoden zur Ermittlung seismischer Lastannahmen, die dabei verwendeten Daten sowie die Vorgehensweise bei der Nachbewertung der Funktionssicherheit von im Erdbebenfall benötigten Systemen und Einrichtungen.

Gestützt auf Aussagen anerkannter Seismologen zeigt sich, daß der Grad der Erdbebengefährdung an deutschen Kernkraftwerksstandorten nicht höher als bisher anzunehmen ist. Ausgehend von den Erkenntnissen aus historischen Erdbeben und unter Berücksichtigung konservativer Annahmen für die Festlegung eines Bemessungserdbebens ergeben sich für die Erdbebenintensität nach der MSK-Skala Werte von $I = 6$ (Anlagen im norddeutschen Raum) bis $I = 8$ (Anlagen im Oberrheingebiet). Diese standortbezogenen Bemessungsintensitäten sind mit Eintrittshäufigkeiten von ca. $10^{-5}/a$ und kleiner verbunden. Diese geringe Eintrittshäufigkeit zeigt, daß Unsicherheiten bei der deterministischen Ermittlung der Bemessungsintensität ausreichend berücksichtigt wurden und erlaubt hinsichtlich der dynamischen Rechenverfahren für die Bauwerks- und Komponentenauslegung die Verwendung standortspezifischer Bodenantwortspektren mit 50% Fraktile. Letzteres begründet sich mit der angestrebten Kompatibilität der Erdbebenauslegung mit dem allgemein gültigen Sicherheitskonzept der Kernkraftwerke. Unangemessene Anforderungen an die Konservativität der seismischen Lastannahmen hätten nämlich zur Folge, daß der bei der sicherheitstechnischen Auslegung zu berücksichtigende Erdbebenlastfall unter probabilistischen Gesichtspunkten noch weiter in den Bereich verlagert würde, in dem nur Maßnahmen zur Risikominderung, wie z. B. beim Schutz gegen einen Flugzeugabsturz, zum Tragen kommen.

Nach Meinung der GRS schließt die Gültigkeit der in Deutschland praktizierten Methoden zur Ermittlung des Bemessungserdbebens aber zukünftige Weiterentwicklungen nicht aus. Neue wissenschaftliche Erkenntnisse sollten insbesondere dahingehend genutzt werden, die im Prinzip bekannten seismologischen Zusammenhänge besser zu erklären und zu verstehen sowie die Unsicherheiten weiter einzugrenzen.



Blick in das Kernkraftwerk Philippsburg 2: Reaktorgrube, Absetzbecken für Kerneinbauten, Brennelement-Naßlager

A view of the Philippsburg 2 nuclear power plant: reactor cavity, set-down pool for core internals, wet fuel element store

Weitere generische Untersuchungen befaßten sich z. B. mit Weiterentwicklungen bei der probabilistischen Sicherheitsanalyse, dem Betriebsverhalten von Wärmetauschern in den verschiedenen Kühlsystemen und den Methoden zur Analyse von Ursachen und Einflußfaktoren für menschliches Fehlverhalten beim Betrieb der Anlagen. Die durchgeführten generischen Untersuchungen, die sich zum Teil auch in den nächsten Jahren fortsetzen, lieferten wertvolle Erkenntnisse zur Verbesserung unserer Beurteilungsbasis. Dabei ergaben sich keine Hinweise, die den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken in Frage stellen würden.

Zusammenfassend zeigen die von der GRS durchgeführten Sicherheitsbeurteilungen für die Kernkraftwerke in Deutschland ein aus technischer Sicht zu erwartendes Bild. Es werden wie bei anderen technischen Anlagen auch Befunde festgestellt, und es treten Ausfälle auf. Daraus ergeben sich Hinweise für eine technische Optimierung, aber nicht auf relevante sicherheitstechnische Defizite.

Bedenklich ist aus Sicht der GRS, die bei den Arbeiten festgestellte Entwicklung, wonach die Bereitschaft der Beteiligten, sich mit technischen Fragestellungen

ganzheitlich und vertieft auseinanderzusetzen, anstatt sich auf oberflächliche und formale Begründungen zu stützen, immer mehr abnimmt.

The Safety of Nuclear Power Plants

GRS deals with the safety of the existing as well as of future nuclear power plants. GRS' view of the safety of nuclear power plants is determined by its relevant expert studies. Here, only those studies shall be discussed that relate to the safety of the existing nuclear power plants. These studies predominantly refer to nuclear power plants in Germany and Russian-type plants and essentially comprise the following three fields of activities:

- the evaluation of operating experience beyond a plant-specific level,
- safety assessments, and
- the performance of generic examinations on safety topics extending beyond subject and plant-specific levels.

The studies carried out for the existing nuclear power plants in Germany in 1997

result – from GRS' point of view – in the following picture of the safety of these nuclear power plants.

Evaluation of operating experience

The reported events and the findings on the operation of NPPs elaborated upon by GRS in its plant-related activities represent the basis for the evaluation of operating experience.

Without discussing in detail the events reported in accordance with the national reporting system and ranked according to the international safety evaluation scale, a detailed statistical analysis carried out by GRS in 1997 for the very first time shows some remarkable developments. In the statistical analysis, the reported events were subdivided into sub-events according to a standardised procedure (primary and consequential sub-events) or into technical equipment with findings or failures, resp., and technical (safety-related) features oriented at the Overall Safety Concept were assigned to these. Their distribution was analysed statistically for comparable sub-events and assessed with respect to technical safety. The technical equipment concerned, the findings and failures as well as the damage were characterised by the technical features. The barriers as well as their protection in the Overall Safety Concept were marked by the safety-related features.

The division of the reported events shows that about 45% comprised only one primary sub-event, i.e. a technical installation with a finding or a failure. In the remaining 55% of the reported events, two or more technical installations were concerned. But here the events with one primary sub-event and only one consequential sub-event, i.e. where only one technical installation had failed as a consequence of the primary event, dominated with more than 80%. Together with the large proportion of exclusively primary sub-events, the events reported in 1997 thus prove the single failure resistance as well as the quality of the preventive maintenance and inspection concept of nuclear power plants in Germany.

The distribution of the sub-events over the technical features showed that more than 70% of the sub-events were to be attri-

buted to power operation, more than 20% to the subcritical reactor state and about 5% to the unloaded reactor state. More than 40% of the total equipment concerned was determined during in-service inspections and just under 10% during other inspections. The remaining 50% represent spontaneous failures. In just under 15% of all cases a common cause failure (CCF) was suspected. The main emphasis here was on the valves and the instrumentation and control components. The high proportion of CCF can be explained by the high degree of redundancy of the plants with similar failure potentials for the same components.

The distribution of the sub-events over the features oriented on the Overall Safety Concept showed that the technical equipment with findings or failures, resp., concentrated on the safety equipment for Level-3 incident control of the Overall Safety Concept, which is not least to be attributed to the reporting criteria directed at it. The emergency core cooling and residual-heat removal system and the emergency power supply were most frequently concerned by the findings and failures.

Although the reliability of heat removal from the reactor core or the retention of radioactive substances within the containment

was impaired here with respect to the safety objectives on Level 3, the significance for technical safety was low in all cases. This also applies to the reported events with a failure of the main heat sink and the loss of off-site power upon subcritical reactor state. Although in Germany such events on the whole fall under the term of the so-called "design accidents" in the course of the safety-related design of nuclear power plants, the above-mentioned international safety evaluation scale – the so-called INES scale – differentiates the significance of such events more adequately according to the diminution of the degrees of the protection concept or, if given, the radiological consequences. According to this evaluation, the events mentioned would count as incidents.

The need for harmonising the terminology of nuclear technology in Germany with the international procedure as well as with other technical areas and thus facilitating comprehensibility for the general public again becomes apparent here. Aviation practice seems to represent a remarkable approach. Here, one essentially differentiates between incidents and accidents. The incidents comprise all events where flight safety is still ensured and where there are no casualties or material damage in the surroundings and on the plane. All other events are termed accidents. In



Warte des KKW Grafenrheinfeld
Control room of the Grafenrheinfeld NPP (Foto: Bayernwerk)

nuclear technology as well as in aviation one should distinguish between incidents and accidents, with a differentiation in these categories still to be discussed.

The systematic statistical analysis carried out in 1997 for the very first time thus also does not present any surprising technical and safety-related results. However, it remains to be seen which trends for the determination of which the systematic analysis had originally been performed will show after the results will have been available for several years.

A further method employed by GRS to systematically analyse reported events is the so-called precursor assessment which will be discussed in more detail in one of the subsequent articles.

Safety assessments

To understand the safety assessments carried out by GRS, some introductory remarks are required.

Safety assessments of the existing nuclear power plants in Germany are carried out for different reasons, to different extents and at more or less regular intervals. A safety assessment of existing plants can, for example, become necessary to assess the safety-related significance of events from operating experience, from findings of safety analyses and safety research, as well as of planned plant modifications. It can also become necessary for a holistic safety inspection of plants after a specific operating period.

The principles of reactor safety applicable to safety assessments

- multiple enclosure of radionuclides and
- multistage protection of barriers

have remained unchanged for more than 30 years, but the technical implementation of these principles has developed further in numerous points due to findings won during reactor operation, reactor safety research, and due to the general technical and scientific progress.

In the course of licensing procedures it has been demonstrated by comprehensive safety analyses that all plants in Germany have met the pertinent safety requirements according to the state of the art applicable at the time of licensing. The respective

nuclear body of rules valid was commonly used and the safety related significance of special issues was decided in each individual case. In addition, safety-related upgradings have been implemented in all plants in the course of the operating period.

Older plants do not formally meet every aspect of the requirements laid down in the current nuclear body of rules based on the Atomic Energy Act and the respective ordinances and comprising the BMI safety criteria, the BMI Hazardous Incident Guidelines, guidelines and recommendations of the Federal Minister for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU), the RSK-Guidelines, the recommendations of the Reactor Safety Commission (RSK) and the Commission on Radiological Protection (SSK) and the rules of the Nuclear Standards Committee (KTA). The current body of rules essentially represents the state of safety technology at the time of licensing of the more recent nuclear power plants of the "Konvoi" type. This does not exclude that even older plants not only meet the requirements of the current nuclear body of rules but that they even fulfil further safety requirements. It is possible and explicitly mentioned several times in the body of rules that the requirements of these rules can be met in other ways than stated in the body of rules. In addition, the body of rules mainly refers to the design, construction and commissioning of plants. The requirements resulting from longer-term operating experience are considered to a more restricted extent, as is the case for older plants where they have led to backfittings. Furthermore, the probabilistic safety analysis (PSA) has internationally been proven to represent a progressive methodology for assessing safety. The influences from plant technology, plant operation and operating experience determining the safety of a plant are joined together to a systematic approach by PSA with the help of which the safety level of the existing plants can be determined in a quantitative way. The application of this methodology to older plants has also led to far-reaching safety improvements.

In the meantime, "Konvoi" plants have also had operating periods of approx. 10 years so that the body of rules alone cannot be

decisive for a progressive safety assessment of these plants.

GRS has performed or participated in all kinds of safety assessments. From GRS' point of view, there has been a clearly changed situation for the performance of safety assessments since the commissioning of the Konvoi plants. This can essentially be attributed to two causes. The current nuclear body of rules is fragmentary with respect to its contents relating to plants with long operating periods and partially inconsistent in the representation of safety-related contexts. In addition, the originally existing broad disposition for census to solve technical issues as well as to find results no longer exists for all parties participating in the procedure.

For the existing nuclear power plants in Germany, GRS has essentially carried out safety assessments to support federal supervision. These mainly arise when fragmentary contents or inconsistent representations of safety-related contents of the nuclear body of rules need to be explained or when the safety-related significance for older plants is to be assessed.

To meet the holistic safety aspects of these assessments in an expert way, GRS has developed a systematic approach, which on the basis of national and international safety practice systematically takes into account the needs of plants with long operating periods in safety inspections. It is based on the current nuclear body of rules, considers the recently published periodic safety review guidelines and all safety-related findings which in GRS' view are significant for the safety assessment of the existing plants in Germany.

This approach which in principal is universally applicable is based on the German licensing and supervisory practice and on the technology implemented in the existing plants and can therefore not directly be transferred to plants outside Germany in this form. But respective systematic approaches for individual series of Russian-type nuclear power plants are currently being developed by GRS, partially together with its partner organisation Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (ISPAN) in France.



Kernkraftwerk Biblis
Biblis nuclear power plant (Foto: RWE)

The "Overall Safety Concept" with the multiple barriers for radioactive substances and the multistage protection of these barriers in 4 levels represents the safety-related basis for the systematic approach of the safety assessment. The barriers and the 4-stage protection of the barriers are put into relation to the current nuclear body of rules and all further safety-related findings which according to GRS are currently significant for the safety assessment of the existing plants. This refers to the safety-relevant findings from national and international operating experience, the safety analyses including the periodic safety reviews as well as reactor safety research and development which especially in the current nuclear body of rules have not yet or only incompletely been incorporated or in a – from a holistic perspective – misleading way, especially in the current nuclear body of rules. These requirements assigned to the barriers and the 4 levels are presented in the current approach, with the respective requirements to be met by the demonstrations independent of the technical implementation of the existing nuclear power plants. They comprise probabilistic reference values also for individual levels, character-

ising the necessary safety level for existing plants on the basis of the INSAG-3 recommendations and the results of the PSAs carried out for nuclear power plants in Germany.

The requirements to be met by the barriers and the individual levels to protect the barriers comprised in this systematic approach in GRS' view represent an appropriate safety level for the nuclear power plants in Germany. In addition, the elaborated approach also contains a systematic procedure to assess the relevance of the deviations detected, for technical safety, and the urgency of their removal from GRS' point of view.

In the meantime, this systematic approach has proved a success in the most diverse kinds of safety assessments performed by GRS. One example of 1997 is the assessment of the capacity increase applied for by one nuclear power plant.

A minor capacity increase of approx. 2% was applied for by the operator of a nuclear power plant. An increased coolant consumption compared to the planned values determined during commissioning tests was to be used here to be able to transfer

a higher thermal performance into the main-steam system with a future enlarged heat-up range of the coolant. The application submitted by the operator was rejected by the competent Land authority. According to this authority, the application represents an alteration concerning the entire plant and therefore requires a complete examination of the plant with respect to the safety-related preventive concept according to the current state of the art. Here, the missing accident management concept is pointed out specifically.

In its assessment, GRS dealt with the safety significance and thus with the question of which parts of the plant would have to be subjected to a special assessment. The conclusions were as follows:

- The intended capacity increase only concerns a limited number of safety-relevant parts of the overall plant. There are no safety-relevant arguments justifying a further-reaching scope of examination.
- For the parts of the plant concerned, the capacity increase does not result in any impacts exceeding the present specifications.
- The evaluation of the operating experience (reported events) does not show any findings speaking against a capacity increase.
- Capacity increases in other plants in Germany and abroad show that a capacity increase to the intended extent and with the planned measures can be carried out without impairing safety and without considerably increasing risks.

Accordingly, the expert view of GRS is that the rejection of the capacity increase is unjustified from a safety-related point of view.

In the same way, the other safety assessments carried out by GRS in 1997 have also shown that from an expert point of view there are no substantial safety-related deficiencies in nuclear power plants in Germany. However, one particular nuclear power plant could considerably improve its technical safety if the planned upgrading measures were implemented.

Generic examinations

Generic examinations are carried out by GRS to improve the safety-related assess-

ment bases. Approaches heretofore result from the significance of individual topics for assessing safety. Physical ageing of technical equipment or technological ageing of the existing nuclear power plants can thus have a significant influence on safety. One of the subsequent articles reports on an examination carried out for the nuclear power plants existing in Germany.

A completely different kind of a generic examination was carried out by GRS on the uncertainties in the seismic design of nuclear power plants. This examination was already reported on in the GRS Fachgespräch in 1997.

GRS here holds the view that the methods to determine design earthquakes for nuclear power plants practised in Germany fit into the range of internationally employed procedures resulting in comparable load assumptions. It further shows that the seismic load assumptions alone are not decisive for assessing the earthquake safety of a nuclear power plant, but that all the subsequent verification steps concerning structural excitation, component and system behaviour and stressability also have to be incorporated into a holistic consideration.

The reason for these examinations and GRS' respective comments was the discussion which has intensified in recent years about uncertainties of the methods for determining seismic load assumptions, the data used here to fore, as well as the procedure in the post-evaluation of

the functional safety of systems and equipment required in an earthquake.

Supported by statements of acknowledged seismologists, it shows that the degree of earthquake risk at German nuclear power plant locations is no higher than assumed so far. Starting out from the findings of historic earthquakes and considering conservative assumptions for determining a design earthquake, there are values of $I = 6$ (plants in northern Germany) to $I = 8$ (plants in the upper Rhine area) for the earthquake intensity according to the MSK-scale. These site-specific design intensities are connected with probabilities of occurrence of approx. $10^{-5}/a$ and smaller. This low probability of occurrence shows that uncertainties in the deterministic estimate of the design intensity have sufficiently been taken into account and permits the use of site-specific ground response spectra with fractiles of 50% with respect to the dynamic computation procedures for structural and component design. The latter can be explained by the compatibility of earthquake design aimed at with the generally valid safety concept of the nuclear power plants. Inappropriate requirements to be met by the conservativeness of the seismic load assumptions would result in shifting the seismic load to be considered in the safety-related design under probabilistic aspects still further into an area where only measures for risk minimisation, like for the protection against air crashes, for example, are taken.

In GRS' opinion, the validity of the methods for determining the design earthquake

practised in Germany does, however, not exclude further developments. New scientific findings should especially be used to better explain and understand the seismic connections known in principle as well as to further limit the uncertainties.

Other generic examinations dealt with further developments of the probabilistic safety analysis, the operating behaviour of heat exchangers in the different cooling systems, and the methods on analysing causes and influencing factors for human errors in the operation of the plants, for example. The generic examinations carried out which will partially be continued in the following years have supplied valuable findings to improve our assessment basis. There were no indications questioning the safe operation of nuclear power plants.

In conclusion, the safety assessments of nuclear power plants in Germany carried out by GRS show a picture which was to be expected from a technical point of view. As with all other technical equipment, findings are made here, too, and failures do occur. However, these do not indicate safety-relevant deficiencies but rather a potential for technical optimisation.

What is disquieting from GRS' point of view is a tendency observed during the work indicating that the willingness or technical competence of those involved that is required to deal with technical issues in a holistic and detailed way instead of relying on superficial and formal justifications is decreasing more and more.

D. Rittig

Entwicklungen und Ergebnisse zur Beurteilung der Auswirkungen des Langzeitbetriebs auf die Sicherheit der deutschen Kernkraftwerke

Alterung von Kernkraftwerken

Vor dem Hintergrund zunehmender Betriebszeiten werden derzeit in einer Reihe von Ländern Diskussionen über Restlaufzeiten bzw. Laufzeitverlängerungen von Kernkraftwerken geführt. Die damit verbundene Thematik ist vielschichtig. Dabei kommen insbesondere sicherheitstechnische, wirtschaftliche aber auch politische Aspekte zum Tragen. Die GRS beschäftigt sich insbesondere im Rahmen ihrer Tätigkeit für das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) mit den Auswirkungen des Langzeitbetriebs auf die Sicherheit der deutschen Kernkraftwerke.

Die Planung und Auslegung der Kernkraftwerke erfolgt, wie bei anderen großtechnischen Anlagen auch, auf der Grundlage einer definierten Einsatzzeit. Diese Zeitdauer orientiert sich an der technischen Erfahrung mit dem Betrieb einer solchen Anlage zum Zeitpunkt ihrer Planung. Dabei ist es technische Praxis, daß die tatsächlich möglichen Einsatzzeiten der technischen Einrichtungen in den Anlagen die geplanten zum Teil erheblich überschreiten. Bei der Planung und Auslegung der deutschen Kernkraftwerke wurde eine Lebensdauer von 40 Betriebs- bzw. 32 Vollastjahren zugrunde gelegt. Ein Großteil der deutschen Kernkraftwerke befindet sich am Ende der ersten Hälfte dieser geplanten Lebensdauer oder hat diese bereits überschritten.

Nach längeren Einsatzzeiten sind bei technischen Einrichtungen zwei unterschiedliche Vorgänge in Betracht zu ziehen, durch die ein weiterer bestimmungsgemäßer Einsatz der Einrichtungen beeinträchtigt oder in Frage gestellt sein kann. Dies sind die mit einer längeren Einsatzzeit verbundene Zuverlässigkeitsabnahme der eingesetzten Einrichtungen und die während der Einsatzzeit erfolgte Weiterentwicklung der Technologie auf dem Gebiet der jeweiligen Einrichtung. Im ersten Fall spricht man von physikalischer Alterung einer technischen Einrichtung, im zweiten Fall von deren technologischem Veralten. Alle dagegen ergriffenen Maßnahmen werden neuerdings auch im deutschen Sprachraum unter dem Begriff „Alterungsmanagement“ zusammengefaßt.

Sicherheitsstatus

Derzeit sind in Deutschland vier Entwicklungsstufen von Anlagen mit Druckwasserreaktoren und zwei mit Siedewasserreak-

toren im Einsatz, die jeweils durch die Kernkraftwerke gekennzeichnet sind, die etwa zu gleicher Zeit in Betrieb genommen wurden. Im Laufe der Einsatzzeit wurden für alle Anlagen sicherheitstechnische Verbesserungen realisiert. Ferner wurden ganzheitliche Sicherheitsüberprüfungen einschließlich probabilistischer Sicherheitsanalysen durchgeführt.

Die vorliegenden Ergebnisse zeigen, daß auch von allen älteren Anlagen, die sicherheitsbestimmenden Anforderungen nach derzeitigem Stand der sicherheitstechnischen Erkenntnisse erfüllt werden und eine ausreichende Vorsorge gegen Schäden getroffen ist. Weiterhin sind bei allen Anlagen zusätzliche Maßnahmen zur Risikoreduzierung vorhanden. Ein sicherheitstechnisches Veralten der deutschen Kernkraftwerke konnte aufgrund der getroffenen Maßnahmen nicht festgestellt werden.

Physikalische Alterung

Von alterungsbedingten physikalischen Veränderungen können alle in Kernkraftwerken eingesetzten technischen Einrichtungen betroffen sein. Diese Veränderungen werden durch Einwirkung mechanischer, chemischer und thermischer Einflüsse sowie durch Strahlungseinflüsse verursacht. In der Regel kommt es dabei zu spezifischen Belastungskollektiven, die sich aus Kombinationen der Einzeleinflüsse aufbauen. Die Auswirkungen dieser Einflüsse machen sich häufig erst nach längeren Einsatzzeiten der Einrichtungen in der Betriebserfahrung bemerkbar. Dabei können auch beschleunigende, synergistisch wirkende Effekte nicht ausgeschlossen werden.

In der Sicherheitspraxis der deutschen Kernkraftwerke kommen umfangreiche Maßnahmen zum Tragen, um unzulässigen

Auswirkungen der Alterung der eingesetzten technischen Einrichtungen zu begegnen. Bekannte alterungsbedingte Schadensmechanismen wurden bereits bei der Auslegung, insbesondere durch entsprechende Festlegungen zur Werkstoffauswahl, Fertigung und Konstruktion, berücksichtigt. Um alterungsbedingte Veränderungen während des Betriebes erkennen und verfolgen zu können, werden Prüf- und Überwachungsmaßnahmen durchgeführt.

Den erkannten, bedeutsamen alterungsbedingten Veränderungen wird durch entsprechende Instandhaltungs- und Ertüchtigungsmaßnahmen sowie durch die Optimierung von Fahrweisen entgegengewirkt. Die diesbezüglich eingeleiteten Maßnahmen haben weitgehend gegriffen. Beispielsweise wurde konsequent ein Gesamtkonzept für den Sekundärkreislauf in allen deutschen Anlagen mit Druckwasserreaktoren umgesetzt. Dies beinhaltet die Umstellung der Wasserchemie sowie umfangreiche Umrüstungen insbesondere im Bereich der Turbinencondensatoren. Damit wurde ein Zustand erreicht, der sich im Vergleich zu anderen Anlagen westlicher Bauart als ausgesprochen günstig erweist. Die Zahl der aufgrund von Schädigungen verschlossenen Dampferzeugerheizrohre ist äußerst gering.

Auswertung der Betriebserfahrung

Um Anzeichen von Alterung und deren sicherheitstechnische Bedeutung festzustellen, sind Abweichungen von den erfahrungsgemäßen Beobachtungen der Betriebserfahrung zu ermitteln, die Ursachen der Abweichungen zu untersuchen und ihre sicherheitstechnische Relevanz zu bewerten. Alterungsbedingte Anzeichen treten in der Betriebserfahrung weit im Vorfeld einer sicherheitstechnischen Bedeutung auf. Sie müssen sorgfältig analysiert werden, um späteren Ausfällen von sicherheitsrelevanten Einrichtungen, insbesondere aus gemeinsamer alterungsbedingter Ursache, frühzeitig entgegenwirken zu können. Hierzu ist insbesondere die Betriebserfahrung aus den Prüfprotokollen, der vorbeugenden und reparaturbedingten Instandhaltung, den meldepflichtigen Ereignissen und die diesbezügliche Erfahrung aus den ausländischen Anlagen (wegen deren längeren Betriebszeiten) heranzuziehen.

Generation / Baulinie Type	Alterungsbedingte Ereignisse Age-induced events	summierte Ereignisse Total of events	Anteil Alterung pro Generation / Baulinie Percentage ageing per type
DWR < 700 MWe (2 Anlagen / 2 plants)	12	222	5%
	13	274	
DWR > 700 MWe (4 Anlagen / 4 plants)	22	286	9%
	28	257	
	29	319	
	13	196	
Vor-Konvoi (4 Anlagen / 4 plants)	3	138	8%
	5	124	
	16	95	
	11	105	
Konvoi (3 Anlagen / 3 plants)	4	43	8%
	3	37	
	2	32	
SWR 69 (4 Anlagen / 4 plants)	29	294	8%
	17	166	
	14	200	
	9	182	
SWR 72 (2 Anlagen / 2 plants)	1	41	5%
	3	44	
außer Betrieb / not in operation (2 Anlagen / 2 plants)	4	77	5%
	15	250	6%
Summe Total	253	3 382	Mittel von allen Anlagen Average of all plants 7%

Anteil von Ereignissen an aktiven maschinentechnischen Einrichtungen infolge Alterung in bezug auf die vorliegenden meldepflichtigen Ereignisse. Die Ereignisse wurden den nach Generationen eingeteilten Anlagen zugeordnet, um festzustellen, ob bei Altanlagen unter Umständen eine Häufung von alterungsbedingten Ausfällen vorliegt. Der Anteil der alterungsbedingten Ereignisse an aktiven maschinentechnischen Einrichtungen liegt im Bereich von 4-10% der insgesamt gemeldeten Ereignisse. Zwischen den älteren und den neueren Anlagen ist kein signifikanter Unterschied im Alterungsverhalten der eingesetzten Technik zu erkennen. Auch eine zeitliche Abhängigkeit, wie z. B. eine mit der Zeit ansteigende Anfälligkeit, konnte bisher nicht festgestellt werden.

Percentage of events at active mechanical equipment due to ageing with regard to the reportable events. The events were assigned to the plants classified according to generation in order to identify whether there might be an increased number of failures due to ageing at old plants. The percentage of age-induced events at active mechanical equipment is in the range of 4-10% of the total number of events reported. Between older and newer plants, there is no significant difference to be seen regarding ageing behaviour of the equipment applied. Until now, a temporal dependence, such as an increasing vulnerability in the course of time, could not be observed either.

Von der GRS werden die meldepflichtigen Ereignisse der deutschen Kernkraftwerke seit mehr als 20 Jahren systematisch ausgewertet. Dabei wird von ihr ebenfalls auf Erkenntnisse aus der Auswertung der Prüf- und Instandhaltungsunterlagen der Kernkraftwerke zurückgegriffen, die ihr durch die Arbeiten zur Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen für die technischen Einrichtungen vorliegen.

Um bei der Auswertung der Betriebserfahrung deutlich zwischen alterungs-

bedingten Schäden und solchen infolge nicht anforderungsgerechter Auslegung bzw. Betriebsführung trennen zu können, wurde der üblicherweise gebräuchliche, recht weit gefaßte Alterungsbegriff von der GRS pragmatisch eingegrenzt. Unter Alterung werden danach nur die sicherheitsrelevanten Veränderungen der technisch-physikalischen Eigenschaften von Einrichtungen verstanden, deren Ursachen bei zum Zeitpunkt der Planung der Einrichtungen nicht vorhergesehenen Belastungskollektiven liegen.

Alterungsphänomene und -mechanismen

Aus der Betriebserfahrung ist eine Vielzahl von alterungsbedingten Schadensphänomenen und -mechanismen bekannt. Als grundlegende alterungsbedingte Schadensmechanismen an passiven maschinentechnischen Einrichtungen sind beispielsweise zu betrachten:

- Mechanische und thermische Ermüdung infolge nieder- und hochzyklisch wechselnder Belastungen, z. B. infolge

- strömungsinduzierter Schwingungen bzw. thermischer Lastwechsel,
- Korrosion in vielfältiger Art durch Wechselwirkungen mit dem Betriebsmedium
- strahlungsinduzierte Versprödung im Bereich der Neutronenstrahlung,
- die teilweise synergistischen Wechsel-

wirkungen zwischen den genannten Mechanismen, wie beispielsweise Korrosionsermüdung oder strahlungsgestützte Spannungsrißkorrosion.

Eine Übersicht über weltweite Betriebserfahrung mit passiven maschinentechnischen Einrichtungen in Kernkraftwerken

mit Leichtwasserreaktoren zeigt, daß die aufgetretenen Schäden insbesondere auf eine unzureichende Beständigkeit der eingesetzten Konstruktionswerkstoffe, unvorhergesehene Umgebungsbedingungen und die Nichtberücksichtigung von Belastungen zurückzuführen sind.

Schadensursache <i>Cause of damage</i>	Randbedingungen <i>Boundary conditions</i>	Alterungsbedingter Schadensmechanismus <i>Age-induced damage mechanism</i>	Betroffene Komponenten <i>Components affected</i>	Werkstoff <i>Material</i>		
				F	A	NB
Unzureichende Korrosionsbeständigkeit des Werkstoffes <i>Insufficient corrosion resistance</i>	Ungünstige Strömung + niedriger O ₂ -Gehalt + pH < 9,5 <i>Unfavourable flow + low O₂ concentration + pH < 9.5</i>	Erosionskorrosion <i>Flow-assisted corrosion</i>	Rohrleitungen <i>Piping</i>	X		
	Sensibilisierung + oxidierendes Hochtemperaturwasser <i>Sensitisation + oxidising high-temperature water</i>	Interkristalline Spannungsrißkorrosion <i>Intergranular stress corrosion cracking</i>	Rohrleitungen <i>Piping</i>		X	
	Hochtemperaturwasser (HT) <i>High-temperature (HT) water</i>	Interkristalline Spannungsrißkorrosion <i>Intergranular stress corrosion cracking</i>	Heizröhre, Stutzen, Befestigungselemente <i>SG-tubes, nozzles, fasteners</i>			X
Unvorhergesehene Umgebungsbedingungen <i>Unforeseen environmental conditions</i>	Aufkonzentration v. Deionat, chloridhaltige Dichtungen <i>Fortification of demineralised water, chloride-containing seals</i>	Transkristalline Spannungsrißkorrosion <i>Transgranular stress corrosion cracking</i>	Rohrleitungen <i>Piping</i>		X	
	Borsäure-Leckagen <i>Boric-acid leakages</i>	Flächenkorrosion <i>Surface corrosion</i>	Behälter, Rohrleitungen <i>Vessels, piping</i>	X		
Nichtberücksichtigte Belastungen <i>Not considered loads</i>	Zyklischer Temperaturgradient <i>Cyclic temperature gradient</i>	Ermüdung <i>Fatigue</i>	Rohrleitungen, Stutzen <i>Piping, nozzles</i>		X	
		Korrosionsermüdung <i>Fatigue corrosion</i>	Rohrleitungen, Stutzen <i>Piping, nozzles</i>	X		
	Kritische Dehnraten + O ₂ -haltiges HT-Wasser <i>Critical strain rates + O₂-containing HT-water</i>	Dehnungsinduzierte Rißkorrosion <i>Strain-induced corrosion cracking</i>	Rohrleitungen, Stutzen <i>Piping, nozzles</i>	X		
F: Ferrit; A: Austenit; NB: Nickelbasislegierung <i>F: Ferrit; A: Austenite; NB: Nickel-base alloy</i>						

Weltweite Betriebserfahrung mit passiven maschinentechnischen Einrichtungen in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren
World-wide operating experience with passive mechanical equipment at nuclear power plants with light water reactors

Trendanalyse

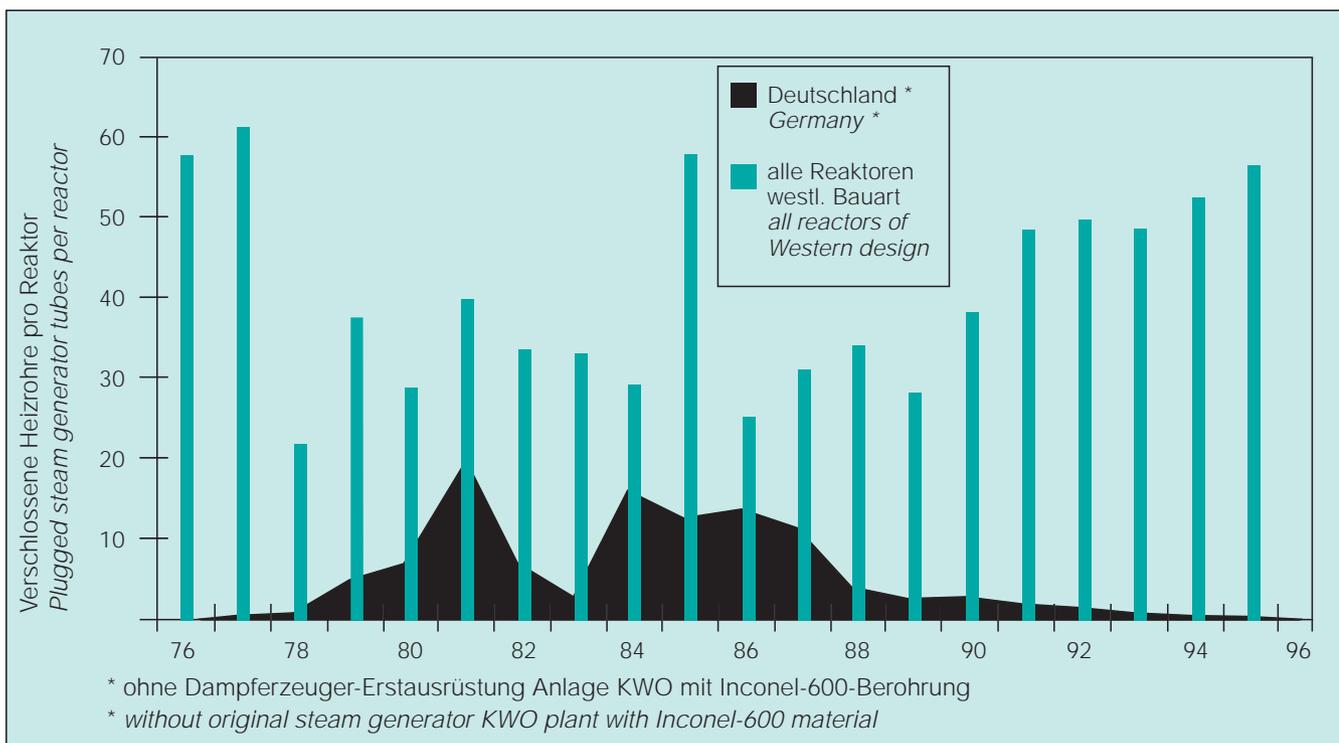
Das Alterungsverhalten von technischen Einrichtungen kann nicht nur allein anhand der Untersuchungen der Schadensmechanismen beurteilt werden. Ergänzend muß auch die Entwicklung der Funktionszuverlässigkeit mit fortschreitender Betriebszeit analysiert werden, um deren Veränderung aufgrund von Alterung zu erfassen. Zu diesem Zweck wurde von der GRS eine Trendanalyse entwickelt, die die Veränderung der Schadenshäufigkeit bzw. des mittleren Abstandes zwischen Ereignissen

halten stark prägen. Dazu müssen entsprechend lange Beobachtungszeiträume mit einer ausreichenden Anzahl von Ereignissen zur Verfügung stehen. Die Methode wurde für elektrische Leistungsschalter erprobt und hat sich bewährt. Sie soll zukünftig bei der Beurteilung des Alterungsverhaltens weiterer technischer Einrichtungen Anwendung finden.

Anlagenübergreifend zeigen die Auswertungen u. a., daß es bei Leistungsschaltern kein zentrales Bauteil gibt, das die Lebensdauer eines Schalters be-

fälligkeit durchgeführten Untersuchungen folgendes Bild:

Von Schäden, die erst nach längeren Betriebszeiten aufgetreten sind, waren in der Vergangenheit alle Anlagen, jedoch in unterschiedlichem Maß betroffen. Ein Großteil der in der Betriebszeit der Kernkraftwerke festgestellten Schäden ist auf fertigungs- und betriebsbedingte Qualitätsmängel zurückzuführen. Für die bisher aufgetretenen alterungsbedingten Schäden der technischen Einrichtungen ist kein unmittelbarer Zusammenhang mit dem



Verschlossene Dampferzeuger-Heizrohre pro Reaktor in deutschen und anderen Anlagen westlicher Bauart
 Plugged steam generator tubes per reactor at German and other plants of Western design

mit der Zeit bewertet. Es handelt sich um eine ingenieurmäßige Analyse, die sich auf der graphischen Darstellung des Trendverlaufs abstützt. Dabei wird die prozentuale Summenhäufigkeit der Ereignisse über der Betriebsdauer aufgetragen. Jedem Ereignis wird das gleiche Gewicht zugeordnet.

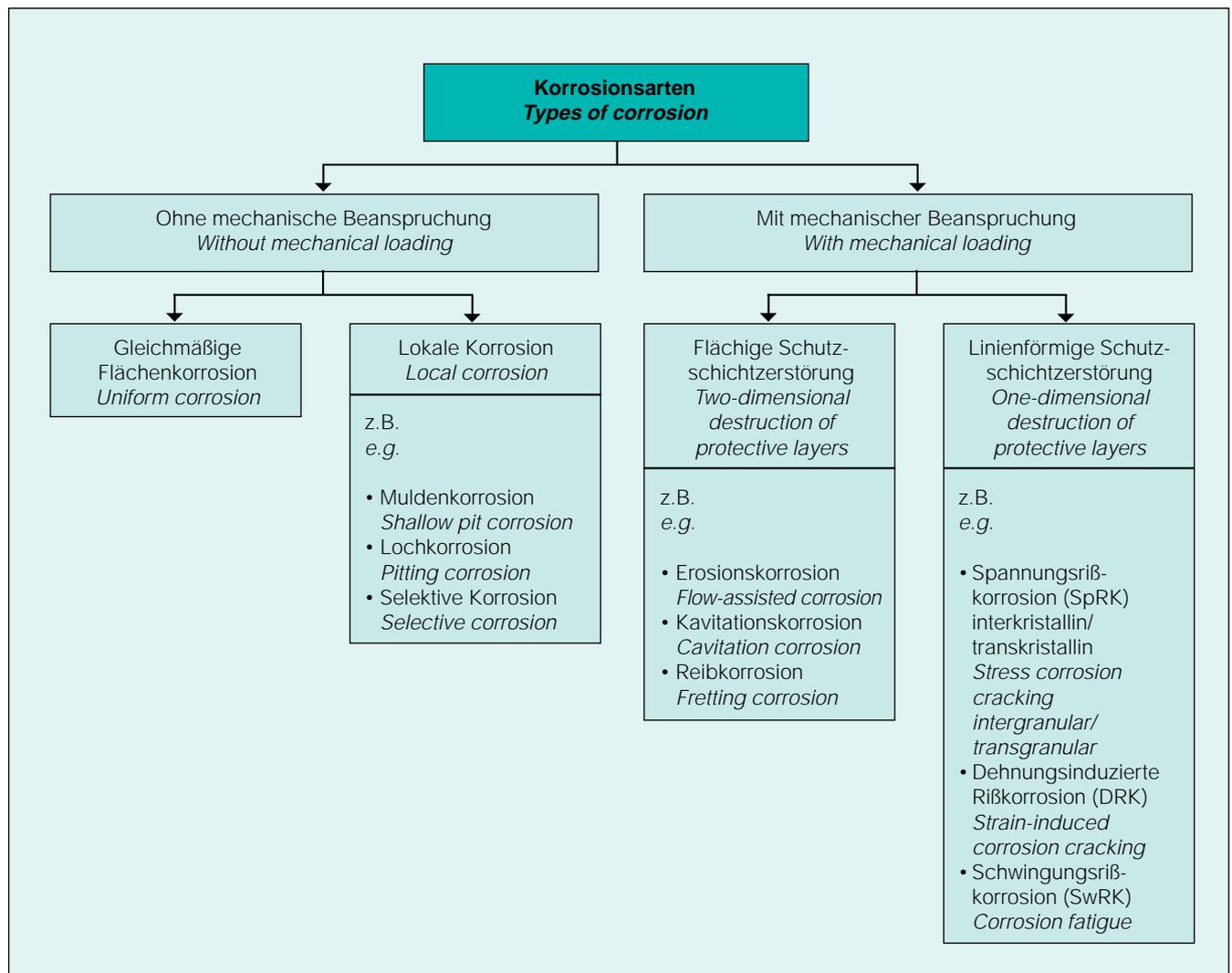
Solche Trendanalysen lassen nur belastbare Aussagen erwarten, wenn sie anlagenspezifisch durchgeführt werden, weil naturgemäß die spezifischen Betriebsbeanspruchungen, Betriebsweisen und die Instandhaltungspraxis das Ver-

halten stark prägen. Leistungsschalter setzen sich vielmehr aus einer Vielzahl von Bauteilen zusammen, von denen jedes ein spezifisches Alterungsverhalten hat. Im Rahmen der Instandhaltung können sie ersetzt werden, solange Ersatzteile beschafft werden können. Die Lebensdauer eines Schalters ist damit letzten Endes nur durch die Kosten für die Instandhaltung zur Erhaltung einer ausreichenden Zuverlässigkeit bestimmt.

Alterungsanfälligkeit

Insgesamt ergibt sich aus den von der GRS bisher bezüglich der Alterungsan-

Alter der Anlagen zu erkennen. Alle Schäden wurden stets rechtzeitig festgestellt und durch Ertüchtigungsmaßnahmen beseitigt, so daß grundsätzlich die sicherheitstechnische Bedeutung für die Anlagen nur begrenzt war. Die bisher praktizierten Maßnahmen sind auch wirksam, um einer sicherheitsrelevanten Alterung der Einrichtungen durch rechtzeitige Feststellung und Ertüchtigung wirksam begegnen zu können.



Korrosionsarten an passiven maschinentechnischen Einrichtungen von Kernkraftwerken
Types of corrosion at passive mechanical equipment of nuclear power plants

Verfügbarkeit qualifizierten Personals für den langfristig sicheren Betrieb der Kernkraftwerke

Von gleicher Bedeutung wie die Sicherstellung einer ausreichenden technischen Sicherheit ist für den langfristig sicheren Betrieb von Kernkraftwerken auch die Sicherstellung einer ausreichenden Anzahl qualifizierten Personals. Es gibt eine Reihe von Einflußgrößen, welche die Personalqualifikation langfristig beeinträchtigen können. Als geeignete Maßnahmen, um einer solchen Entwicklung entgegenzuwirken, werden insbesondere vorausschauende Personalpolitik und entsprechende Aus- und Weiterbildungsprogramme sowie der Erhalt eines Mindestmaßes an kerntechnikspezifischen Ausbildungs- und Studiengängen und an nationaler

Forschungs- und Entwicklungskompetenz gesehen. In Teilbereichen gibt es hierzu bereits Initiativen. Zur Zeit bestehen aus Sicht der GRS keine Probleme, die eine ausreichende Qualifikation der in der Kerntechnik Beschäftigten in Frage stellen.

Internationale Zusammenarbeit

Dem Alterungsmanagement wird seit Anfang der 80er Jahre weltweit zunehmende Aufmerksamkeit gewidmet. Unterschiede in den Vorgehensweisen sind dabei insbesondere durch die konkreten Auslegungskonzepte und die jeweilige Betriebspraxis, die daraus resultierende Betriebserfahrung sowie die Genehmigungs- und Aufsichtspraxis in den einzelnen Ländern geprägt. Die verschiedenen Vorgehensweisen werden auf

bilateraler Ebene insbesondere mit dem Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), der französischen Partnerorganisation der GRS, und der amerikanischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde, Nuclear Regulatory Commission (US NRC), diskutiert. Zunehmende Bedeutung gewinnt das Thema auch auf dem Gebiet der internationalen Zusammenarbeit im Rahmen der International Atomic Energy Agency (IAEA), der OECD sowie der EU. Diese Aktivitäten werden von der GRS aufmerksam verfolgt und mitgestaltet.

Ausblick

Aus den von der GRS bisher durchgeführten Untersuchungen ergibt sich, daß die in deutschen Anlagen zum Tragen kommenden technischen und organisatorischen

Maßnahmen z. Z. ausreichend sind, um unzulässigen Auswirkungen des Veraltens und der Alterung zu begegnen. Es sind derzeit keine Einschränkungen zu erkennen, die darauf hindeuteten, daß alle bestehenden Kernkraftwerke in Deutschland ihre geplante Lebensdauer nicht zumindest erreichen können. Zu berücksichtigen ist aber, daß die Auswirkungen alterungsrelevanter Belastungskollektive sich u. U. erst nach sehr langen Einsatzzeiten der technischen Einrichtungen zeigen können und die deutschen Kernkraftwerke mit großen Leistungseinheiten noch keine entsprechend langen Betriebszeiten aufweisen. Besondere Bedeutung kommt auch den Bereichen zu, für die wegen baustruktureller oder räumlicher Gegebenheiten bisher keine Prüfaussagen

vorliegen. Daraus leitet sich die Notwendigkeit einer Weiterentwicklung des Alterungsmanagements ab.

In den derzeit hierzu von der GRS durchgeführten Untersuchungen sind passive und aktive maschinentechnische Einrichtungen, elektro- und leittechnische Einrichtungen sowie bautechnische Einrichtungen einbezogen. Die Untersuchungen werden in zwei Schritten durchgeführt. In einem ersten Schritt wird das Alterungsverhalten der Einrichtungen mittels interdisziplinärer Experteneinschätzungen ingenieurtechnisch bewertet. Hierzu werden die in der GRS vorhandenen Informationen zu den technischen Charakteristika der Einrichtungen, zu ihrer Betriebserfahrung sowie entsprechende Erkenntnisse aus

Forschung und Entwicklung herangezogen. Für Bereiche mit umfangreicher Betriebserfahrung werden die relevanten Schadensmechanismen und anfälligen Bereiche herausgearbeitet. Aufbauend auf diesen Ergebnissen werden in einem zweiten Schritt vertiefende, analytische Untersuchungen zur Beurteilung der alterungsbedingten Einsatzzeiten von technischen Einrichtungen durchgeführt.

Weitere Arbeiten hierzu sind die Entwicklung von Kriterien zur Beurteilung der Lebensdauer von technischen Einrichtungen und die Entwicklung eines Rahmenprogramms zur langfristigen Sicherstellung qualifizierten Personals.

Developments and Results Concerning the Assessment of the Impacts of Long-Term Operation on the Safety of German Nuclear Power Plants

Ageing of nuclear power plants

Against the background of increasing operating periods, discussions are currently being held in a number of countries concerning the remaining service lives or service life extensions of nuclear power plants. There are many sides to this subject. Safety-related, economic, and also political aspects have to be considered. GRS deals with the impacts of long-term operation on the safety of the German nuclear power plants, especially within the framework of its activities for the Federal Ministry of the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU).

As for all other major technical plants, the planning and design of nuclear power plants is based on a defined service life. This period is determined in accordance with the technical experience with the operation of a plant at the time of its planning. Here it is common technical practice that the actually possible service lives of the technical equipment in the plants in part considerably exceed the planned service lives. The planning and design of the German nuclear power plants was based on a service life of 40 operating or 32 full-load years. A large number of the German nuclear power plants is at the end of the first half of this planned service life or has already passed it.

After long service lives of technical equipment, two different processes have to be taken into account by which a further use of the equipment in accordance with the

intended use can be impaired or questioned. These are the reliability decrease of the equipment employed in connection with a long service time and the further development of technology in the field of the respective equipment during the service time. In the first instance, we talk of the physical ageing of technical equipment, in the second case of technological ageing. In German, all measures taken in this regard are currently termed "Alterungsmanagement" (ageing management).

Safety Status

At present, 4 development stages of plants with pressurized water reactors and two of boiling water reactor plants are in operation, represented by the nuclear power plants that were commissioned at about the same time. In the course of their service times, safety upgradings have been implemented in all plants, and holi-

stic safety inspections including probabilistic safety analyses have been carried out or have far advanced.

The present results show that the safety-determining requirements according to the current state of safety-related findings are met even by all older plants and that sufficient precaution against damage has been taken. Furthermore, extra measures to minimise risks exist in all plants. Safety-related ageing of German nuclear power plants could not be determined because of the measures taken.

Physical ageing

All technical equipment in nuclear power plants can be affected by physical changes due to ageing. These changes are caused by the impact of mechanical, chemical and thermal influences as well as by radiation effects. Usually, there are specific load collectives forming from a combination of the individual influences. The effects can frequently only be seen after longer service times of the equipment in operation. Accelerating, synergistic effects can also not be excluded here.

In the safety practice of German nuclear power plants, extensive measures are taken to restrict the impermissible effects of ageing in the technical equipment used. Known damage mechanisms due to ageing have already been taken into account during the design, especially by

the respective stipulations on material selection, manufacture and construction. Inspection and monitoring measures are carried out to be able to detect changes due to ageing during operation.

Any perceived significant changes due to ageing are counteracted by respective maintenance and upgrading measures as well as by optimising operating modes. The measures introduced in this direction have largely shown their effect. The consequent implementation of an overall concept for the secondary system in all German plants with pressurized water reactors, for example, comprising the adaptation of water chemistry as well as extensive re-equipment, particularly in the area of the turbine condensers, has reached a state proving very favourable

compared to other Western-type plants. The number of steam generator tubes plugged because of damage is extremely low.

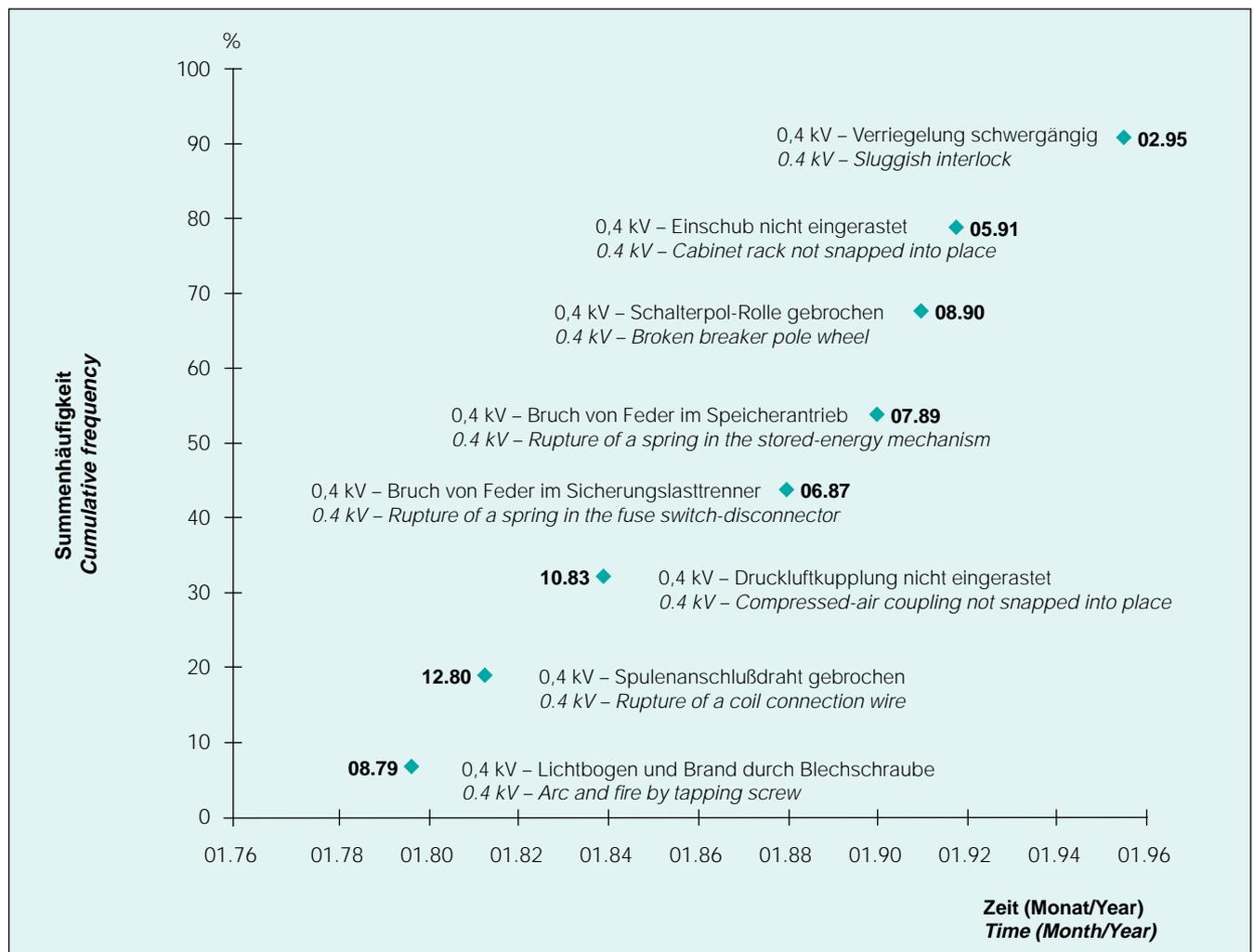
Evaluation of operating experience

To determine indications of ageing and their safety-related significance, deviations from the usual observations of operating experience have to be investigated, the causes for the deviations examined, and their relevance for technical safety assessed. In operating experience, indications of ageing occur long before having significance for technical safety. These indications have to be analysed carefully to be able to counteract later failures of safety-relevant equipment at an early stage, especially common-cause failures due to ageing. The operating experience

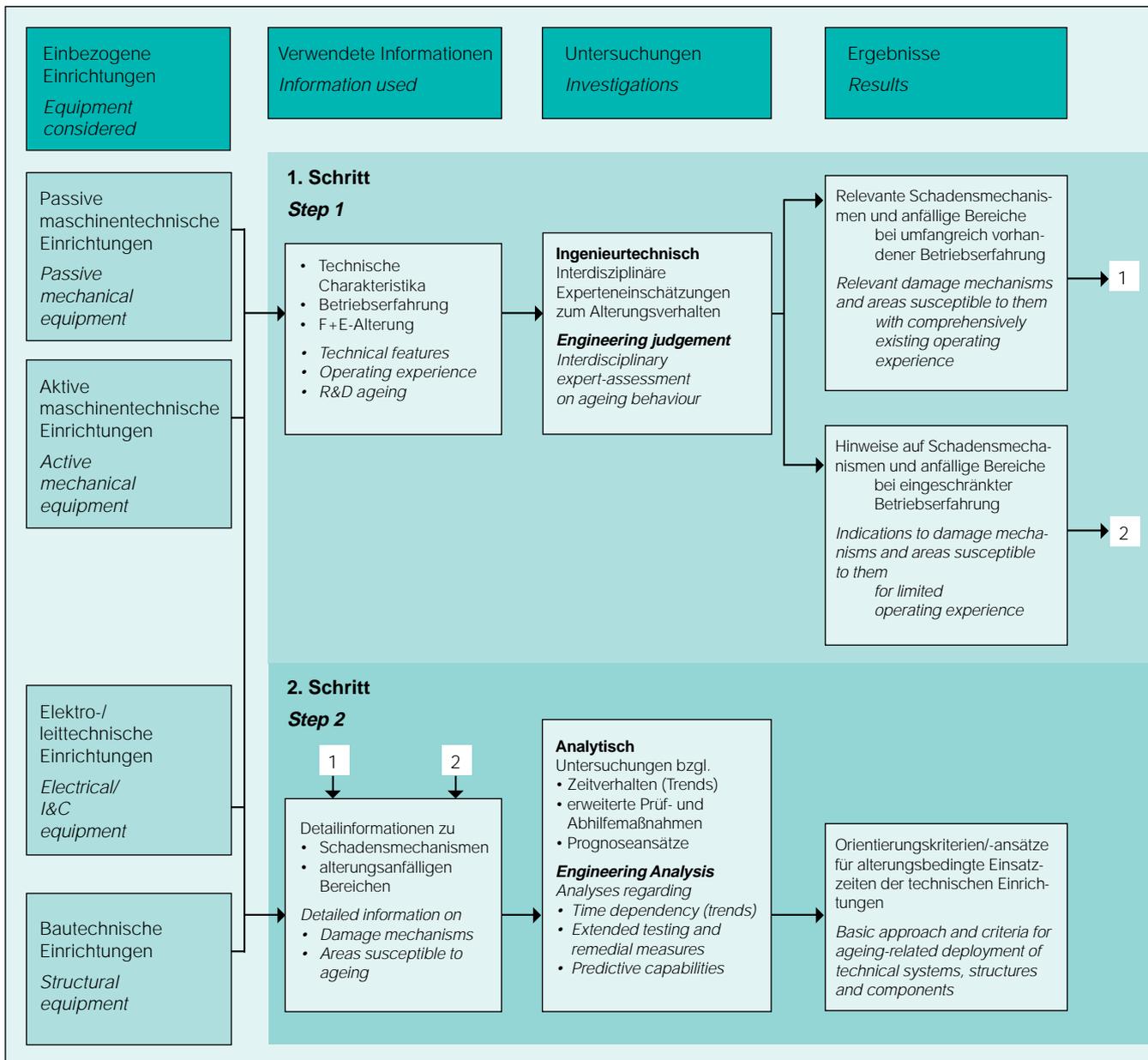
from inspection protocols, preventive maintenance and maintenance due to repair, notifiable events and the respective experience of foreign plants (because of their longer operating times) have to be used here.

GRS has systematically been analysing the notifiable events of German nuclear power plants for more than 20 years. GRS here also uses the findings from evaluating the inspection and maintenance documents of the nuclear power plants available from its studies to determine reliability parameters for technical equipment.

In the evaluation of operating experience, GRS delimited the quite broad term of ageing normally used pragmatically to be able to clearly distinguish between damage that is due to ageing and damage that is



Trendverlauf meldepflichtiger Ereignisse an Leistungsschaltern einer DWR-Anlage
Trend of reportable events at circuit breakers of a PWR plant



Übersicht über Untersuchungen der GRS zur Weiterentwicklung des Alterungsmangements
 Survey of GRS analyses for the further development of ageing management

due to a design or to operation that is not in accordance with the requirements. According to this delimitation, only those safety-relevant changes of the technical and physical properties of equipment represent ageing of which the causes are load collectives that were not anticipated at the time of planning the equipment.

Ageing phenomena and mechanisms

A variety of damage phenomena and mechanisms due to ageing is known from operating experience. The following ex-

amples have to be considered as basic damage mechanisms of passive machine equipment:

- mechanical and thermal fatigue owing to low and highly cyclic changing loads, e.g. due to flow-induced oscillation or thermal load variation
- corrosion in various kinds by interactions with the operating medium
- radiation-induced embrittlement in the area of neutron radiation
- the partially synergistic interactions between the mechanisms mentioned, like

corrosion fatigue or stress corrosion cracking supported by radiation, for example.

A survey on the world-wide operating experience with passive mechanical equipment in nuclear power plants with light water reactors shows that the damage cases which have occurred are to be attributed in particular to insufficient corrosion resistance of the construction materials employed, unforeseen environmental conditions, and the non-consideration of loads.

Trend analysis

The ageing behaviour of technical equipment cannot be assessed solely by investigating damage mechanisms. In addition, the development of functional reliability with a progressing operating time has to be analysed to determine its change due to ageing. For this purpose, a trend analysis was developed by GRS, evaluating the change of damage frequency or the average distance between events in the course of time. It represents an engineering analysis based on the graphic illustration of the course of the trend. The frequency of events accumulated over the operating period by per cent is used here. The same weight is assigned to every event.

Reliable assertions may only be expected from such trend analyses if they are carried out in a plant-specific way, as the specific operational stresses, operating modes and maintenance practices naturally have a strong influence on the behaviour. For this purpose, there have to be adequately long observation periods with a sufficient number of events. The method was tested for electrical circuit-breakers and proved a success. In the future, it will be used in assessing the ageing behaviour of further technical equipment.

Beyond the plant level, the analyses show among other things that circuit-breakers do not have one central component that determines the service life of a switch. Circuit-breakers, on the contrary, are composed of a variety of components, each of which has a specific ageing behaviour. They can be replaced in the course of maintenance as long as spare parts can be procured. The service life of a circuit-breaker is thus finally only determined by the maintenance costs for ensuring sufficient reliability.

Sensitivity to ageing

Based on the examinations relating to the sensitivity to ageing performed by GRS so far, the situation is as follows:

In the past, all plants were affected by damage which only occurred after longer operating periods, albeit to different extents. A large proportion of the damage determined during the operating time of

nuclear power plants is to be attributed to manufacturing and operating quality deficiencies. For the damage of technical equipment due to ageing which has occurred so far, no direct connection with the age of the plants can be seen. All damage was always discovered in time and removed by upgrading measures so that the safety significance for the plants was generally limited. The measures practised so far are also effective to successfully counteract safety-relevant ageing of equipment by early discovery and upgrading of the equipment in time.

Availability of qualified personnel for safe long-term operation of nuclear power plants

Ensuring a sufficient number of qualified personnel is as important for safe long-term operation of nuclear power plants as ensuring sufficient technical safety. There are a number of influencing parameters which can impair the qualification of personnel in the long run. In particular, a foresighted human resources policy and the respective training and further qualification programmes as well as maintaining a minimum of training and university courses and national and international competence in research and development represent appropriate measures to counteract such a development. In partial areas, there are already initiatives relating hereto. At present, GRS holds the view that there are no problems questioning a sufficient qualification of the personnel employed in the nuclear engineering sector.

International co-operation

Since the beginning of the 80s, increasing world-wide attention has been paid to ageing management. The differences in the procedures are particularly characterised by the actual design concepts and the respective operating practice, the operating experience resulting herefrom as well as licensing and supervisory practices in individual countries. The different procedures are discussed on a bilateral level, especially with the Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), GRS' French partner organisation, and the Nuclear Regulatory Commission (US-NRC). The subject is also attracting increasing importance in the field of international co-operation within the framework of the International Atomic Energy Agency (IAEA), the

OECD as well as the EU. GRS observes these activities attentively and participates in them.

Prospects

The examinations which have been carried out by GRS so far show that the technical and organisational measures taken in German plants are at present sufficient to counteract impermissible impacts due to physical and technological ageing. At present, no restrictions are perceived which indicate that the nuclear power plants existing in Germany may not reach at least their planned service life. It must, however, be considered that the effects of load collectives relevant for ageing can possibly only show after very long service lives of the technical equipment and that the German nuclear power plants with large power units have not yet had the respective long operating periods. Those areas for which there are no examination results because of structural or spatial facts are also particularly important. The necessity to further develop ageing management can be derived herefrom.

The examinations currently performed by GRS include passive and active mechanical equipment, instrumentation and control equipment as well as structural equipment. The examinations are carried out in two steps. In the first step, ageing behaviour of the equipment is assessed via interdisciplinary expert engineering assessments. The information on technical characteristics of the equipment, their operating experience as well as respective findings from research and development available at GRS are used heretofore. For areas with an extensive operating experience, the relevant damage mechanisms and the sensitive areas are elaborated. Based on these results, more detailed, analytical examinations to assess the service times of technical equipment due to ageing are then performed in a second step.

Further studies include the development of criteria for assessing the service life of technical equipment and the development of a basic programme for ensuring long-term availability of qualified staff.

Erkenntnisse aus Precursor-Analysen in der GRS

Precursor sind Ereignisse in kerntechnischen Anlagen, die selbst keine schwerwiegenden Auswirkungen hatten, die aber bei unterstelltem Auftreten zusätzlicher Fehler oder auslösender Ereignisse zu schwerwiegenden Auswirkungen hätten führen können. Die Precursor-Analyse bewertet solche Ereignisse mit probabilistischen Methoden und ermittelt die Wahrscheinlichkeit, mit der aufgrund des Ereignisses ein Systemschadenszustand hätte auftreten können. Dabei handelt es sich um eine international anerkannte Methode zur Quantifizierung der sicherheitstechnischen Bedeutung von Ereignissen.

Mit den Precursor-Analysen wird eine kontinuierliche Verfolgung des Sicherheitsniveaus der Kernkraftwerksanlagen ermöglicht. Darüber hinaus dienen Precursor-Analysen der Erkennung eventueller Schwachstellen, durch deren Beseitigung die Sicherheit von Kernkraftwerken weiter verbessert werden kann. Zusätzlich zur ingenieurmäßigen Bewertung der Betriebserfahrung ist die Precursor-Analyse eine Methode zur Beurteilung der sicherheitstechnischen Bedeutung meldepflichtiger Ereignisse.

Aufbauend auf den Erfahrungen bei der Durchführung probabilistischer Sicherheitsanalysen wurde eine Vorgehensweise zur systematischen Precursor-Bewertung aller meldepflichtigen Ereignisse entwickelt und seit 1993 für die Beurteilung der sicherheitstechnischen Bedeutung meldepflichtiger Ereignisse angewandt.

Nachfolgend wird ein zusammenfassender Überblick über den derzeitigen Stand der Precursor-Analysen in der GRS gegeben. Dabei wird zunächst die Methodik beschrieben. Danach werden wesentliche Ergebnisse aus Precursor-Bewertungen meldepflichtiger Ereignisse aufgeführt und Schlußfolgerungen für weitere Arbeiten abgeleitet.

Methodik der Precursor-Analyse in der GRS

Die Methodik beruht in einem ersten Schritt auf einer systematischen ingenieurmäßig orientierten Vorauswahl der meldepflichtigen Ereignisse in bezug auf ihre Precursor-Relevanz. Diese Vorauswahl erfolgt mittels eines von der GRS entwickelten Kriterienkatalogs. Im weiteren Verlauf der Auswertung wird überprüft, ob ein als möglicher Precursor ausgewähltes Ereignis mit derzeit vorhandenen probabilistischen Methoden bewertbar ist. Ist dies nicht der Fall, wird das betreffende Ereignis gesondert dokumentiert. Aus dem Überblick

der nicht bewertbaren Ereignisse läßt sich ggf. erforderlicher weiterer Forschungsbedarf für PSA-Methoden (PSA = Probabilistische Sicherheitsanalyse) ableiten.

Bei der Bewertung möglicher Precursor-Ereignisse werden Ereignisse nicht weiterbehandelt, bei denen die Wahrscheinlichkeit für einen Systemschadenszustand kleiner als 10^{-6} ist (Abschneidekriterium). Die Bewertung erfolgt in zwei Schritten. In einer auf konservativen Annahmen beruhenden Abschätzung wird ermittelt, ob das Abschneidekriterium deutlich unterschritten wird. Im Falle der Überschreitung erfolgt eine detaillierte, weitgehend anlagenspezifische probabilistische Bewertung. Ereignisse mit einer Wahrscheinlichkeit für einen Systemschadenszustand größer als 10^{-6} werden als Precursor dokumentiert.

Ergebnisse aus den Ereignissen von 1993

Im Jahr 1993 wurden 179 Ereignisse aus deutschen Kernkraftwerken gemeldet. In der Vorauswahl wurden 27 Ereignisse als mögliche Precursor für eine weitere Analyse ermittelt, wovon acht auf Anlagen mit Druckwasserreaktoren (DWR) und 19 auf Anlagen mit Siedewasserreaktoren (SWR) entfielen. Von den 27 ausgewählten Ereignissen wurden sieben als probabilistisch nicht bewertbar ausgesondert. Bei 13 Ereignissen wurde die Wahrscheinlichkeit für Systemschadenszustände konservativ als kleiner 10^{-6} bestimmt. Im Ergebnis wurden 6 Precursor mit einer Wahrscheinlichkeit für Systemschadenszustände von größer als 10^{-6} ermittelt. Dabei wurden zwei Ereignisse, die zeitgleich in einer Anlage auftraten, als ein Precursor bewertet.

Bei vier der sieben probabilistisch nicht bewerteten Ereignisse handelt es sich um Anrisse an Schweißnähten von austenitischen Rohrleitungen in SWR-Anlagen. Die sicherheitstechnische Bedeutung dieser

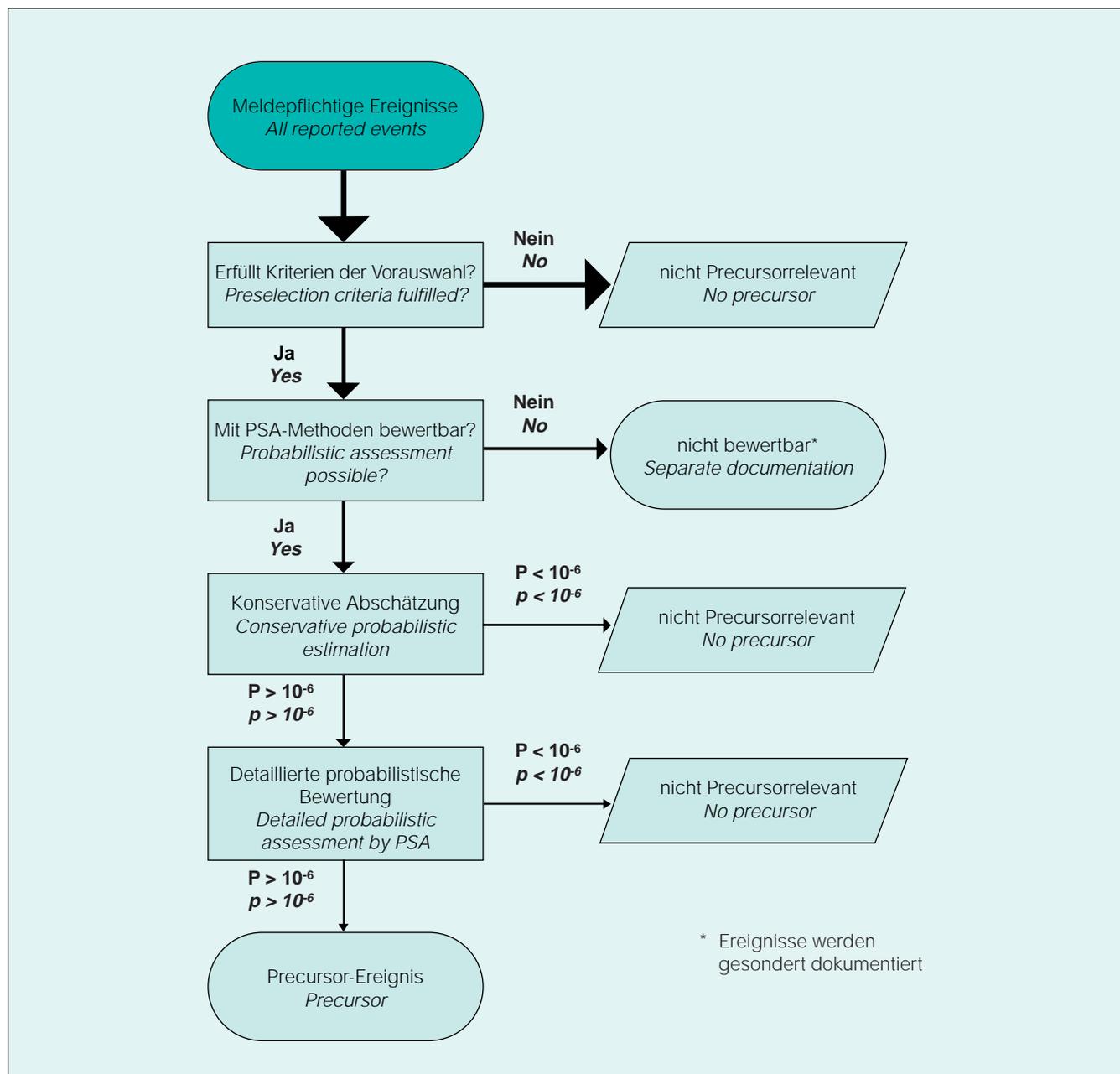
Rißbefunde wurde umfassend mit ingenieurmäßigen Methoden bewertet. Eine probabilistische Bewertung ist bislang nicht durchgeführt worden, da eine quantitative Analyse für jedes Einzelereignis nur mit großem Aufwand möglich ist.

Ein weiteres probabilistisches nicht bewertetes Ereignis betraf den fehlerhaften Einbau von elektronischen Baugruppen in der Sicherheitsleittechnik einer DWR-Anlage. Aufgrund dieses Fehlers wären bei übergreifenden Einwirkungen, die mit einem Eintrag von Überspannungen verknüpft sind, redundanzübergreifende Funktionsstörungen in der Leittechnik nicht auszuschließen gewesen. Eine probabilistische Bewertung war aufgrund der komplexen Fehlermöglichkeiten und der großen Zahl eventuell betroffener Funktionen bisher nicht möglich. Ausgehend von der geringen Eintrittshäufigkeit solcher übergreifender Einwirkungen ist die sicherheitstechnische Bedeutung dieses Ereignisses eher gering einzustufen.

Die verbleibenden zwei probabilistisch nicht bewerteten Ereignisse des Jahres 1993 betrafen Brandschutzeinrichtungen. Dabei handelte es sich bei einem Ereignis um Funktionsstörungen in der Mechanik der Schmelzlotauslösung von Brandschutzklappen. Im Jahr 1994 traten gleiche Fehlerfunktionen auf. Die exemplarisch für ein Ereignis des Jahres 1994 durchgeführte Bewertung ergab eine Wahrscheinlichkeit für Systemschadenszustände aufgrund solcher Ausfälle von kleiner 10^{-6} .

Ein weiteres Ereignis aus dem Jahre 1993, bei dem der Ausfall der Sirenenanlage gemeldet wurde, konnte aufgrund der fehlenden anlagenspezifischen PSA für den Brandfall probabilistisch nicht bewertet werden.

Beim überwiegenden Teil der nach der probabilistischen Bewertung als Precursor identifizierten Ereignisse handelte es sich um Funktionsstörungen in Sicherheitssystemen ohne gleichzeitiges auslösendes Ereignis für die Anforderung des betroffenen Sicherheitssystems. Aus der Tatsache, daß fünf der sechs Precursor SWR-Anlagen betrafen, können keine allgemeinen Aussagen abgeleitet werden, da es sich um eine statistische Momentaufnahme bezogen auf das Jahr 1993



Vorgehensweise bei der Precursor-Bewertung von meldepflichtigen Ereignissen
 Procedure of precursor assessment of reportable events

handelt. Die vorläufigen Ergebnisse der Jahre 1994 und 1997 zeigen ein anderes Bild.

Summarisch ergibt sich aus den Beiträgen der einzelnen Precursor des Jahres 1993 eine Gesamtwahrscheinlichkeit für System-schadenszustände in den deutschen Kernkraftwerken von $7,9 \cdot 10^{-5}$. Bei der Beurteilung dieses Ergebnisses muß jedoch berücksichtigt werden, daß eine nennenswerte Zahl von Ereignissen nicht bewertet werden konnte und daß die

Einzelresultate auf PSA unterschiedlicher Art und Qualität beruhen.

Beispiel einer Precursor-Bewertung

Als Beispiel soll hier die Bewertung eines Ereignisses kurz dargestellt werden. Es handelte sich dabei um Befunde an zusätzlichen sogenannten diversitären Druckbegrenzungsventilen in einer SWR-Anlage. Diese Druckbegrenzungsventile sind als zusätzliche Redundanz zu den Sicherheits- und Entlastungsventilen in

den deutschen Siedewasserreaktoren eingebaut worden. In der betroffenen Anlage sind acht Sicherheits- und Entlastungsventile sowie sechs dieser zusätzlichen Druckbegrenzungsventile zur Begrenzung des Drucks im Reaktor vorhanden. Das Ereignis war dadurch charakterisiert, daß bei einer wiederkehrenden Prüfung während der Revision 1993 eines dieser Ventile nicht vollständig öffnete. Die Ursache dieser Funktionsbeeinträchtigung lag in der Verharzung von Schmierfett infolge hoher Temperaturen. Bei anschließend

durchgeführten Inspektionen wurde an allen weiteren zusätzlichen Druckbegrenzungsventilen eine Verharzung des Schmierfettes festgestellt. Dieses Ereignis wurde zur Weiterbehandlung ausgewählt, da es sich um Ausfälle aufgrund gemeinsamer Ursache in einer Sicherheitseinrichtung handelte, welche bei verschiedenen aus-

lösenden Ereignissen angefordert werden kann.

Nur drei der sechs zusätzlichen Druckbegrenzungsventile hätten nachweislich ihre Funktion erfüllt. Zur Druckbegrenzung bei Störfällen sind vier von sechs dieser Druckbegrenzungsventile erforderlich, wenn zu-

sätzlich unterstellt wird, daß alle acht Sicherheits- und Entlastungsventile sich nicht öffnen. Über den Zeitpunkt der Verharzung liegen keine Informationen vor. Für die probabilistische Bewertung wird deshalb konservativ angenommen, daß die zusätzliche Druckbegrenzung im gesamten Betriebszyklus, also für ein

Lfd.-Nr. No.	Typ Plant type	Kurzbeschreibung Short description	dominierendes auslösendes Ereignis ^{*)} Main initiator ^{*)}	Wahrscheinlichkeit für System-schadenszustände System damage probability
1	DWR PWR	Ausfall eines FD-Abblaseregelventils <i>Failure of a main steam relief valve</i>	kleines Leck im Primärkreislauf <i>Small leak in the primary circuit</i>	$2,1 \cdot 10^{-6}$
2	SWR BWR	Funktionsstörung an Armaturen in der Saugleitung der Treibwasserpumpen <i>Functional disturbance of valves in the suction line of the internal recirculation pumps</i>	Kühlmittelverluststörfall (KMV) <i>Loss of coolant accident (LOCA)</i>	$3,3 \cdot 10^{-6}$
3	SWR BWR	Transiente (Notstromfall) beim Anfahren nach längerem Anlagenstillstand <i>Transient (loss of offsite power) during restart after a relatively long outage</i>	Notstromfall ^{*)} <i>Loss of offsite power (LOOP)^{*)}</i>	$4,7 \cdot 10^{-5}$
4	SWR BWR	Leckage in Kühlwasser-Rücklaufleitungen eines Ladeluftkühlers und eines Turboladers an Notstromdieselmotoren <i>Leakage in a coolant recirculation loop of a charge air cooler and a turbocharger on emergency diesel engines</i>	Notstromfall <i>LOOP</i>	$3,0 \cdot 10^{-6}$
5	SWR BWR	Unvollständiges Öffnen eines diversitären Druckbegrenzungsventils <i>Incomplete opening of a diverse relief valve</i>	Transiente, KMV <i>Transient, LOCA</i>	$1,9 \cdot 10^{-5}$
6	SWR BWR	Leckage an Dichtungen der Abgasleitung eines Notstromdieselmotors <i>Leakage at seals of the exhaust gas line of an emergency diesel engine</i>	Notstromfall <i>LOOP</i>	$4,7 \cdot 10^{-6}$
Summe der Beiträge der einzelnen Precursor <i>Total system damage probability due to precursors</i>				$W_{ges} = 7,9 \cdot 10^{-5}$
^{*)} Bei diesem Precursor lag ein auslösendes Ereignis mit Anforderungen von Sicherheitssystemen vor ^{*)} <i>For this precursor there was an initiating event demanding safety systems</i> ^{**) Postuliertes auslösendes Ereignis mit dem größten Beitrag zur Wahrscheinlichkeit für Systemschadenszustände} ^{**) <i>Postulated initiating event with the largest contribution to system damage probability</i>}				

Precursor-Ereignisse des Jahres 1993

Precursor events of the year 1993

Reaktorbetriebsjahr, nicht verfügbar war. Die Bewertung aller Ereignisabläufe, bei denen die zusätzliche Druckbegrenzung angefordert wird, wurde mittels anlagenspezifischer PSA durchgeführt. Aufgrund dieses Ereignisses wurde eine Wahrscheinlichkeit für Systemschadenszustände von $1,9 \cdot 10^{-5}$ ermittelt. Das dominierende auslösende Ereignis ist dabei die Transiente „Ausfall der Hauptwärmesenke mit Durchdringungsabschluß der Frischdampfleitungen ohne Ausfall der Speisewasserversorgung“.

Schlußfolgerungen aus den Precursor-Analysen für 1993

Insgesamt läßt sich feststellen, daß bei keinem der 1993 gemeldeten und probabilistisch bewerteten Ereignisse die Sicherheitsreserven nennenswert reduziert waren. Die Wahrscheinlichkeit für Systemschadenszustände war für jeden analysierten Fall kleiner als 10^{-4} und damit im Vergleich mit Wahrscheinlichkeitskennwerten für solche Precursor-Analysen gering. Die ermittelten Wahrscheinlichkeiten für Systemschadenszustände aufgrund der aufgetretenen Ereignisse sind mit den Ergebnissen von probabilistischen Sicherheitsanalysen nicht unmittelbar vergleichbar, da bei diesen Häufigkeiten pro Anlage und Jahr ausgewiesen werden.

Summarisch ergibt sich aus den Beiträgen der einzelnen Precursor des Jahres 1993

eine Gesamtwahrscheinlichkeit für Systemschadenszustände von $7,9 \cdot 10^{-5}$. Dabei ist jedoch zu berücksichtigen, daß eine nennenswerte Zahl von Ereignissen nicht bewertet werden konnte. Bezieht man den Wert auf die Zahl der im Jahr 1993 in Betrieb befindlichen Anlagen und den Betrachtungszeitraum von einem Jahr, ergibt sich die Häufigkeit von Systemschadenszuständen aufgrund der Precursor von $4,0 \cdot 10^{-6}$ /a je Anlage. Dieser geringe Wert zeigt, daß die im Jahr 1993 gemeldeten und bewerteten Ereignisse keine erhöhte Häufigkeit für Systemschadenszustände zur Folge hatten.

Ausblick auf weitere Arbeiten

In der GRS werden die Precursor-Analysen kontinuierlich fortgesetzt. Für die Jahre 1994 und 1997 liegen weitere Ergebnisse vor.

Die Anzahl der meldepflichtigen Ereignisse hat in diesen Zeitraum stetig abgenommen. Es zeigt sich, daß die 1994 und 1997 gemeldeten Ereignisse sowohl im Hinblick auf die Anzahl der Precursor als auch auf ihre Bedeutung keine Hinweise auf eine erhöhte Häufigkeit für Systemschadenszustände geben.

Mit der in der GRS entwickelten Vorgehensweise zur Durchführung von Precursor-Analysen ist ein Mittel zur probabili-

stischen Bewertung sicherheitstechnisch bedeutsamer Ereignisse in deutschen Kernkraftwerken bereitgestellt worden. Damit wird ein Beitrag für eine sachliche Diskussion der sicherheitstechnischen Bedeutung dieser Ereignisse geleistet. Werden Precursor-Analysen über mehrere Jahre hinweg mit einer einheitlichen Vorgehensweise durchgeführt, können die Ergebnisse zur kontinuierlichen Verfolgung sowie für eine Trendanalyse des Sicherheitsniveaus deutscher Kernkraftwerke herangezogen werden.

Aus den nicht bewerteten Ereignissen läßt sich ein Bedarf für die Entwicklung von Methoden zur probabilistischen Bewertung von Ereignissen mit redundanzübergreifenden Fremd- oder Überspannungseinträgen ableiten.

Die Erfahrung mit der Precursor-Bewertung der meldepflichtigen Ereignisse in deutschen Kernkraftwerken hat gezeigt, daß es sich hierbei um ein wichtiges Element der Ereignisbewertung handelt. Neben der ingenieurmäßigen Beurteilung der sicherheitstechnischen Bedeutung und der Übertragbarkeit der Ereignisse bietet diese probabilistische Methode eine quantitative Möglichkeit der sicherheitstechnischen Einschätzung.

Findings from Precursor Analyses at GRS

Precursors are events in nuclear plants which did not have any serious effects themselves, but which could have led to serious effects if the occurrence of additional faults or initiating events is assumed. Precursor analysis assesses such events using probabilistic methods and determines the probability with which damage could have occurred because of the event. It represents an internationally recognised method for quantifying the safety-related significance of events.

Precursor analyses render a continuous observation of the safety level of nuclear power plants possible. In addition, precursor analyses serve the purpose of detecting potential weaknesses, the removal of which can further improve the safety of nuclear power plants. In addition to the engineering evaluation of operating experience, the precursor analysis represents a method for assessing the safety-related significance of notifiable events.

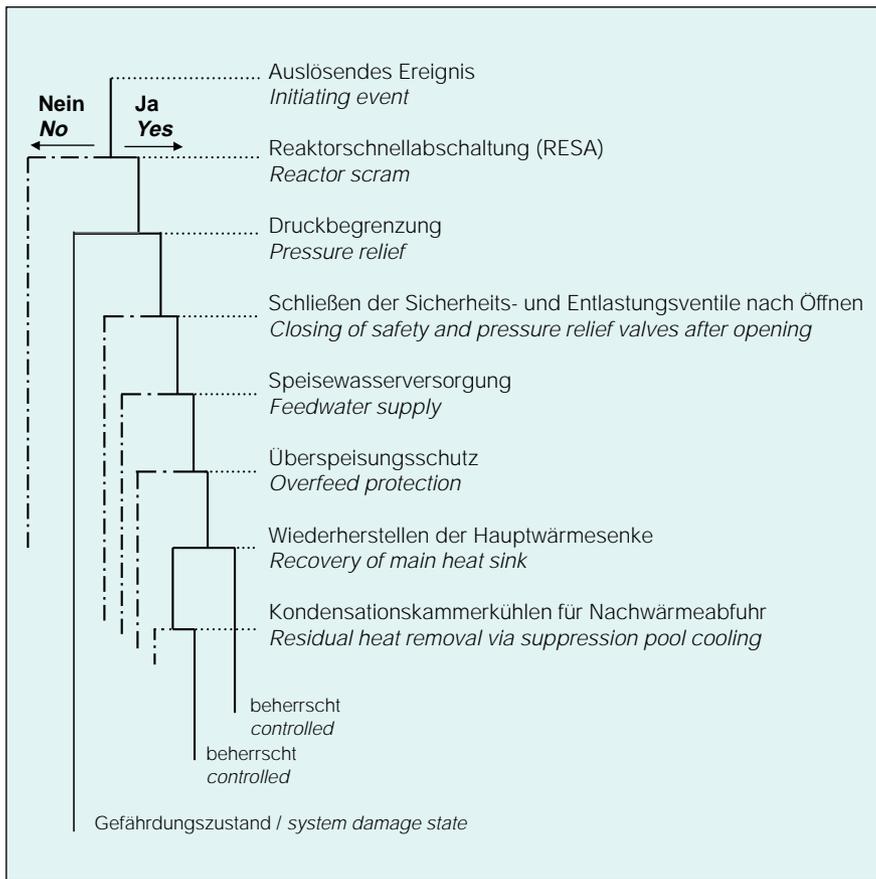
Based on the experience gathered during the performance of probabilistic safety analyses, a procedure for the systematic precursor assessment of all notifiable events was developed and has been employed for the assessment of the safety-related significance of notifiable events since 1993.

Below, a brief survey is given of the current state of precursor analyses at GRS. The methodology is described first after which,

essential results of precursor assessments of reportable events will be listed, and conclusions for further studies will be derived.

Methodology of the precursor analysis at GRS

In a first step, the methodology is based on a systematic engineering-oriented preselection of the notifiable events with respect to their precursor relevance. This preselection is made with a catalogue of criteria developed by GRS. In the further course of the analysis it is examined whether an event chosen as a potential precursor can be assessed with the currently available probabilistic methods. If this is not so, the event concerned is documented separately. From the survey of non-assessable events, potentially necessary further research demand for PSA methods (PSA =



Vereinfachtes Ereignisablaufdiagramm für die im Beispiel beschriebene Transiente. Der durch das Ereignis beeinflusste Pfad zu einem nicht auslegungsgemäß beherrschten Zustand ist hervorgehoben.

Simplified event sequence diagram for the transient described in the example. The path influenced by the event for a state not controlled according to the design basis is highlighted.

probabilistic safety analysis) can be derived.

In the probabilistic assessment of possible precursor events, those with a system damage probability $<10^{-6}$ are no longer dealt with (cut-of criterion). The assessment is carried out in two steps. In an estimate based on conservative assumptions it is determined whether the event clearly falls below the cut-off criterion. If the cut-off criterion is exceeded, a detailed, largely plant-specific assessment is made. Events with a system damage state probability $>10^{-6}$ are documented as precursors.

Results derived from the 1993 events

In 1993, 179 events were reported by German nuclear power plants. In the pre-selection, 27 events were determined as possible precursors for further analysis, with 8 events belonging to plants with pressurized water reactors (PWR) and 19 to

plants with boiling water reactors (BWR). Of the 27 events selected, 7 were eliminated as probabilistically non-assessable. For 13 events, the system damage state probability was determined conservatively to be $<10^{-6}$. In the result, 6 precursors with system damage state probabilities of $>10^{-6}$ were determined, with two events having occurred simultaneously in one plant being assessed as one precursor.

4 of the 7 events not assessed probabilistically are initial cracks in weld seams of austenitic pipes in BWR plants. The safety significance of these crack findings was comprehensively assessed by engineering methods. A probabilistic assessment has not been carried out insofar as a quantitative analysis for every individual event is only possible with great efforts.

A further event not probabilistically assessed refers to the faulty installation of electronic components in the instrumentation

and control system of a PWR plant. Because of this defect, redundancy-wide functional disturbances could not have been excluded in instrumentation and control systems upon spreading impacts connected with the admission of overvoltages. A probabilistic assessment has not yet been possible so far because of the complex defect potentials and the great number of potentially affected functions. Based on the low frequency of occurrence of such spreading impacts, the safety significance of this event is to be rated as rather low.

The remaining two events of 1993 not probabilistically assessed concerned fire-fighting equipment. One event represented functional disturbances in the fusible actuation mechanism of fire dampers. In 1994, the same malfunctions occurred. The exemplary assessment carried out for one event of 1994 resulted in a system damage state probability due to such failure of $<10^{-6}$.

A further event of 1993, reporting the failure of the siren equipment, could not be assessed probabilistically because of the missing plant-specific PSA for the fire.

The predominant part of the events identified as precursors according to the probabilistic assessment represented functional disturbances in the safety systems without a simultaneous initiating event for the actuation of the safety system concerned. No general statements can be derived from the fact that 5 of the 6 precursors related to BWR plants, as it only represents a snapshot picture relating to 1993. The provisional results of 1994 and 1997 show a different picture.

The sum of the contributions of the individual precursors of 1993 result in an overall system damage state probability in German nuclear power plants of $7.9 \cdot 10^{-5}$. For the assessment of this result it must, however, be taken into account that a considerable number of events could not be assessed and that the individual events are based on PSAs of different kinds and quality.

Example of a precursor assessment

The assessment of an event will briefly be described here as an example. It represents findings at additional so-called diverse relief valves in a BWR plant. These

	1994	1997
Zahl der gemeldeten Ereignisse <i>Number of reported events</i>	163	117
Vorausgewählte mögliche Precursor-Ereignisse <i>Preselected events for precursor analysis</i>	26	11
Precursor <i>Precursor</i>	3*	3**
* Vorläufige Zahl der als Precursor eingestufteten Ereignisse * <i>Events initially classified as precursor</i> ** Zwischenergebnis für als Precursor eingestufte Ereignisse ** <i>Interim result for events classified as precursor</i>		

Zahl der Ereignisse für 1994 und 1997

Number of events for 1994 and 1997

relief valves were installed as an additional redundancy for the safety and relief valves in the German boiling water reactors. In the plant concerned there are 8 safety and relief valves as well as 6 of these additional relief valves to limit the pressure in the reactor. The event was characterised by the fact that one of these valves did not open completely during an in-service inspection during the course of the 1993 general maintenance inspection. The cause of this functional impairment was the resinification of lubricating grease due to high temperatures. During the following inspections, a resinification of the lubricating grease was found in all additional relief valves. This event was selected for further treatment as it presented common-cause failures in safety system equipment which can be actuated for different initiating events.

Only 3 of the 6 additional relief valves would demonstrably have fulfilled their function. To limit pressure during accidents, 4 out of 6 of these relief valves are required if it is additionally assumed that all 8 safety and relief valves do not open. There is no information on the time of resinification. For the probabilistic assessment it is therefore assumed conservatively that the additional relief valves were not available for the entire operating cycle, i.e. for one operating year of the reactor. The assessment of all incident sequences actuating additional pressure limitation was carried out with the help of plant-specific PSAs. Based on this event, a system damage state probability of $1.9 \cdot 10^{-5}$ was determined. The dominating initiating

event here is the transient "Loss of the main heat sink with main-steam line isolation, without loss of feedwater supply".

Conclusions from the precursor analyses carried out for 1993

It can be determined in general that the safety reserves were not considerably reduced for any of the events reported in 1993 and assessed probabilistically. The system damage state probability of any case analysed was $<10^{-4}$ and thus low compared to the probability parameters for such precursor analyses. The system damage state probabilities determined on the basis of the events occurred cannot be directly compared with the results of probabilistic safety analyses as their frequencies are indicated per plant and year.

The sum of contributions of the individual precursors of 1993 results in a total system damage state probability of $7.9 \cdot 10^{-5}$. It must, however, be taken into account that a considerable number of events could not be assessed. If the value is put into relation to the number of plants in operation in 1993 and the period considered of one year, there is a system damage state frequency due to precursors of $4.0 \cdot 10^{-6}/a$ per plant. This low value shows that the events reported and assessed in 1993 were not followed by an increased system damage state frequency.

Prospects for further studies

At GRS, precursor analyses are performed continuously. There are further results for 1994 and 1997.

The number of notifiable events constantly decreased during this period. The events reported in 1994 and 1997 do not indicate an increased system damage state frequency with respect to the number of the precursors or with respect to their significance.

With the procedure for performing precursor analyses developed at GRS, a means has been provided for the probabilistic assessment of important safety-related events in German nuclear power plants. A contribution to an objective discussion of the safety significance of these events has thus been made. If precursor analyses are made over several years using a uniform procedure, the results can be used for the continuous observation as well as for a trend analysis of the safety level of German nuclear power plants.

A demand for the development of methods to probabilistically assess events with redundancy-wide outside or overvoltage loads can be derived from the events that have not been assessed.

The experience with the precursor assessment of notifiable events in German nuclear power plants has shown that it represents an important means for assessing of events. In addition to the engineering assessment of safety significance, this probabilistic method represents a quantitative opportunity for safety-related assessments.

S. Babst

Forschung – eine wichtige Grundlage für eine fundierte sicherheitstechnische Bewertung von Kernkraftwerken

Research – An Essential Basis for Sound Safety-Related Assessments of Nuclear Power Plants

Die enge Verzahnung von Reaktorsicherheitsforschung, Kenntnis der Anlagentechnik und langjähriger Praxis in der übergreifenden Auswertung von Betriebserfahrungen ist die Grundlage für eine fundierte Fachberatung in Aufsicht und Genehmigung kerntechnischer Anlagen und stellt eine besondere Stärke der GRS dar. Neue Forschungsergebnisse werden bei der Beantwortung sicherheitstechnischer Fragestellungen unmittelbar umgesetzt. Anforderungen aus der Aufsichts- und Genehmigungspraxis werden bei der Planung von Forschungs- und Entwicklungsarbeiten einbezogen.

Die Forschungs- und Entwicklungstätigkeit der GRS umfaßt sowohl die Versuchsbegleitung und Auswertung von Reaktorsicherheitsexperimenten als auch die Entwicklung und Validierung von Rechenprogrammen zur analytischen Simulation von Stör- und Unfällen. Übergeordnetes Ziel der F&E-Arbeiten in der GRS ist es, abgesicherte Methoden und Verfahren zur sicherheitstechnischen Bewertung von Leichtwasserreaktoren bereitzustellen.

Anhand der Auswertung von nationalen und internationalen Experimenten gewinnt die GRS neue Erkenntnisse oder sichert den vorliegenden Wissensstand weiter ab. Die Tätigkeiten umfassen dabei die Mitarbeit bei der Spezifikation der Versuchsprogramme, Versuchsvoraus- und Versuchsnachrechnungen, die phänomenologische Versuchsauswertung sowie, daraus abgeleitet, die Erarbeitung von Grundlagen für die Entwicklung bzw. Verbesserung von Rechenmodellen.

Im Mittelpunkt der F&E-Tätigkeit der GRS steht jedoch die Entwicklung und Validierung von Rechenprogrammen zur analytischen Simulation von Stör- und Unfällen.

Für die Themenbereiche

- Kernverhalten,
- Kühlkreislaufverhalten,
- Sicherheitsbehälterverhalten,

- Komponentenverhalten und
- Probabilistische Sicherheitsanalysen

werden nachfolgend die im Berichtszeitraum 1997 erzielten Fortschritte aufgezeigt.

Kernverhalten

Mit QUABOX/CUBBOX verfügen wir über einen leistungsstarken Code zur Untersuchung des mehrdimensionalen Kernverhaltens unter Stör- und Unfallbedingungen. QUABOX/CUBBOX wurde weiterentwickelt, die Kopplung von QUABOX/CUBBOX mit ATHLET optimiert. Die Kopplung beider Programme eröffnet neue Möglichkeiten zur Simulation von Störfällen mit starker Wechselwirkung zwischen Thermohydraulik und Neutronenkinetik, wie sie z. B. bei Deborierungsstörfällen oder Kaltwassertransienten auftreten kann.

Kühlkreislaufverhalten

Für die Simulation des Kühlkreislaufverhaltens von Druck- und Siedewasserreaktoren wird das Rechenprogramm ATHLET entwickelt. Arbeitsschwerpunkt im Jahre 1997 war die Erweiterung des sogenannten 6-Gleichungsmodells, das auf separaten Erhaltungsgleichungen für die Phasen Wasser und Dampf beruht. Weitere Anstrengungen konzentrierten sich auf die Erhöhung der Robustheit und Geschwindigkeit des Programmablaufs. Zusammen mit einer neuen Codeversion wurde die Programmdokumentation aktualisiert und für die on-line Benutzung am Bildschirm aufbereitet, wobei eine neue Qualität der Anwenderunterstützung erreicht wurde.

Schwerpunkt der ATHLET-Validierung war die Nachrechnung von UPTF-TRAM und BETHSY Experimenten. Die Analysen zeigten eindeutig, daß mit der Einführung des 6-Gleichungsmodells in ATHLET ein wesentlicher Fortschritt bei der Störfallsimulation, insbesondere bei der Beschreibung von Notkühleinspeisevorgängen im Niederdruckbereich, erzielt wurde.

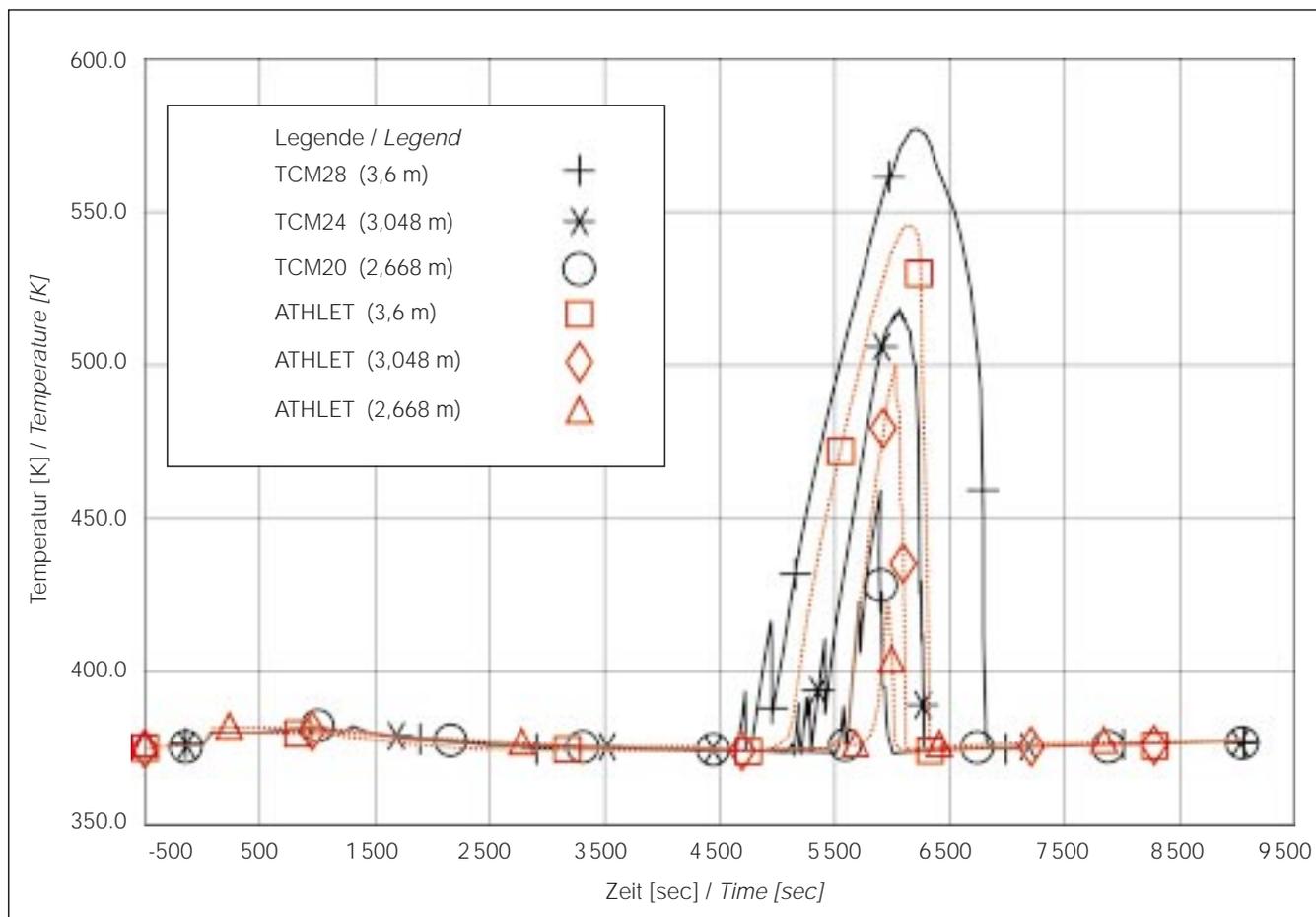
Ein wichtiges F&E-Produkt, mit dessen Weiterentwicklung neue Tätigkeitsfelder

erschlossen werden sollen, ist der Analyse-simulator ATLAS. Er basiert auf dem Code ATHLET. Der Simulator zeichnet sich vor allem durch die Möglichkeit der interaktiven Programmablaufsteuerung, durch eine wissensbasierte Anwenderunterstützung und durch die vielseitigen Visualisierungsmöglichkeiten der Ergebnisse aus.

Zur Beschreibung von Unfällen mit Kernschmelzen wird gemeinsam mit dem Institut für Kernenergetik der Universität Stuttgart der Code ATHLET-CD weiterentwickelt. 1997 lag der Schwerpunkt auf der Beschreibung des Kernverhaltens während der Spätphase eines Kernschmelzunfalls. Durch die Verbesserung der Kopplung zwischen den Modellen der Thermofluidodynamik und der Hüllrohroxydation bezüglich der Simulation des Wasserstoffs konnte z. B. die Nachrechnung des Reaktorunfalls im Kernkraftwerk Three Mile Island (TMI-2) weit über drei Stunden des Ereignisablaufs fortgesetzt werden. Zwischen gemessenem und berechnetem Primärdruck wurden gute Übereinstimmungen erzielt. Der Kern wird nach dieser Rechnung während der Wiederauffüllung stark abgekühlt, so daß die Kernschmelze wieder erstarrt.

Die GRS nahm mit dem mit ATHLET-CD gekoppelten Spaltprodukttransportmodul SOPHAEROS, der gemeinsam mit dem Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) entwickelt wird, erfolgreich an dem internationalen Standardproblem ISP40 mit einer blinden Nachrechnung des Resuspensionsversuches STORM SR 11 teil. Die integral resuspendierte Aerosolmasse wurde durch die Rechnung gut wiedergegeben, der zeitliche Verlauf zeigt jedoch, daß das Resuspensionsmodell noch weiter verbessert werden muß.

Ein weiterer Entwicklungsschwerpunkt ist die Simulation der Wechselwirkung zwischen Schmelze und Reaktordruckbehälterwand (RDB-Wand). Die verschiedenen Teilmodelle zur Beschreibung des Wärmeübergangs von einem Schmelze-



ATHLET-Analyse des BETHSY-Versuchs 6.9 c: Gemessene und gerechnete Heizleitertemperaturen für unterschiedliche Höhenpositionen
 ATHLET analysis of the BETHSY 6.9 c experiment: Measured and calculated heater conductor temperatures for different elevation levels

pool im unteren Plenum an die RDB-Wand wurden zum Integralmodell AIDA (Analysis of the Interaction between Core Debris and RPV in the Course of Severe Accidents) zusammengeführt. Zur Klärung des strukturellen Verhaltens der RDB-Wand wurde eine Parameterstudie zum Einfluß der Wanddicke auf das Kriechverhalten einer Kugelschale durchgeführt. Die thermohydraulischen und strukturellen Untersuchungen wurden auf dem OECD/CSNI-Workshop zum Thema „In-Vessel Core Debris Retention and Coolability“ vorgestellt. Auf diesem Treffen, das gemeinsam von GRS und der Technischen Universität München im März 1998 in Garching ausgerichtet wurde, diskutierten etwa 100 Teilnehmer aus 17 Ländern den gegenwärtigen wissenschaftlichen Stand der Schmelzerückhaltung im RDB.

Sicherheitsbehälterversagen

Neben der Beschreibung des Kühlkreislaufverhaltens hat die Simulation des Con-

tainmentverhaltens unter Stör- und Unfallbedingungen eine besondere Bedeutung. Das neue Atomgesetz, eine Ergänzung des bisherigen Atomgesetzes, stellt höchste Anforderungen an die Auslegungen des Sicherheitsbehälters von Leichtwasserreaktoren als letzte Barriere gegen das Austreten radioaktiver Stoffe in die Umgebung. An die sicherheitstechnische Nachweisführung und die hierbei eingesetzten Simulationsprogramme werden daher sehr hohe Qualitätsansprüche gestellt.

Hierzu wird das Codesystem COCOSYS entwickelt. COCOSYS basiert auf mechanistischen Modellen und baut im wesentlichen auf die Programme RALOC (Thermohydraulik und Wasserstoffverhalten) und FIPLOC (Aerosol- und Jodverhalten) auf. Weitere Modelle, beispielsweise für die Thermohydraulik in einem Druckbaustrom, für die Wechselwirkung zwischen Schmelze und Beton und für die Rückhaltefähigkeit von Spaltprodukten in

einer Wasservorlage wurden implementiert. Die ersten Validierungsrechnungen mit COCOSYS zeigen gegenüber den bisher eingesetzten Programmen einen deutlichen Fortschritt in der Qualität der Simulationen.

Mit der Fertigstellung einer neuen COCOSYS-Version wurde ein wichtiger Meilenstein erreicht. Die Version enthält Modelle für die Schmelze-Beton-Wechselwirkung mit einer differenzierten Beschreibung der Chemie in der Schmelze und der CO-Verbrennung in offenen Flammen und in Rekombinatoren sowie ein verbessertes Modell zur Beschreibung des Jodverhaltens.

Die Validierung von COCOSYS wurde mit der Nachrechnung von HDR-Versuchen (Blowdown- und Leichtgasverteilungsversuch) fortgesetzt. Wenngleich gegenüber den Analysen mit den Vorläufercodes eine bessere Übereinstimmung zwischen Experiment und Rechnung erzielt wurde,

zeigt sich doch, daß an der Harmonisierung von Teilmodellen noch gearbeitet werden muß.

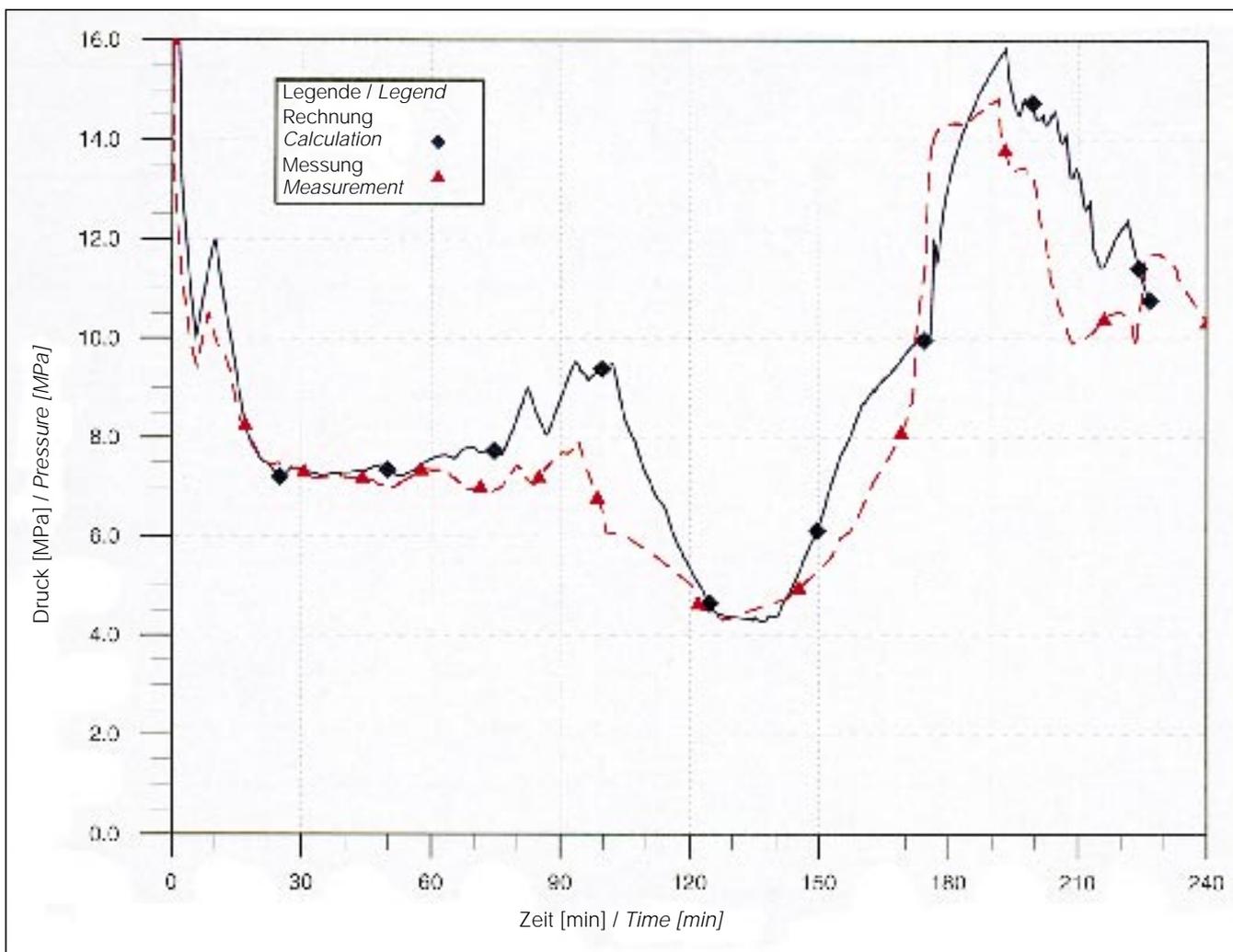
GRS und IPSN entwickeln gemeinsam den Integralcode ASTEC für die Simulation des Gesamtsystems, bestehend aus nuklearem Dampferzeugungssystem und Sicherheitsbehälter. IPSN konzentriert sich auf die Entwicklung der Modelle zur Beschreibung des Kühlkreislaufverhaltens, die GRS hingegen auf den Programmteil zur Containmentsimulation. Zur Validierung der ersten ASTEC Version wurde unter anderem der PHEBUS-Versuch FP-T1 nachgerechnet. Die Nachrechnung zeigte gute Übereinstimmungen zwischen Messungen und Rechnung. In der nachfolgenden Abbildung sind die gemessenen (gestrichelte Linien) und gerechneten Temperaturen sowohl für die Brennstäbe als auch für die Bündelumfassung (shroud) auf-

gezeigt. In der Rechnung erfolgt die Temperaturskalation etwas früher als im Experiment und die Bildung des Schmelzepools etwas später, da die Reduzierung der Schmelztemperatur durch Bildung von Eutektika im Programm nicht berücksichtigt wird.

Zur Simulation der Ausbreitung und Kühlung einer Kernschmelze im Sicherheitsbehälter wurde ein CFD-Rechenprogramm, das ursprünglich für vulkanische Lava konzipiert war und sich dabei als sehr erfolgreich erwies, auf Kernschmelzen adaptiert und weiterentwickelt. Das hohe Potential dieses äußerst schnell rechnenden Codes liegt vor allem darin, daß die Beschreibung des Fließvorganges auf der stationären Lösung der Navier-Stokes Gleichung für ein nicht-Newtonsches Bingham-Fluid basiert. Mit der derzeitigen Arbeitsver-

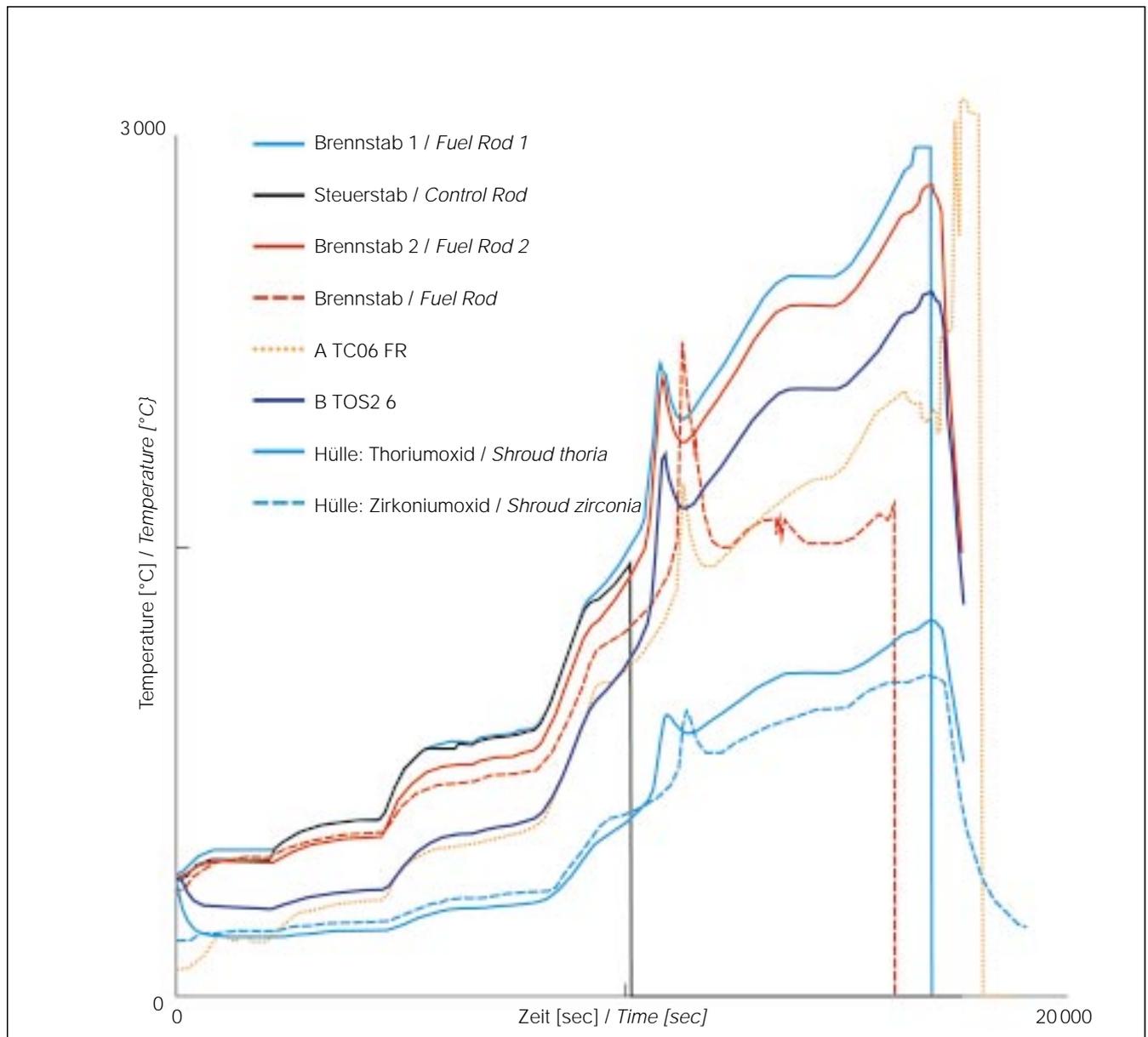
sion konnte die Ausbreitung von Stahlschmelzen (TEPCO-Versuche in Japan), Thermit-Schmelzen (KATS-Versuche im Forschungszentrum Karlsruhe (FZK)) und prototypischer Corium-Schmelzen (COMAS-Versuche bei Siempelkamp) erfolgreich simuliert werden. Bei der Teilnahme an dem von der EU durchgeführten internationalen „Benchmark“ zur Nachrechnung des großskaligen COMAS-5a Versuchs (Corium auf unterschiedlichen Substraten) wurde ein überzeugendes Ergebnis erzielt. Für den FZK-Versuch KATS-14 (Oxid auf Keramiksubstrat) wurde erstmals eine „blinde Vorausrechnung“ durchgeführt. Die vorläufige Auswertung des Versuches weist auf ein sehr gutes Ergebnis hinsichtlich des Vergleichs „Rechnung – Messung“ hin.

Im Bereich der Arbeiten zum Abbau von Wasserstoff bei schweren Störfällen kon-



ATHLET-CD Analyse des TMI-Unfalls: Gemessener und gerechneter Druck im Primärkreis

ATHLET-CD analysis of the TMI accident: Measured and calculated primary system pressure



ASTEC-V0 Analyse des PHEBUS-FPT1 Versuchs: Gemessene und gerechnete Temperaturen im Bündel und Bündelumfassung (Level 14; 650 – 700 mm)

ASTEC-V0 analysis of the PHEBUS-FPT1 experiment: Measured and calculated temperatures in bundles and bundle shroud temperatures (Level 14; 650 – 700 mm)

zentrieren sich die Aktivitäten sowohl auf die katalytische Rekombination als auch auf die Verbrennung. Zur Beschreibung der katalytischen Rekombination wurde ein detailliertes Modell mit enger Kopplung der chemischen und fluiddynamischen Prozesse auf der Basis eines mehrdimensionalen CFD-Codes entwickelt. Das Modell wurde anhand von Versuchsnachrechnungen validiert und wird u. a. für die Auslegungsoptimierung von katalytischen Rekombinatoren eingesetzt. Das für COCOSYS entwickelte Verbrennungs-

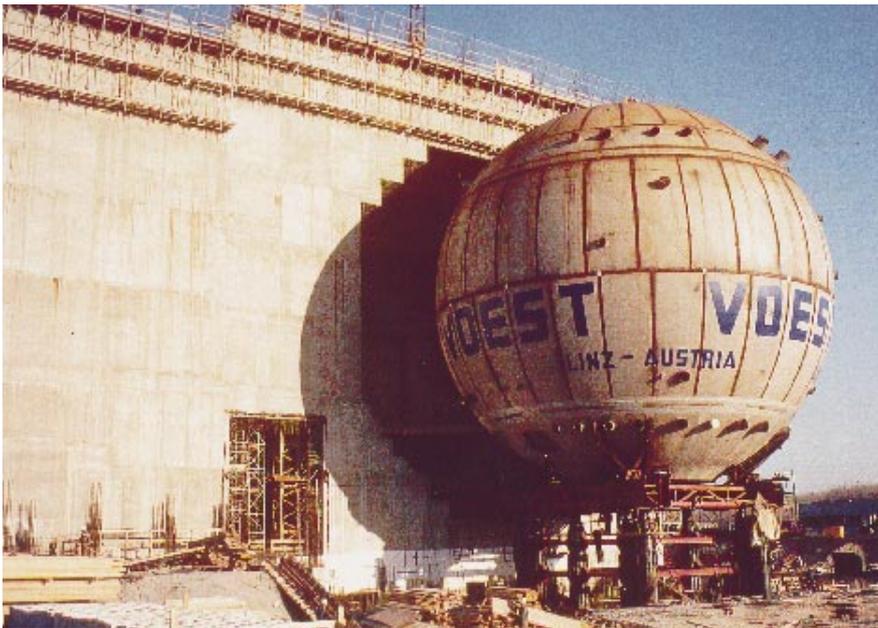
modell DECOR wurde anhand weiterer Versuche der Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC, Japan) validiert.

Komponentenverhalten

Bei den strukturmechanischen Arbeiten stand die Erprobung und Verifizierung der Analysemethoden zur Simulation des strukturmechanischen Verhaltens von Großproben im Vordergrund.

Für den European Pressurized Water Reactor (EPR) ist ein Spannbetoncontainment als Sicherheitsbehälter vorgesehen.

Zur Beurteilung der Belastbarkeit und der Leckraten wird von der Electricité de France (EdF) in Civaux ein Großversuch an einem vorgespannten Beton-Modellcontainment (Maßstab 1:3, Wandstärke 1:1) vorbereitet. Dazu wurden von der GRS Vorausberechnungen zum strukturmechanischen Verhalten des Modellcontainments durchgeführt. Es wurden Belastungen infolge Innendruck und Temperaturänderung mit Luft sowie Dampf untersucht. Als wesentliches Ergebnis der Vorausberechnungen ist das mögliche Auftreten



Einschieben des Sicherheitsbehälters an seinen endgültigen Platz im Reaktor Gebäude (KKW Philippsburg 1 im Jahre 1971)

The containment structure on its way to its final position inside the reactor building (Philippsburg 1 NPP in 1971)

von Mikrorissen in großen Bereichen des Modellbehälters schon unterhalb des Auslegungsdrucks zu nennen. Ursache hierfür sind insbesondere Spannungen infolge thermischer Gradienten in der Wand.

Bei den internationalen Aktivitäten zur Verifizierung bruchmechanischer Analysemethoden hat die GRS durch Nachrechnung zahlreicher Thermoschock-Großversuche eine zentrale Position erreicht. Zu dem bei AEA-Technology (Großbritannien) am 20. März 1997 durchgeführten NESC-Experiment (Network of Evaluating Steel Components) wurde ein Simulationsmodell des zylindrischen Probekörpers entwickelt und eine Vorausberechnung – insbesondere zum Verhalten eines eingebrachten Risses – durchgeführt. Dabei wurde von der GRS vorhergesagt, daß ein nahe der plattierten Innenoberfläche des Probekörpers eingebrachter Riß zunächst begrenztes zähes Rißwachstum und anschließend einen Rißsprung zeigen wird. Erste Versuchsergebnisse stützen diese Vorhersage. Eine ausführliche Bewertung der Vorausberechnung im Vergleich zum Experiment steht noch aus.

Probabilistische Sicherheitsanalysen

Erstmals nach Abschluß der Deutschen Risikostudie für Druckwasserreaktoren hat die GRS eine probabilistische Sicherheits-

analyse (PSA) für den Ablauf schwerer Störfälle mit Kernzerstörung am Beispiel eines Siedewasserreaktors durchgeführt. In Erweiterung der früheren Untersuchungen wurde eine probabilistische Quantifizierung dieser extrem unwahrscheinlichen und sehr komplexen Vorgänge unternommen.

Die Analysen zeigen u. a., daß die Wahrscheinlichkeit für ein frühzeitiges Versagen des Sicherheitsbehälters im wesentlichen bestimmt wird durch die Wasserstoff-Gegenmaßnahmen, die Strukturen im Steuerstabantriebsraum und ihrer Widerstandsfähigkeit gegen Dampfexplosionslasten sowie durch die Vermeidung des Kontaktes zwischen Kernschmelze und Sicherheitsbehälter. Gefilterte Druckentlastung sowie eine Wasserüberdeckung der Schmelze nach RDB-Versagen vermindern die Wahrscheinlichkeit für spätes Sicherheitsbehälterversagen. Weiterhin wurden die Ergebnisunsicherheiten durch eine Unsicherheitsanalyse quantifiziert und durch eine Sensitivitätsanalyse diejenigen Parameterunsicherheiten identifiziert, die am stärksten zu den Ergebnisunsicherheiten beigetragen haben.

Es wurde auch die methodische Vorgehensweise zur Durchführung einer PSA für den Nicht-Leistungsbetrieb entwickelt. Schwerpunktmäßig werden Ausfälle der Nachwärmeabfuhr während der verschiedenen Betriebsphasen sowie Kühlmittelverluststörfälle untersucht. Zunächst wurde der Ausfall des modifizierten Abfahrkühlens analysiert. Systemschadenzustände, die durch einen Ausfall der Nachwärmeabfuhr gekennzeichnet sind, weisen eine Eintrittshäufigkeit auf, die entweder vergleichbar oder, je nach Verfügbarkeit der Systeme, geringer ist als diejenige während des Lei-



Forschungsreaktor Phébus PF in Cadarache, Frankreich
Phébus PF research reactor in Cadarache, France

stungsbetriebs. Gemeinsam verursachte Ausfälle der Pumpen der Nachkühlketten tragen am stärksten zur Nichtverfügbarkeit bei. Als Notfallmaßnahme steht in diesem Fall noch die „Druckentlastung (Venting) zur Nachwärmeabfuhr aus dem Sicherheitsbehälter zur Vermeidung von Kernschäden“ zur Verfügung.

Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit Rußland, der Ukraine sowie mittel- und osteuropäischen Ländern

Die Adaption und Weiterentwicklung der GRS-Codes QUABOX/CUBBOX, ATHLET, ATHLET-CD und RALOC/DRASYS zur Stör- bzw. Unfallsimulation von Reaktoren russischer Bauart wurden fortgeführt.

Zur Simulation von Störfällen mit enger Rückwirkung von Thermohydraulik und Neutronenphysik wurde der GRS-Systemcode ATHLET mit dem ungarischen 3D-Kernmodell KIKO gekoppelt. Gemeinsam mit Ungarn konnte mit dieser Entwicklung

ein Beitrag zur Bereitstellung moderner Rechenmethoden für die Sicherheitsanalyse von WWER-440 Anlagen geleistet werden.

In Zusammenarbeit mit dem russischen Simulatorhersteller VNIIAES wird ein Analysesimulator für den Anlagentyp WWER-1000 / W-320 entwickelt. Hierzu wurde ATHLET mit dem von VNIIAES erstellten Sekundärkreismodell gekoppelt. Erste Testrechnungen konnten erfolgreich durchgeführt werden.

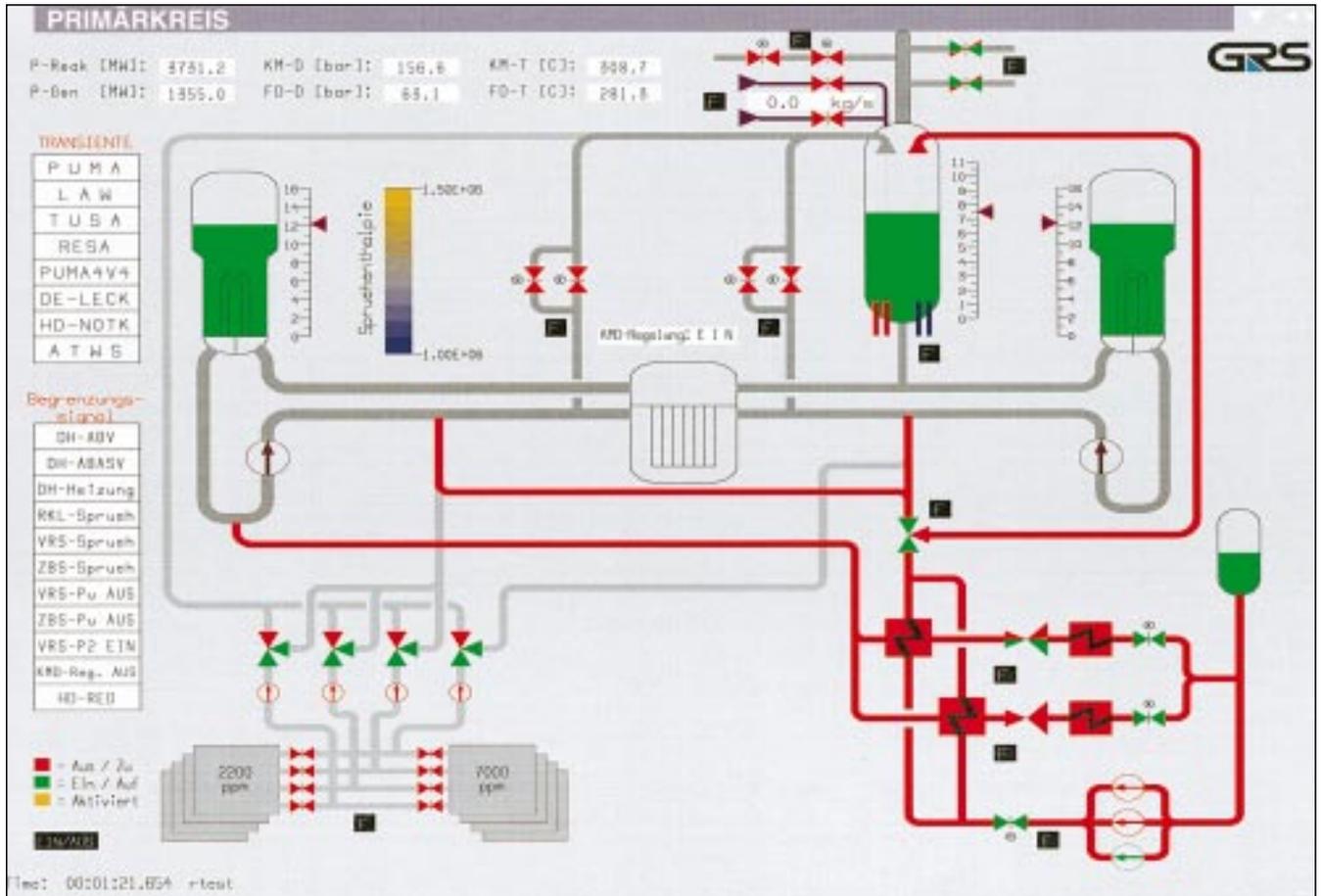
Die Verifikation der für WWER-Anlagen adaptierten Codes erfolgt gemeinsam mit unseren Partnerorganisationen in Rußland, der Ukraine, Bulgarien, der Slowakischen Republik, der Tschechischen Republik und Ungarn anhand von Einzeleffekt- und Integralexperimenten sowie durch Nachrechnungen von Anlagentransienten

In enger Zusammenarbeit mit unseren Partnerorganisationen in Rußland und der Ukraine und Litauen werden die für RBMK- Anlagen adaptierten Codes verifiziert. Das 3D-

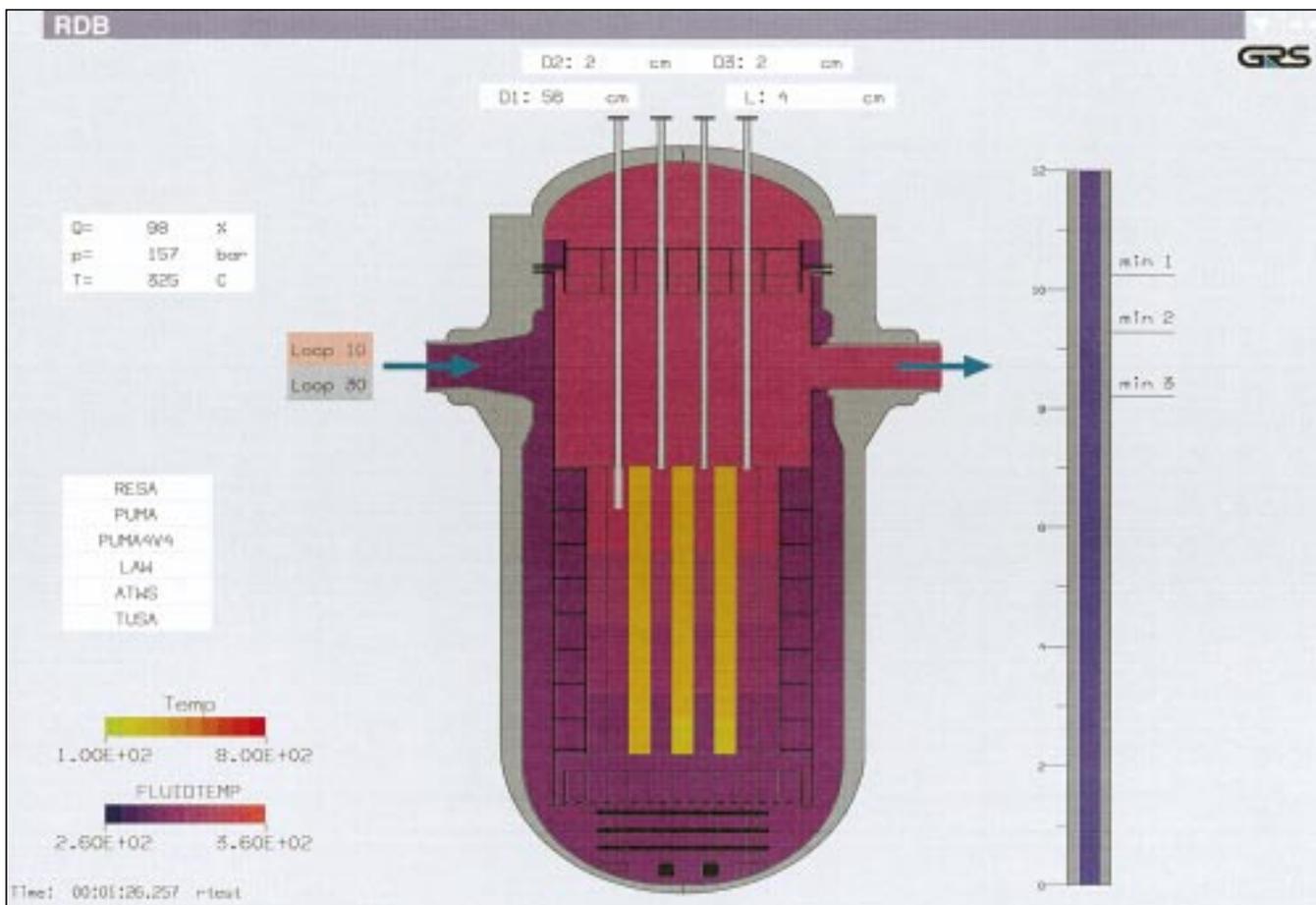
Kernmodell QUABOX/CUBBOX wurde für den Einsatz neuer Brennelemente mit Erbium und neuer Steuerstabkonstruktionen in RBMK erweitert und durch Nachrechnung von Betriebszuständen überprüft.

Nach der Anpassung und Bereitstellung von DRASYS für die Analyse der Kurzzeitphase des Störfallocalisierungssystems bei Leckstörfällen in RBMK, besteht nun bei den Partnern auch die Möglichkeit für die Langzeitphase den Code RALOC4 einzusetzen. Zur Einführung in die Code-Anwendung wurde ein Seminar abgehalten.

Die gemeinsam mit dem Kurtschatow-Institut durchgeführten Nachrechnungen von japanischen RBMK-spezifischen Experimenten wurden im Rahmen des IAEA-Code-Validierungsprogramms einem internationalem Expertengremium vorgestellt. Im Vergleich zu anderen Rechenprogrammen zeigte ATHLET die besten Ergebnisse in der qualitativen und quantitativen Nachbildung der Phänomene.



ATLAS-Darstellung des Primärkreislaufs einer DWR-Anlage
 ATLAS model of a PWR primary system



ATLAS-Darstellung des Reaktordruckbehälters mit Verteilung der Fluid- und Brennstofftemperaturen
 ATLAS model of a reactor pressure vessel with fluid and fuel temperature distributions

Research – An Essential Basis for Sound Safety-Related Assessments of Nuclear Power Plants

The close links between reactor safety research, knowledge of systems engineering and the long-standing practical experience in comprehensive evaluation of operating experience form the basis for providing sound technical advice on issues relating to the licensing and supervision of nuclear facilities, which is a particular strength of GRS. The latest research results are directly applied in answering safety-related questions. The requirements of licensing and supervision are taken into account when research and development activities are planned.

Research and development at GRS comprises the association of experiments and the evaluation of reactor safety experi-

ments as well as the development and validation of computer codes for the analytical simulation of incidents and accidents. The general aim of R&D at GRS is to provide reliable methods and procedures for safety-related assessments of light water reactors.

By evaluating national and international experiments, GRS gains new insights or corroborates existing knowledge. The activities in this context comprise co-operation in the specification of experimental programmes, experimental pre- and recalculations, the phenomenological evaluation of experiments, and – on this basis – the elaboration of principles for the development or improvement of computer models.

However, at the centre of R&D at GRS is the development and validation of computer codes for the analytical simulation of incidents and accidents.

During the review period of 1997, progress was made in the following fields:

- core behaviour,
- coolant circuit behaviour,
- containment behaviour,
- component behaviour, and
- probabilistic safety analysis.

Core behaviour

QUABOX/CUBBOX is our efficient computer code for investigating multi-dimensional core behaviour under incident and accident conditions. QUABOX/CUBBOX was continuously developed, and coupling of QUABOX/CUBBOX with ATHLET was optimised. The coupling of the two codes opens up new possibilities regarding the simulation of incidents where there is strong interaction between thermal hydraulics and neutron kinetics, as may be the case e.g. during deboration incidents or cooling water transients.

Coolant circuit behaviour

For a better simulation of the coolant circuit behaviour of pressurized and boiling water

reactors, the ATHLET code undergoes constant development. In 1997, the focus was on the extension of the so-called 6-equation model, which rests on separate conservation equations for the steam and water phases. Other activities concentrated on enhancing the robustness and speed of the programme run. In a new code version the code documentation was updated and prepared for online use, thereby reaching a new level of user support.

As regards ATHLET validation, the main activity was the recalculation of the UPTF-TRAM and BETHSY experiments. The analyses showed clearly that with the introduction of the 6-equation model in ATHLET, much progress has been made in accident simulation, especially also regarding the modelling of emergency injection processes in the low-pressure range.

An important R&D product is the ATLAS analysis simulator. Its development aims at opening up new fields of activity. ATLAS is based on the ATHLET code. The simulator is characterised in particular by the possibility of interactive programme sequencing, knowledge-based user support, and versatile possibilities for visualising the results.

For the description of core meltdown accidents, the ATHLET-CD code is being developed further in co-operation with the Institut für Kernenergetik of Stuttgart University. In 1997, the focus was on the description of core behaviour during the late phase of a core meltdown accident. Owing to the improved coupling of the thermo-fluid dynamics and cladding tube oxidation models with regard to the simulation of hydrogen, it was e.g. possible to continue the recalculation of the reactor accident in the Three Mile Island (TMI-2) nuclear power plant for over more than three hours of the event sequence. There was good agreement of measured and calculated primary pressure. In the calculation, the core is cooled considerably during refilling so that the core melt resolidifies.

Using the SOPHAEROS fission product transport model – which is being jointly developed with the Institut de Protection et de Sécurité Nucléaire (IPSN) and has been coupled to ATHLET-CD – GRS participated successfully in the International Standard

Problem ISP40, performing a blind recalculation of the STORM SR 11 resuspension experiment. The integrally resuspended aerosol mass was modelled very well in the calculation, but the time-dependent distribution showed that the resuspension model needs to be further improved.

Another important area of development is the simulation of the interaction of the melt with the reactor pressure vessel wall (RPV wall). The different individual models for describing the heat transfer from a molten pool in the reactor vessel lower plenum to the RPV wall were combined to form the integral model AIDA (Analysis of the Interaction between Core Debris and RPV in the Course of Severe Accidents). For the analysis of the structure-mechanical behaviour of the RPV wall, a parameter study was performed over the influence of the wall thickness on the creep behaviour of a spherical shell. The thermal-hydraulic and structure-mechanical analyses were presented at the OECD/CSNI workshop under the topic of "In-Vessel Core Debris Retention and Coolability". At this meeting – which was conducted jointly by GRS and Munich Technical University in Garching in March 1998 – about 100 participants from 17 countries discussed the state of the art with regard to melt retention in the RPV.

Containment failure

Apart from the description of the coolant circuit behaviour, the simulation of containment behaviour under incident and accident conditions is of particular importance. The recent Article Law, an amendment to the Atomic Energy Act in force, contains very high design requirements for light water reactor containments, which form the final barrier to the release of radioactive substances into the environment. As a consequence, there are very exacting demands with regard to the demonstration of safety and the simulation codes used in this context.

The COCOSYS code system is being developed for this purpose. COCOSYS is based on mechanistic models and mainly builds on the RALOC (thermal hydraulics and hydrogen behaviour) and FIPLOC (aerosol and iodine behaviour) codes. Other models have also been implemented, e.g. for the thermal-hydraulic processes in a pressure suppression system, for

the melt/concrete interaction, and for the fission product retention potential of a water pool. The first validation calculations with COCOSYS have shown that – compared with the programmes used so far – clear progress has been made in the quality of the simulations.

An important milestone has been reached with the completion of a new COCOSYS version. This version contains models for the melt/concrete interaction with a differentiated description of the chemistry in the melt and of CO-deflagration in open flames as well as in recombiners; furthermore, there is an improved model to describe iodine behaviour.

COCOSYS validation was continued by recalculating different SSR experiments (blowdown and light-gas distribution experiment). Although the analyses showed better agreement between experiments and calculations than those performed with previous code versions, it still was obvious that further work is needed towards harmonising the different partial models.

GRS and IPSN are jointly developing the ASTEC integral code for the simulation of the overall system consisting of the nuclear steam generating system and containment. Here, IPSN is concentrating on the development of models for the description of coolant circuit behaviour, while GRS is focusing its activities on the programme part dealing with containment simulation. To validate the first ASTEC version, the PHEBUS experiment FP-T1 was recalculated, among other things. This recalculation showed good agreement between the measured values and the calculation. In the calculation, the temperature rise occurs slightly earlier than in the experiment, and the molten pool forms a little later since the reduction in the temperature of the melt caused by the formation of eutectics is not considered in the programme.

For the simulation of the spreading and cooling of core melt in the containment, a CFD calculation code which had originally been devised for volcanic lava and had proved to be very successful in this connection was adapted for core melt and developed. The huge potential of this extremely fast code lies in the fact that the

description of the flow process is based on the stationary solution of the Navier-Stokes equation for a non-Newton Bingham fluid. With the current provisional version it was possible to simulate successfully the spreading of steel melts (TEPCO experi-

ration. For the description of the catalytic recombiners, a detailed model was developed on the basis of a multi-dimensional CFD code, with close coupling of the chemical and fluid-dynamic processes. The model was validated by means of

scale experiment in a prestressed-concrete model containment at Civaux (scale 1:3, wall thickness 1:1). In this connection, GRS performed precalculations of the structure-mechanical behaviour of the model containment. Loads were analysed resulting from inner pressure and temperature change with air as well as with steam. The most important finding from the precalculations is that in large areas of the model containment, microcracks may occur even below the design pressure. This is caused in particular by stresses that occur as a result of thermal gradients in the wall.

Regarding international activities on the verification of fracture-mechanical analysis methods, GRS has reached a central position through recalculations of numerous large-scale experiments on thermal shock. A simulation model of a cylindrical test vessel was developed with reference to the NESC (Network of Evaluating Steel Components) experiment performed by AEA-Technology (UK) on the 20th of March 1997, and a precalculation was performed – looking in particular at the behaviour of an induced crack. Here, GRS predicted that a crack induced near the clad inner surface of the test vessel would initially show ductile crack growth and then a sudden acceleration in growth. Early experiment results supported this prediction. A detailed assessment of the precalculation in comparison with the experiment is yet to come.



Forschungszentrum Karlsruhe
Karlsruhe Research Centre

ments in Japan), thermite melts (KATS experiments at the Karlsruhe Research Centre (FZK)) and prototype corium melts (COMAS experiments performed by Siempelkamp). A convincing result was achieved within the framework of the participation in the EU-funded international "benchmark" on the recalculation of the large-scale COMAS-5a experiment (corium on different substrates). For the FZK experiment KATS-14 (oxide on ceramic substrate) a blind pre-calculation was performed for the first time. The provisional evaluation of the experiment indicates a very good result regarding the comparison of calculation/measurements.

In the field of work dealing with the reduction of hydrogen during severe accidents, the activities concentrated on the use of catalytic recombiners as well as on deflag-

ration. For the description of the catalytic recombiners, a detailed model was developed on the basis of a multi-dimensional CFD code, with close coupling of the chemical and fluid-dynamic processes. The model was validated by means of experiment recalculations and is used i.a. for optimising the design of catalytic recombiners. The DECOR deflagration model developed for COCOSYS was validated with the help of additional experiments performed by the Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC, Japan).

Component behaviour

Work in the field of structural mechanics concentrated on the trial and verification of analysis methods for the simulation of the structure-mechanical behaviour of large test pieces.

The European Pressurized Water Reactor (EPR) is designed to have a prestressed concrete containment. To assess the load-bearing capacity and the leak rates, Electricité de France (EdF) is preparing a large-

Probabilistic safety analyses

For the first time since the completion of the German Risk Study for pressurized water reactors, GRS has performed a probabilistic safety analysis (PSA) for the sequence of a severe accident involving core destruction using the example of a boiling-water reactor. The scope of earlier investigations was widened in that a probabilistic quantification of these extremely unlikely and rather complex processes was undertaken.

The analyses show among other things that the probability of early containment failure is mainly dominated by hydrogen countermeasures, the structures within the control rod drive chamber, and the avoidance of contact of the melt with the containment structure. Filtered venting as well as the submerging of the melt in water following RPV failure reduce the probability

of late containment failure. In addition, the uncertainties of the results were quantified in an uncertainty analysis, and a sensitivity analysis was performed to identify those parameter uncertainties which contributed most to this.

The methodical procedure of a PSA for non-full-power operating states was also developed. Here, the focus is on losses of residual-heat removal during the different phases of operation as well as loss-of-coolant accidents. First, the loss of the modified shutdown cooling system was analysed. System damage states that are characterised by a loss of residual-heat removal have a frequency of occurrence that is either comparable to or – depending on the availability of the systems – lower than that of full-power operation. Common-cause failures of the pumps of the residual-heat removal chains contribute most to non-availabilities. In this case, the emergency measure “venting is still” available to remove the residual heat from the containment and thus avoid core damage.

Scientific and technical co-operation with Russia, the Ukraine, and countries of Central and Eastern Europe

The adaptation and development of the GRS codes QUABOX/CUBBOX, ATHLET, ATHLET-CD and RALOC/DRASYS for simulating incidents and accidents in Russian-design reactors was continued.

To simulate accidents with strong retroactive effects of thermal hydraulics and neutron physics, the GRS system code ATHLET was coupled with the Hungarian 3D core model KIKO. This meant that by this joint development, a contribution could be made together with Hungary to the efforts to provide modern calculational codes for the safety-related analysis of VVER-440 plants.

Together with VNIIAES, the Russian manufacturer of simulators, an analysis simulator for the VVER-1000 / V-320 plant type is under development. For this purpose, ATHLET was coupled with the secondary-circuit model developed by VNIIAES. First test calculations were performed successfully.

Verification of the codes adapted for VVER plants is carried out jointly with our partner organisations in Russia, the Ukraine, Bulgaria, the Slovak and Czech Republics, and Hungary. Single-effect and integral experiments as well as recalculations of plant transients are performed towards this end.

The codes adapted for RBMK plants are verified in close co-operation with our partner organisations in Russia, the Ukraine and Lithuania. The 3D core model QUABOX/CUBBOX was extended to cover the use of new fuel elements with erbium and

new control rod designs in RBMK reactors and was checked by the recalculation of operating conditions.

Following the adaptation and delivery of the DRASYS code for the analysis of the short-term phase of the accident localisation system for leak accidents in RBMK reactors, our partners now also have use of the RALOC4 code for the long-term phase. A seminar was conducted to introduce code users to its application.

The recalculations of Japanese RBMK-specific experiments, which GRS performed jointly with the Kurchatov Institute, were presented to an international committee of experts within the framework of the IAEA code validation programme. In comparison with other calculational codes, ATHLET produced the best results in the qualitative and quantitative modelling of the phenomena.

K. Wolfert

Mehrdimensionale Simulation von Ein- und Zweiphasenströmung

Im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung des Bundesministeriums für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie (BMBF) wird das Rechenprogramm ATHLET (Analysis of THERmal-hydraulic of LEaks and Transients) entwickelt und verifiziert. Die ATHLET-Entwicklung hat zum Ziel, ein einheitliches Programmsystem für die Simulation von Kühlmittelverluststörfällen bis hin zu Unfällen mit Kernzerstörung bereitzustellen.

Bei verschiedenen Ereignisabläufen ist es wichtig, die auftretenden Strömungsvorgänge mehrdimensional zu berechnen. Der Bedarf für mehrdimensionale Simulationen ergibt sich aus der Forderung nach realistischer Beschreibung der Störfallabläufe. Auf dem Gebiet der Auslegungsstörfälle dient dies zur Quantifizierung von Sicherheitsreserven und bei auslegungsüberschreitenden Störfällen zur Bewertung von Accident Management (AM) Maßnahmen.

Die Darstellung mehrdimensionaler Strömungsvorgänge erfolgt in ATHLET bisher durch eine sogenannte Mehrkanalardarstellung, d. h. durch eine Anordnung von eindimensionalen Strömungskanälen mit Querverbindungen. Diese Lösung ist jedoch unbefriedigend, insbesondere, wenn großräumigen Bereichen keine dominante Strömungsrichtung zugeordnet werden kann und dadurch wesentliche thermohydraulische Vorgänge nicht mit hinreichender Aussagesicherheit berechnet werden können. Die bisherige Art der Simulation wird deshalb immer mehr durch eine tatsächlich mehrdimensionale Darstellung abgelöst.

Dreidimensionale Simulation von einphasigen Strömungen

Zur Berechnung dreidimensionaler einphasiger Strömungen wird in der GRS das Computational Fluid Dynamic (CFD) Programm CFX-TASCflow eingesetzt. Das Programm löst die dreidimensionalen Erhaltungsgleichungen für Masse, Impuls und Energie (Navier-Stokes-Gleichungen) zusammen mit Transportgleichungen des $k-\epsilon$ Turbulenzmodells [1] – mit einer konservativen, element-basierten Finiten-Volumen-Methode. Die konvektiven Flüsse werden mit einem Abbruchfehler 2. Ordnung diskretisiert und als Gleichungslöser wird ein gekoppeltes, algebraisches Mehrgitterverfahren verwendet.

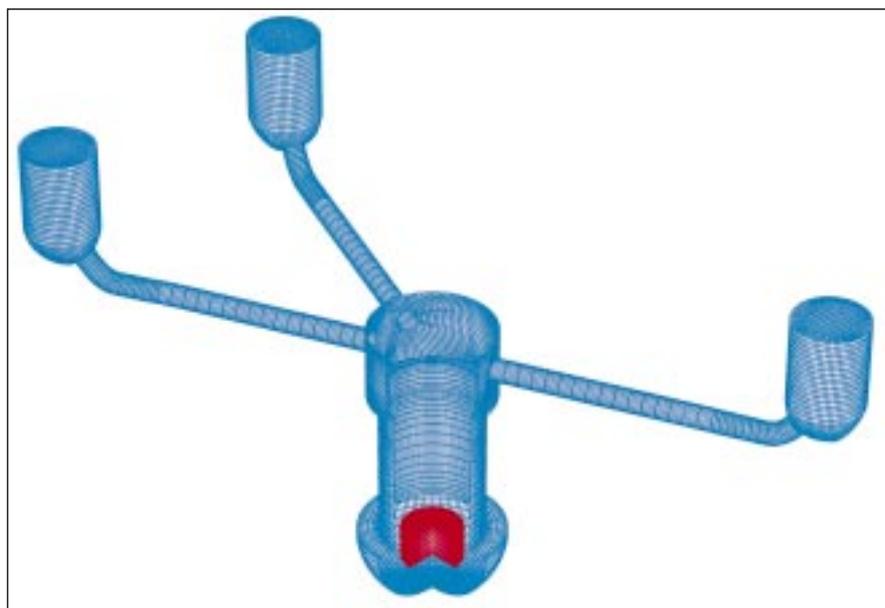
Das Rechenprogramm wird an Hand experimenteller Daten verifiziert. Zu diesem Zweck werden die Transient Accident Management (TRAM) Versuche, die in der Upper Plenum Test Facility (UPTF) Versuchsanlage durchgeführt wurden, herangezogen. Die Versuchsanlage UPTF ist die Nachbildung des Primärsystems eines 1 300 MWe Druckwasserreaktors im Maßstab 1:1, in der alle Komponenten mit Ausnahme des nuklearen Kerns, der aktiven Pumpen und der realen Dampferzeuger vorhanden sind. In der TRAM Versuchsreihe D wird die Energieumverteilung durch Heißgaskonvektion im Primärsystem

unter der Annahme eines Kühlmittelverluststörfalles untersucht [2]. Die Übertragung von Energie aus dem aufgeheizten bzw. teilzerstörten Kern an Strukturen und Wände im Primärkreis führt zu einer Vergrößerung der Zeitreserve, die für Gegenmaßnahmen wie Wassereinspeisung oder primärseitige Druckentlastung verbleibt. Es werden die folgenden Phänomene untersucht:

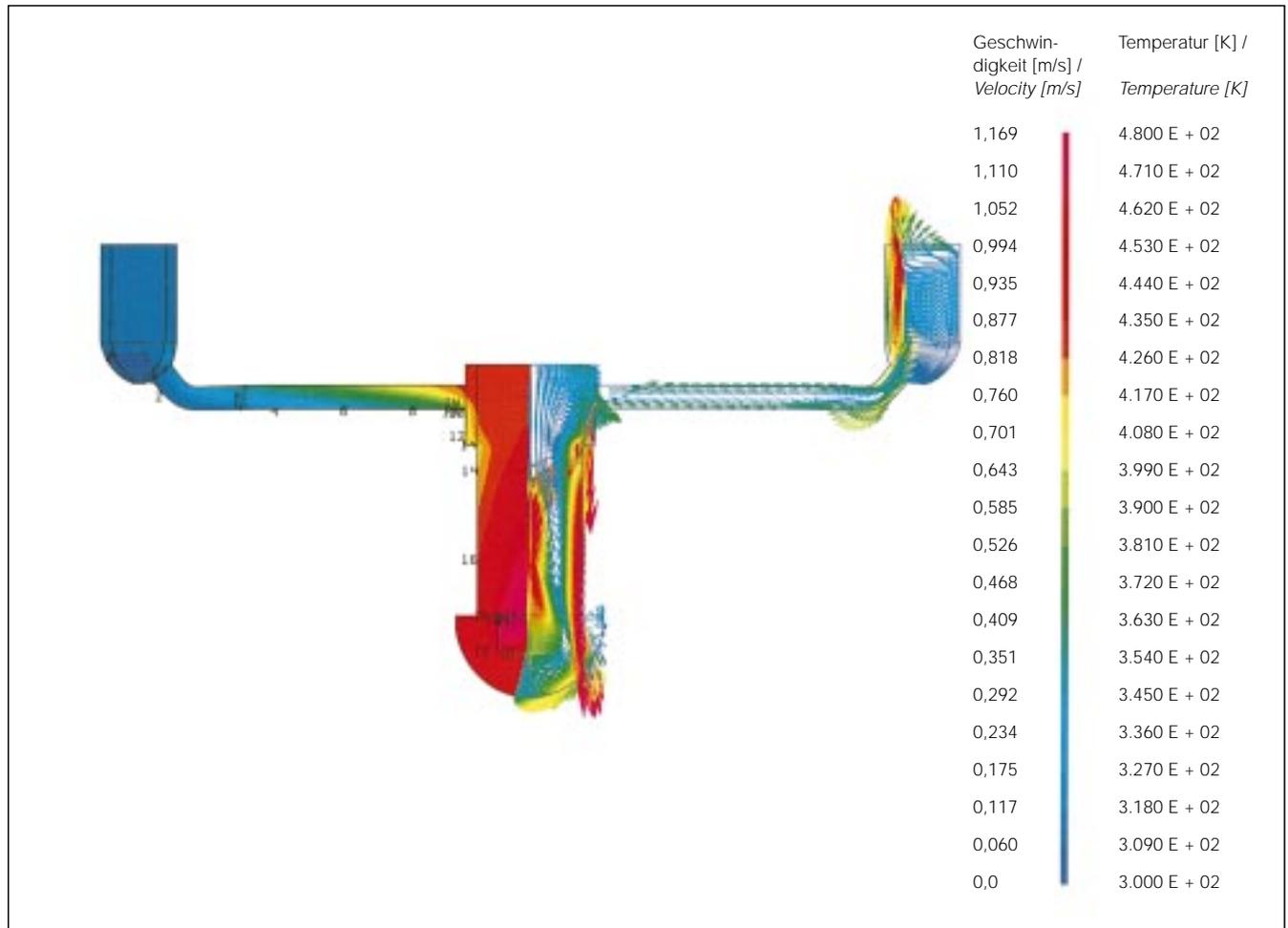
- Strömungsformen und Wärmeübergang infolge freier Konvektion im Druckbehälter, insbesondere im oberen Plenum.
- Gegenstrombegrenzung der Gaskonvektionsströmung in den heißseitigen Leitungen.
- Vermischung von heißen und kalten Gasströmen in der Dampferzeuger-Eintrittskammer.

Aus der UPTF-TRAM-D Versuchsreihe wurden die Testfälle RUN02A und RUN07A ausgewählt. Im ersten Fall wird die Naturkonvektion von Luft im Reaktor Druckbehälter (RDB) untersucht. Im zweiten Fall ist die Gegenstrombegrenzung in den heißseitigen Leitungen und die Vermischung von heißer und kalter Luft im Dampferzeuger von Interesse. In beiden Fällen wird Wärme im unteren Teil des Druckbehälters mit einer konstanten Leistung von 100 kW zugeführt. Während der Aufheizphase ist die Strömung transient und turbulent. Für die Simulation der Naturkonvektion werden die Auftriebsterme mit der Boussinesque-Approximation modelliert. Druckverlust an den Strukturen und das Aufheizen bzw. das Abkühlen des Fluids im Inneren des Reaktor Druckbehälters werden als Quellen und Senken in den Impuls- und Energiegleichungen berechnet.

Im RDB stellt sich Naturkonvektion ein, bei der heiße Luft im Zentrum des RDB auf-



Numerisches Modell der berechneten UPTF-Anlage
Numeric model of the reference plant (UPTF)



Temperatur- und Geschwindigkeitsverteilung
Temperature and velocity distribution

steigt und an den kalten Wänden wieder zurückströmt. Die Gegenströmung in den heißen Strängen und die Vermischungsvorgänge im Dampferzeugersimulator werden unter der Annahme adiabater Randbedingungen berechnet. Die Temperaturen variieren zwischen $T = 480 \text{ K}$ und $T = 300 \text{ K}$, die maximale Geschwindigkeit liegt bei 1 m/s . Die numerische Lösung zeigt quantitative gute Übereinstimmung mit dem Experiment, wenn die Verluste an die Strukturen im Inneren des RDB berücksichtigt werden. Eine qualitative gute Vorhersage der Temperatur- und Geschwindigkeitsfelder erfordert jedoch eine genaue Simulation der transienten, adiabaten Randbedingungen und der Wärme- und Druckverluste an den Strukturen des RDB und des Dampferzeugers.

Die Ergebnisse der Testrechnungen zeigen, daß die wesentlichen dreidimensionalen Phänomene einphasiger Strömun-

gen in Kernreaktoren mit dem dreidimensionalen Rechenprogramm CFX-TASCflow realistisch simuliert werden können. Es wurden keine speziellen, reaktorspezifischen empirischen Modelle (z. B. Wärmeübergang und Druckverluste in Schichtenströmungen) verwendet. Es ist deshalb wahrscheinlich, daß die gleichen physikalischen Modelle und Rechenverfahren für ein weites Anwendungsgebiet in der Reaktortechnik gültig sind, ohne Einschränkung der Skalierbarkeit und Genauigkeit.

Zweidimensionale Simulation von zweiphasigen Strömungen

Bei Kühlmittelverluststörfällen mit großen und mittleren Lecks kommt es während der Druckentlastungsphase zu Asymmetrien im RDB, die von der Lage des Lecks und den Notkühleinspeisestellen in einer der Hauptkühlmittelleitungen ausgehen. Für die Verteilung des eingespeisten Notkühl-

wassers und seine Wirksamkeit für die Kernkühlung sind mehrdimensionale Verteilungen der Zweiphasenströmung in den Bereichen Downcomer, Kern, unteres und oberes Plenum von entscheidendem Einfluß. Insbesondere müssen die großräumigen Verteilungen von Dampfgehalt und Wassertemperatur dargestellt werden. Dieser Sachverhalt wurde durch Ergebnisse aus der UPTF-Versuchsanlage unterstrichen.

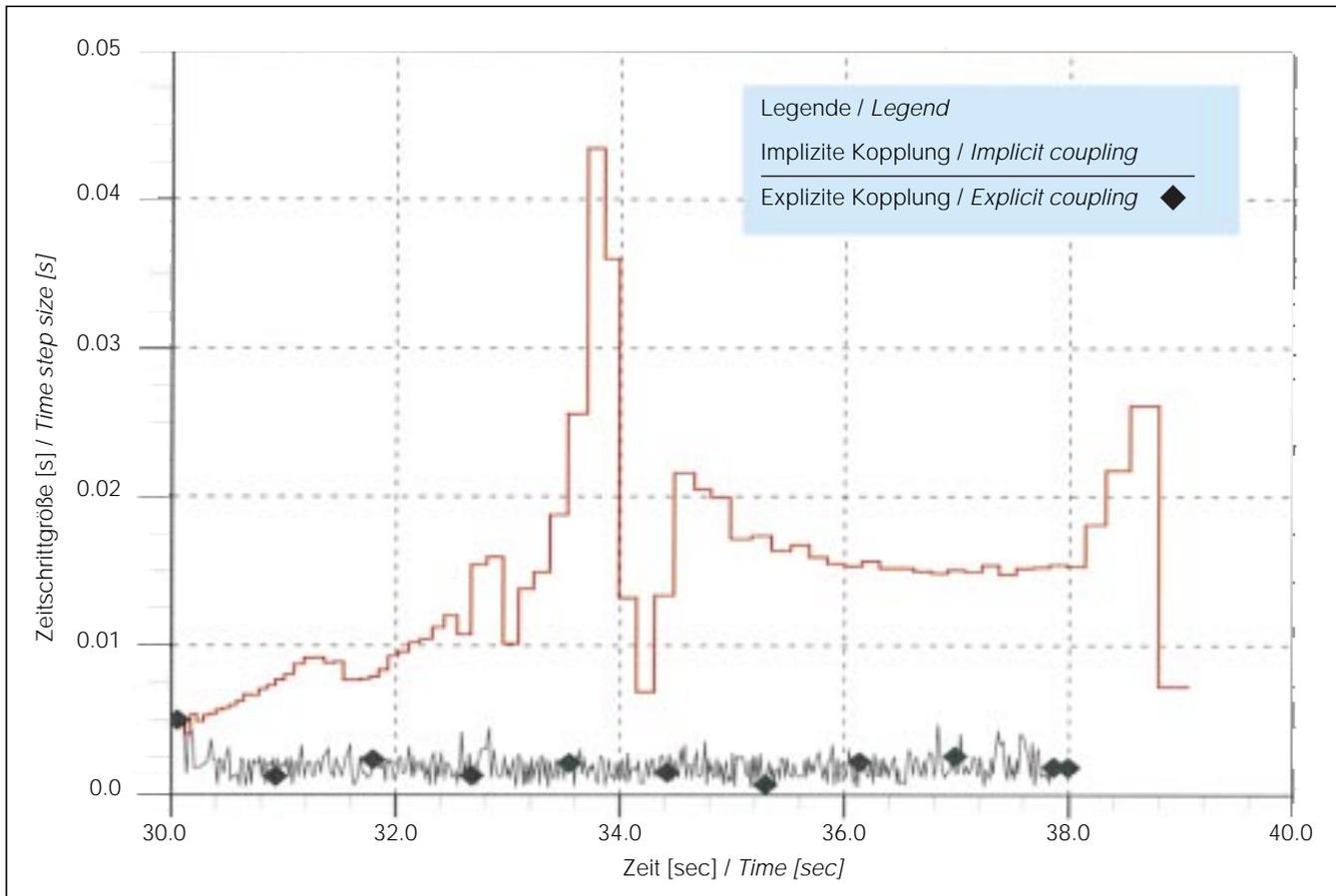
Zur Simulation der Thermohydraulik eines Kernkraftwerks mit ATHLET werden die Systemkomponenten wie Rohrleitungen, Pumpen, unteres Plenum, Downcomer, Kern u. s. w., durch ein Netzwerk eindimensionaler Objekte dargestellt. Mehrdimensionale Strömungseffekte erfordern die Einbindung mehrdimensionaler Objekte in dieses Netzwerk. Das zweidimensionale Rechenprogramm FLUBOX (Internet: <http://www.grs.de/~gra/flubox>) simuliert

zweiphasige Wasser/Dampf-Strömungen. Mit FLUBOX wurde ein zweidimensionales Downcomer-Modul entwickelt und mit dem in ATHLET verwendeten Netzwerk eindimensionaler Objekte verbunden.

Die dabei entwickelte Kopplungsstrategie ist von allgemeinem Interesse, da es bei der

systeme auch bei der Lösung des implizit gekoppelten Gesamtsystems beizubehalten. Auf der Grundlage einer Zwischenschrittmethod wurde nach der Lösung der Teilsysteme mit ihren effizienten Lösern ein zweiter Korrekturschritt vorgenommen, der die beiden Teilsysteme implizit miteinander verbindet.

simulator eingespeiste Dampf (102 kg/s) mußte durch das untere Plenum und den Downcomer zum Leck abströmen. Der Anfangsdruck war auf 257 kPa eingestellt. Die Wiederauffüllphase beginnt bei 42 s mit Wassereinspeisung (je 490 kg/s) in die drei kalten Stränge der intakten Kreisläufe und endet mit der Füllung des unteren



Unterschied im Zeitverlauf zwischen impliziter und expliziter Kopplung

Different temporal distributions of implicit and explicit coupling

Kopplung fluiddynamischer Systeme nicht nur auf den richtigen Datenaustausch zwischen beiden Systemen ankommt (explizite Kopplung). Die zu lösenden Strömungsvorgänge sind zeitabhängig und aus Stabilitätsgründen große Zeitschritte nur über eine implizite Kopplung möglich. Durch die implizite Kopplung erhöht sich die Problemgröße und es sind entsprechend große lineare Gleichungssysteme zu lösen. Die Gleichungen des eindimensionalen Netzwerks werden effizient mit einem „sparse-matrix“-Löser (FTRIX) gelöst. Die Gleichungen des zweidimensionalen Downcomers werden effizient mit einer Zwischenschrittmethod gelöst. Ziel war es, diese Löser der Teil-

In einem Anwendungsfall wurde mit dem Programmsystem ATHLET/FLUBOX ein Experiment (Test 6, Run 136) der UPTF-Versuchsanlage nachgerechnet. Für eine zweidimensionale Simulation des Downcomers wurde dieser in eine Ebene abgewickelt und die zweiphasige Wasser/Dampf-Strömung mit einem Zweifluid-Modell simuliert. Der UPTF-Test 6 ist ein Einzeleffekttest zum Gegenstromverhalten im Downcomer bei einem großen Bruch im kalten Strang einer Hauptkühlmittelleitung. Im unteren Plenum war bei Versuchsbeginn kein Wasser vorhanden. Die intakten Leitungen waren an den Pumpensimulatoren verschlossen und der im Kern-

Plenums bei etwa 70 s. In dieser Phase spielen sich die Gegenstromprozesse im Downcomer ab, die der eigentliche Untersuchungsgegenstand des UPTF-Test 6 sind. Wichtigstes Versuchsergebnis war, daß das Wasser aus dem bruchnahen Kreislauf vollständig von Dampf in den Kreislauf mit Leck mitgerissen wird, während das Wasser aus den gegenüberliegenden Kreisläufen in das untere Plenum abfließt. Dieser Sachverhalt stellte sich auch in der Rechnung so ein.

Damit ist nachgewiesen, daß sich mit dem gekoppelten Programmsystem ATHLET/FLUBOX schwierige Gegenstromverhält-

nisse von Wasser und Dampf im Downcomer eines Reaktordruckbehälters zwei-dimensional berechnen lassen.

Multi-Dimensional Simulation of Single- and Two-Phase Flows

Within the framework of the reactor safety research activities funded by the Federal Ministry for Education, Science, Research and Technology (BMBF) the ATHLET (Analysis of THERmal-hydraulic of LEaks and Transients) code is constantly being developed and verified. The aim in developing ATHLET is to provide an integral code system for the simulation of a range of loss-of-coolant accidents that even includes accidents involving core destruction.

In the case of several event sequences it is necessary to calculate multidimensionally the flow processes that take place. The need for multidimensional simulations arises from the demand for realistic descriptions of accident sequences. As regards design basis accidents, this helps

to quantify of safety margins; in connection with beyond-design-basis accidents, these simulations are needed for the assessment of accident management (AM) measures.

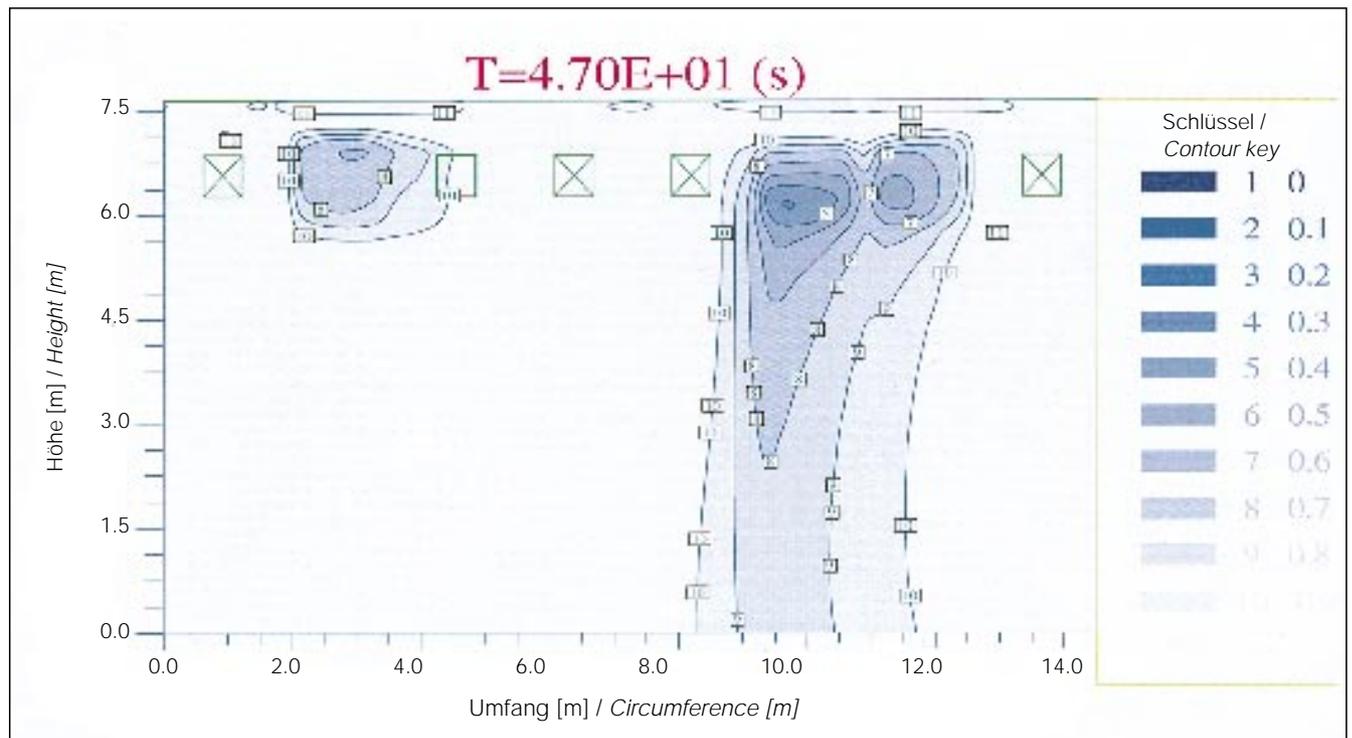
Multidimensional flow processes thus far have been represented in ATHLET by a so-called multi-channel way of presentation, i.e. by an arrangement of one-dimensional flow channels with cross connections. This solution, however, is unsatisfactory – especially if no dominant flow direction can be assigned to large volumes and, as a consequence, it becomes impossible to calculate major thermal-hydraulic processes with adequate reliability. For this reason, this simulation method is more and more often replaced with an actual multidimensional representation.

Three-dimensional simulation of single-phase flows

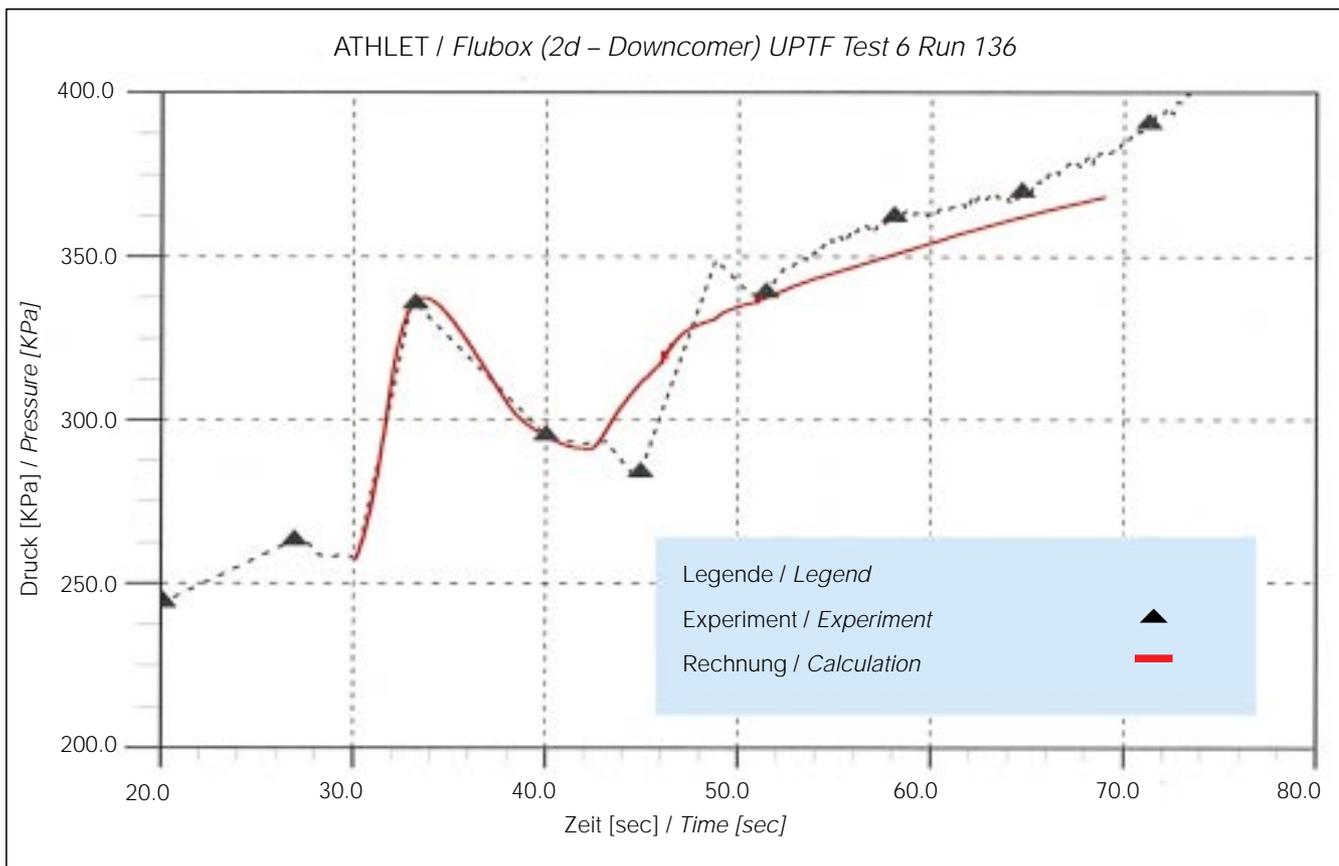
To calculate three-dimensional single-phase flows, GRS uses the Computational Fluid Dynamic (CFD) Code CFX-TASCflow. This code solves the three-dimensional conservation equations for mass, impulse and energy (Navier-Stokes equations) – together with the transport equations of the $k-\varepsilon$ turbulence model [1]

– using a conservative, element-based finite-volume method. The convective flows are discretized with a second-order terminal error, and a coupled, algebraic multi-grid procedure is applied as equation solver.

The calculation code is verified by using experimental data. For this purpose, the Transient Accident Management (TRAM) experiments are used which were performed in the Upper Plenum Test Facility (UPTF). The UPTF is a 1:1 model of the primary system of a 1,300 MWe pressurized water reactor, containing all the components with the exception of the nuclear core, the active pumps, and the real steam generators. In the TRAM experiment series D, the redistribution of energy as a result of hot-gas convection in the primary system under the assumption of a loss-of-coolant accident is investigated [2]. The transfer of energy from the heated-up or partially destroyed core to the structures and walls of the primary circuit leads to a prolongation of reserve time remaining for countermeasures such as coolant injection or primary depressurisation. The following phenomena are investigated:



Verteilung des Dampfvolumentanteils im Downcomer
Distribution of the void fraction in the downcomer



Druckverlauf im Downcomer

Pressure distribution in the downcomer

- flow types and heat transfer as a result of free convection in the reactor pressure vessel, especially in the upper plenum;
- counterflow limitation of the gas convection flow in the hot legs;
- mixing of hot and cold gas flows in the steam generator inlet chamber.

The test cases RUN02A and RUN07A were selected from the UPTF-TRAM-D experiment series. In the first case, the natural convection of air in the reactor pressure vessel (RPV) is analysed. In the second case, the counterflow limitation in the hot legs and the mixing of hot and cold air in the steam generator are at the centre of interest. In both cases, heat is added in the lower part of the RPV at the constant rate of 100 kW. The flow during the heat-up phase is both transient and turbulent. For the simulation of the natural convection, the lift terms are modelled with the Boussinesque approximation. A pressure loss on the structures and the heat-up or cool-down of the fluid inside the RPV are calculated as sources and sinks in the impulse and energy equations.

In the RPV, natural convection establishes itself, with hot air rising at the centre of the RPV and flowing back down on the cold walls of the vessel. The counterflows in the hot legs and the mixing processes in the steam generator simulator are calculated under the assumption of adiabatic boundary conditions. The temperatures vary between $T = 480 \text{ K}$ and $T = 300 \text{ K}$. The maximum velocity is 1 m/s. The numeric solution shows quantitatively good agreement with the experiment if the losses to the structures inside the RPV are taken into account. A qualitatively good prediction of the temperature and velocity fields, however, presupposes an exact simulation of the transient, diabatic boundary conditions, and the heat and pressure losses on the structures of the RPV and the steam generator.

The results of the test calculation show that the relevant three-dimensional phenomena of single-phase flows in nuclear reactors can be simulated realistically with the three-dimensional CFX-TASCflow code. No special reactor-specific empirical

models (e.g. heat transfer and pressure losses in stratified flows) were used. It is therefore probable that the same physical models and calculation codes can be applied to another field of reactor engineering without any restrictions with regard to scale graduation and exactness.

Two-dimensional simulation of two-phase flows

In the course of loss-of-coolant accidents with large and medium-size leaks, asymmetries occur during the depressurisation phase in the RPV which originate from the leak location and the emergency injection points in one of the main coolant lines. Multi-dimensional distributions of the two-phase flow in the areas of the downcomer, core, upper and lower plenum have a decisive influence on the distribution of the injected emergency coolant and its effectiveness with regard to core cooling. Especially the extensive distributions of steam content and water temperature have to be represented. This has been highlighted by results obtained in UPTF experiments.

To simulate the thermal hydraulics of a nuclear power plant with ATHLET, the system components such as pipes, pumps, lower plenum, downcomer, core, etc. are modelled by a network of one-dimensional objects. Multi-dimensional flow effects demand the inclusion of multi-dimensional objects in this network. The two-dimensional FLUBOX code simulates two-phase water/steam flows (Internet: <http://www.grs.de/~gra/flubox>). A two-dimensional downcomer module was developed with FLUBOX and coupled with the network of one-dimensional objects used in ATHLET.

The coupling strategy developed in this context is generally interesting since the correct data exchange between both systems (explicit coupling) is not the only important factor when it comes to coupling fluid-dynamic systems. The flow processes to be solved are time-dependent, and for reasons of stability large time steps are only possible if the coupling is implicit. By implicit coupling the size of the problem increases, and correspondingly large linear systems of equation have to be solved. The equations of the one-dimensional network are solved efficiently with a "sparse-matrix" solver (FTRIX). The equations of the two-dimensional downcomer are solved efficiently with a fractional-step method. The aim was to maintain these

solvers of the subsystems for the solution of the implicitly coupled overall system as well. On the basis of the fractional-step method, a second corrective step was introduced following the solution of the subsystems with their efficient solvers which implicitly couples the two subsystems.

In an example application, an experiment (test 6, run 136) in the Upper Plenum Test Facility was recalculated with the ATHLET/FLUBOX code. For a two-dimensional simulation of the downcomer, the latter was uncoiled into a plane, and the two-phase flow of water and steam was simulated by a two-fluid model. The UPTF test 6 is a single-effect test to investigate the countercurrent flow of water and steam in the downcomer after a large break in the cold leg of a main coolant line. Initially, there was no water in the lower plenum. The intact loops were closed at the pump simulators, and the steam injected into the core simulator (102 kg/s) was forced to flow through the lower plenum and the downcomer to the leak. The initial pressure was 257 kPa. The refill phase starts at 42s with the injection of cooling water into the three intact cold legs (490 kg/s each) and ends with the complete filling of the lower plenum at about 70s. In this phase, the countercurrent flow processes, which are

the real object of investigation of the UPTF test 6, take place in the downcomer. The most relevant experimental result was that the water from the loop located near the break is swept with the steam into the broken loop, while the water from the opposite loops flows into the lower plenum. This process also takes place in the calculation.

It has thus been demonstrated that it is possible to calculate complex countercurrent flow conditions of water and steam in the downcomer of a reactor pressure vessel two-dimensionally with the coupled ATHLET/FLUBOX code system.

M. Scheuerer, U. Graf

References

- [1] Launder, B. E., Spalding, D. B.: The Numerical Computation of Turbulent Flows. Comp. Meth. Appl. Mech. Eng., Vol. 3, pp. 269 - 289, 1974.
- [2] Siemens AG, KWU, NT31: UPTF-TRAM Versuch D, Vorgänge der Energieumverteilung durch Zirkulationsströmung im Primärsystem vor Beginn und während eines Kernschmelzvorganges. Bericht NT31/96/37, July 1996.
- U. Graf: Zwei-dimensionale Berechnung einer Gegenströmung von Wasser und Dampf im Ringraum eines Reaktordruckbehälters mit ATHLET/FLUBOX. GRS-A-2419, 1996.
- U. Graf: Implicit Coupling of Fluiddynamic Systems: Application to Multidimensional Countercurrent Two-Phase Flow of Water and Steam. Nuclear Science and Engineering, 129, 305-310, 1998.

Simulation des strukturmechanischen Verhaltens einer Kühlkreislaufschleife unter Störfallbelastungen mit Notfallschutzmaßnahmen

Bei der Analyse von Störfällen, und besonders bei der Untersuchung auslegungsschreitender Ereignisse, zeigen Abschätzungen zum Tragverhalten von Komponenten, daß die Grenzen der Lastabtragung teilweise erreicht werden können. Daher ist eine Analysemethodik mit relativ hoher Genauigkeit erforderlich, um eine systemgerechte Simulation des Strukturverhaltens zu ermöglichen.

Im Rahmen von vom Bundesministerium für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie (BMBF) geförderten Forschungsarbeiten wurde die Entwicklung einer Analysetechnik begonnen, mit der das Verhalten der Komponenten einer DWR-Kühlkreislaufschleife im Verbund bei unterschiedlichen Belastungsszenarien untersucht werden kann. Gegenüber den bisher üblichen Untersuchungen an Einzelbauteilen kann damit das globale Verhalten der Komponenten im Verbund, gesteuert durch Fluidtemperaturverteilung und Innendruck einschließlich lokaler dreidimensionaler Lastannahmen, strukturmechanisch simuliert werden. Auf Randbedingungen zur Abbildung der Systemkräfte,

die selbst für erfahrene Analytiker eine potentielle Fehlerquelle darstellen, kann dabei verzichtet werden. Aussagen auf der Basis von vereinfachten Abschätzungen, insbesondere unter konservativen Annahmen und ohne Berücksichtigung der komplexen Geometrie sowie der komplizierten Wechselwirkungen, erlauben keine zuverlässige Abschätzung der Sicherheitsmarge und führen u. U. zu falschen Schlußfolgerungen bezüglich der Auswirkungen auslegungsschreitender Ereignisse.

Zur Verifizierung der Analysetechnik wurden betrieblich übliche Beanspruchungen (Anfahrvorgang) analysiert und berechnete Verschiebungen mit entsprechenden

Meßwerten aus Anlagen verglichen. Die qualifizierten Modelle wurden dann zur Analyse von Ereignisabläufen mit Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (accident management: AM) eingesetzt, um Verformung und maximale Beanspruchung der Kreislaufschleife unter außergewöhnlichen Belastungen zu ermitteln. Ziel dieser Arbeiten war es, die strukturmechanischen Auswirkungen solcher AM-Maßnahmen im Hinblick auf die Integrität der Komponenten aufzuzeigen.

Finite-Element-Modelle, Lastannahmen

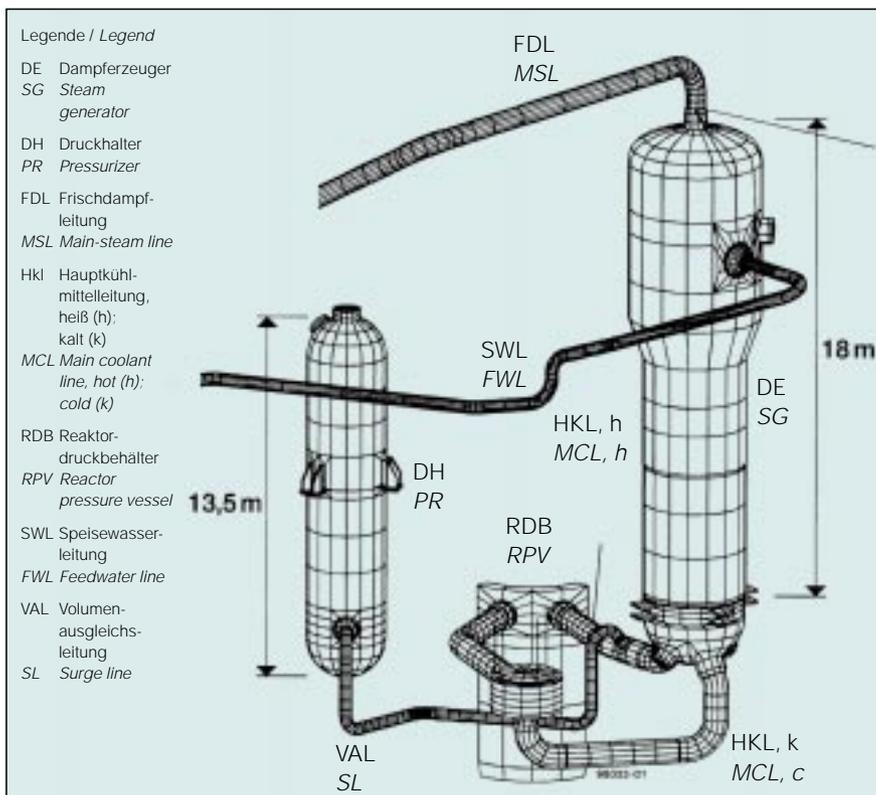
Modellgenerierung, Analysen und Auswertung werden mit einer bei der GRS verfügbaren Analyseketten durchgeführt. Diese basiert auf dem Finite-Element-Programm ADINA [1].

Die Finite-Element-Modelle einer Druckwasserreaktor (DWR) Kühlkreislaufschleife wurden parallel mit zwei unterschiedlichen Elementtypen entwickelt. Zum einen wurden die Modelle aus Rohrelementen (isoparametrische Balkenelemente mit Ovalisierungsfreiheitsgraden), zum anderen aus 20-Knoten-Kontinuums-elementen aufgebaut. Das Modell weist etwa 100 000 unbekannte Freiheitsgrade auf. Es besteht aus einem Ausschnitt des Reaktor-druckbehälters (RDB), der Hauptkühlmittelleitung (HKL) mit Pumpe, der Volumenausgleichsleitung (VAL), der Frischdampfleitung (FDL) und der Speisewasserleitung (SWL) bis zur Containmentdurchführung sowie dem Druckhalter (DH) und dem Dampferzeuger (DE).

Das Rohrelementmodell mit vergleichbarem Umfang weist nur etwa 15 000 unbekannte Freiheitsgrade auf, läßt sich aber nicht nutzen, wenn komplexe Lastannahmen zu berücksichtigen sind bzw. detaillierte Informationen zum Verhalten der Komponenten benötigt werden.

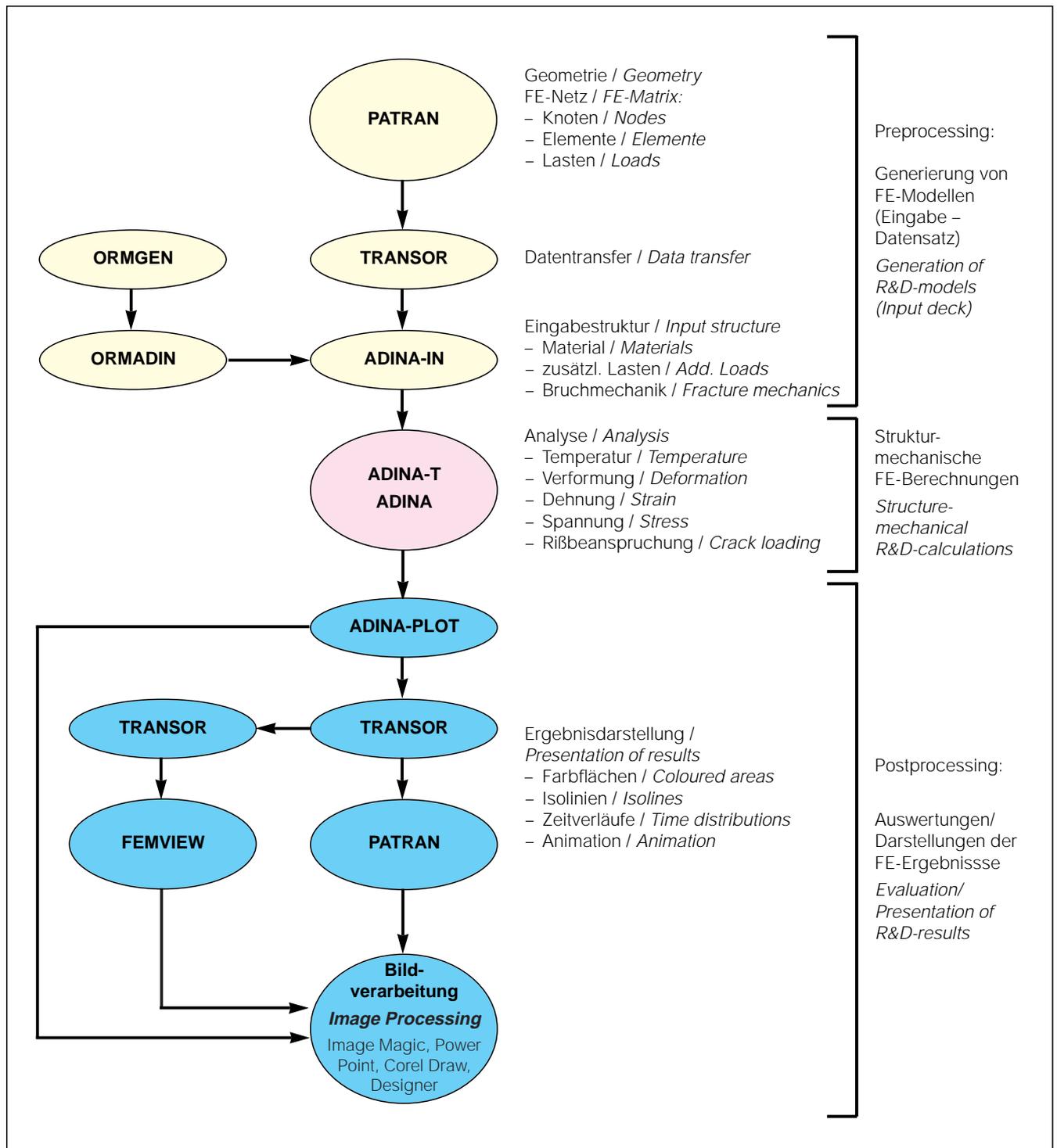
Während die als Belastung eingehenden Temperatur- und Innendruckfunktionen bei den Analysen des Anfahrvorgangs aus den Vorgaben des Betriebshandbuchs abgeleitet werden können, basieren die entsprechenden Lastannahmen bei den Szenarien mit AM-Maßnahmen auf thermohydraulischen Rechnungen mit dem GRS-Programm ATHLET [2].

Das erste Szenario ist charakterisiert durch einen angenommenen, über die gesamte



FE-Modell der DH-Kühlkreislaufschleife aus 3D-Volumenelementen (Entwicklungsstand: Dezember 1997)

FE-model of the PZ-cooling loop made up of 3D volume elements (development state: December 1997)

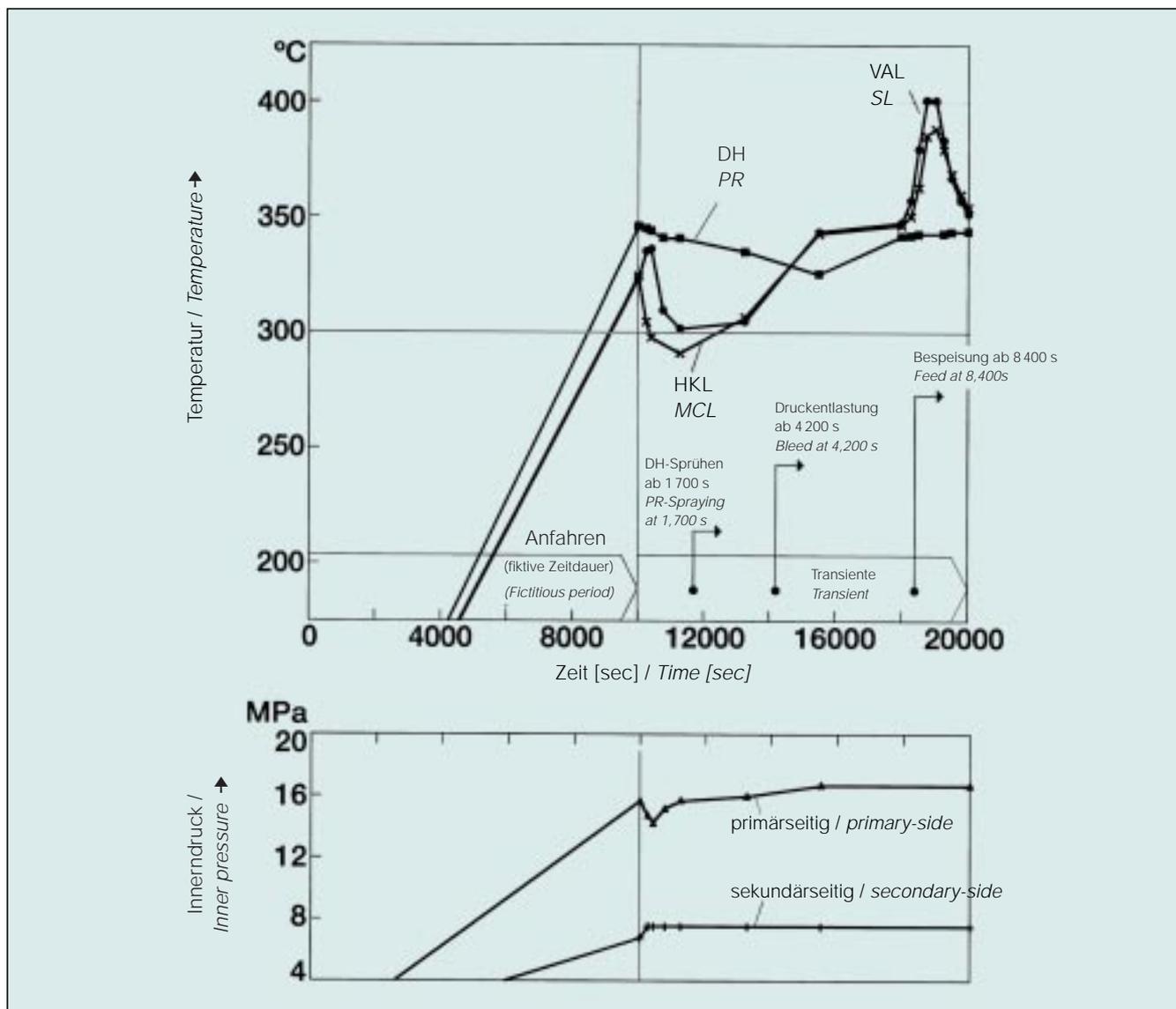


Strukturmechanische Finite-Element-Analysekette der GRS
Structure-mechanical finite-element analysis chain developed by GRS

Berechnungszeit andauernden Ausfall der Hauptwärmesenke sowie der DE-Bespeisung. Für die Notfallmaßnahme wird weiter angenommen, daß die Sicherheitssysteme nicht verfügbar sind, aber betriebliche Bespeisungssysteme eingesetzt werden können. Bei Anstieg von Temperatur, Druck

und DH-Füllstand setzt DH-Sprühen (ab ca. 1700 s) ein, dann öffnen (ab ca. 4200s) die DH-Ventile (Abblase-Regelventil, Sicherheitsventil) und das Wasser in HKL und VAL wird ausgeschoben, gefolgt von heißerem Dampf. Ab einer Kernaustrittstemperatur von 500 °C (ca. 8400s nach

Störfallbeginn) wird über zwei Hochdruckpumpen des Volumenregelsystems und vier Pumpen des Zusatzboilersystems bespeist, wobei in jeden Strang des Kühlkreislaufs insgesamt 21 kg/s eingespeist werden.



Druck- und ausgewählte Temperaturzeitverläufe für das Störfallszenario „Ausfall der Hauptwärmesenke mit primärseitigen AM-Maßnahmen“ (Lastfall 1)

Pressure distributions and selected temperature distributions for the accident scenario "Loss of the main heat sink with primary-side AM measures" (service condition 1)

Beim zweiten betrachteten Belastungsszenario wird das Ereignis durch einen Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen ausgelöst, wodurch die Speisewasserversorgung der Dampferzeuger unterbrochen ist. Sind weiterhin auch die Reservepumpe und die Notspeisepumpen nicht verfügbar, so kommt es nach etwa 20 Minuten zu einem Ausdampfen der Dampferzeuger. Als Notfallmaßnahme findet nach 50-60 Minuten eine Druckentlastung über die Frischdampfableitventile bis auf ein Niveau unterhalb des Speisewasserbehälterdrucks statt. Infolge der Druckabsenkung wird eine sekundärseitige Notbespeisung der Dampferzeuger aus dem Speisewassersystem er-

möglicht und die Wärmeabfuhr über die DE wieder aufgenommen.

Ausgewählte Analyseergebnisse

Die Analysen des Anfahrvorgangs werden hauptsächlich hinsichtlich der auftretenden Verschiebungen ausgewertet, die sich aus der Erhöhung von Innendruck und Temperatur ergeben. Insgesamt ergibt sich eine zufriedenstellende Übereinstimmung. Die insbesondere im sekundärseitigen Bereich aufgetretenen größeren Abweichungen sind auf identifizierte Modellungen zurückzuführen, die im Rahmen der Modellweiterentwicklung beseitigt werden. Die ausgewiesenen Spannungs-

ergebnisse liegen im elastischen Bereich in der erwarteten Größenordnung.

Die Analysen zu dem Belastungsszenario mit primärseitigen AM-Maßnahmen (Lastfall 1) zeigen aufgrund der gegenüber dem Betriebszustand deutlich erhöhten Temperaturen eine Zunahme der Verschiebungen und Spannungen, die im Temperaturmaximum der Transiente etwa 20% ausmacht. Die Erhöhung wirkt sich insbesondere in der VAL aus, die schon im Betriebszustand die in Bezug zur Streckgrenze des austenitischen Werkstoffs relativ höchsten Vergleichspannungswerte aufweist. Beim AM-Fall treten im am nächsten zur HKL gele-

genen VAL-Krümmen plastische Bereiche von geringer Ausdehnung auf.

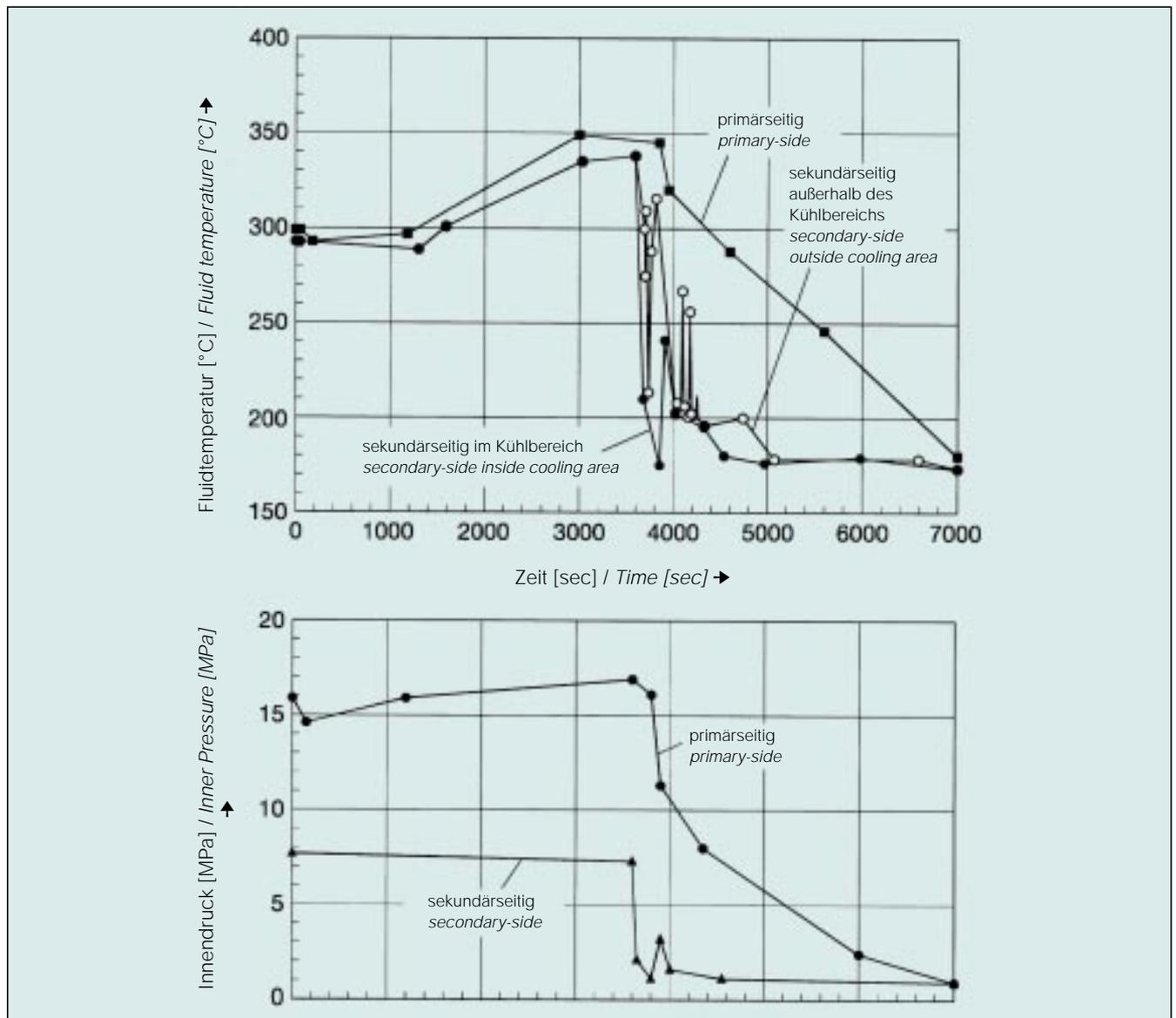
Bei den Analysen zum Belastungsszenario mit sekundärseitigen AM-Maßnahmen (Lastfall 2) wurde auch die Temperaturverteilung in den Strukturen berechnet, die als Eingabe für die strukturmechanischen Analysen diente. Dabei beträgt im Bereich der Kühlzone die Fluidtemperatur etwa 180° C. Die auftretenden Temperaturgradienten sowohl in Wanddicken- als auch in Umfangsrichtung führen zu einer nennenswerten Erhöhung der Spannungen speziell im DE-Mantel. Dabei treten Höchstwerte von etwa 350 MPa auf, die noch im elastischen Bereich liegen. Betrachtet man

Störfallszenarien wie den Ausfall der Eigenbedarfsversorgung, bei denen als sekundärseitige AM-Maßnahme die Einspeisung über mobile Pumpen mit kälterem Wasser (z. B. Flußwasser) durchgeführt wird, so können sich durchaus plastische Zonen geringer Ausdehnung bilden [4]. Eine ausführlichere Darstellung der hier angesprochenen Analyseergebnisse ist in [5] enthalten.

Bewertung der Methodik

Mit der Methodik und den Simulationsmodellen für eine Primärkreislaufschleife lassen sich seltene Ereignisabläufe statisch und dynamisch integral, d.h. unter Verzicht

auf idealisierende Annahmen für Komponentenrandbedingungen und mit Berücksichtigung der Wechselwirkungen, strukturmechanisch mit hoher Genauigkeit simulieren und bezüglich der Komponentenintegrität mit ausreichender Zuverlässigkeit bewerten. Die besondere Bedeutung dieser integralen Modelle liegt dabei in der Möglichkeit, das Komponentenverhalten im Verbund unter Belastungsbedingungen, die im einzelnen mit Unsicherheiten behaftet sein mögen, auch parametrisch zu simulieren, beispielsweise die Auswirkungen einer Temperaturschichtung in der Volumenausgleichsleitung oder abschnittsweise erhöhter Temperaturen auf die Kompo-



Lastannahmen für das Störfallszenario „Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen mit sekundärseitigen AM-Maßnahmen“ (Lastfall 2)
 Load assumptions for the accident scenario "Failure of the main feedwater pumps with secondary-side AM measures" (service condition 2)

Bauteil <i>Component</i>	Meßstelle <i>Measuring Point</i>	Erläuterung <i>Description</i>	gemessene Verschiebung in mm <i>Measured dislocation in mm</i>	berechnete Verschiebung in mm <i>Calculated dislocation in mm</i>
DE	JEA20V101	quer zur Bewegungsrichtung <i>normal to direction of movement</i>	-1.7	-3.6
DE	JEA20V102	Bewegungsrichtung <i>direction of movement</i>	43.9	43
DE	JEA20V103	senkrecht nach oben <i>vertically upwards</i>	4.5	-1.2
SWL	LAB70V101	Rohrlängsrichtung <i>in pipe direction</i>	-9.2	-29.4
SWL	LAB70V102	quer zur Rohrlängsrichtung <i>normal to pipe-direction</i>	19.4	15.9
SWL	LAB70V103	senkrecht zu Rohrlängsrichtung <i>perpendicular to pipe direction</i>	44.3	53.5
FDL	LBA20V101	Rohrlängsrichtung <i>in pipe direction</i>	4.2	-2.9
FDL	LBA20V102	quer zur Rohrlängsrichtung, links <i>normal to pipe direction, left</i>	-1.3	-15.6
FDL	LBA70V103	senkrecht nach oben <i>vertically upwards</i>	73.1	68.9
VAL	JEF20V101	Rohrlängsrichtung <i>in pipe direction</i>	-1.2	-1
VAL	JEF20V102	quer zur Rohrlängsrichtung <i>normal to pipe direction</i>	-3	-1.1
VAL	JEF20V103	senkrecht nach oben <i>vertically upwards</i>	-44.3	-40.7

Vergleich berechneter Verschiebungen mit Meßwerten aus der Konvoi-Anlage GKN II am Ende des Anfahrens [3]

Comparison of calculated dislocations and measured data from the GKN II Convoy Plant at the end of start-up [3]

nenten im Primärkreis. Die Methoden und Modelle können damit auch zur sicherheitsgerichteten Optimierung von Notfall-schutzmaßnahmen herangezogen werden und zwar im Hinblick auf die Erfüllung der übergeordneten Schutzziele und auf die Reduzierung der strukturmechanischen Auswirkungen.

Simulation of the Structure-Mechanical Behaviour of a Coolant Loop under Accident Load Conditions with Applied Accident Management Measures

Assessments of the load-bearing capacity of components that were made in the

context of accident analyses and especially in the investigation of beyond-design-basis accidents have shown that load-shedding limits may be reached in some cases. Therefore it is necessary to apply analysis methods with a high degree of accuracy to enable a simulation of the structural behaviour that is indicative of the real system.

Within the framework of the research activities funded by the Federal Ministry for Education, Science, Research and Technology (BMBF), work was begun on the development of an analysis technique with which it will be possible to analyse the behaviour of the combined components of a PWR coolant loop under different load scenarios. In contrast to former investigations that regarded only individual components, it is now possible to carry out a

structure-mechanical analysis of the global behaviour of the combined components, guided by fluid temperature distribution and inner pressure, and including local three-dimensional load assumptions. In this context it is possible to do without boundary conditions for the modelling of system forces which even for experienced analysts pose a potential error source. Any statements that are made on the basis of simplified assessments, especially under conservative assumptions and without consideration of the complex geometry and complex interactions, unnecessarily reduce the safety margin and may possibly lead to wrong conclusions as regards the effects of beyond-design-basis accidents.

To verify the analysis technique, every-day operational loads (start-up process) were

analysed, and deviating calculation results were compared with the corresponding measured data from real plants. The qualified models were then used to analyse event sequences involving accident management (AM) measures in order to determine deformations and maximum loads of the coolant loop under unusual load conditions. The aim of these activities was to point out the structure-mechanical effects of such AM measures with regard to component integrity.

Finite-element models, load assumptions

Model generation, analyses and evaluations are carried out with an analysis chain available at GRS which is based on the finite-element code ADINA [1].

The finite-element models of the coolant loop of a pressurized water reactor (PWR) were parallelly developed with two different element types. On the one hand, the models were made up of pipe elements (isoparametrical beam element with ovalisation degrees of freedom) and on the other hand of 20-node volume elements. The model has about 100,000 unknown degrees of freedom. It comprises a section of the reactor pressure vessel (RPV) the main coolant line (MCL) including the pump, the surge line (SL) the main-steam line (MSL) and feedwater line (FWL) up until the containment penetration, the pressurizer (PR) and the steam generator (SG).

At a comparable size, the pipe element model only has about 15,000 unknown degrees of freedom. However, it is of no use if complex load assumptions have to be considered or if detailed information on component behaviour is needed.

While the temperature and inner-pressure functions that are used as load impacts in the analyses of start-up processes can be derived from the specifications in the operating manual, the corresponding load assumptions in connection with AM measures are based on thermal-hydraulic calculations performed with the GRS-developed ATHLET code [2].

The first scenario is characterised by an assumed loss of the main heat sink over the entire calculation period as well as by SG feed. For the AM measure, it is further

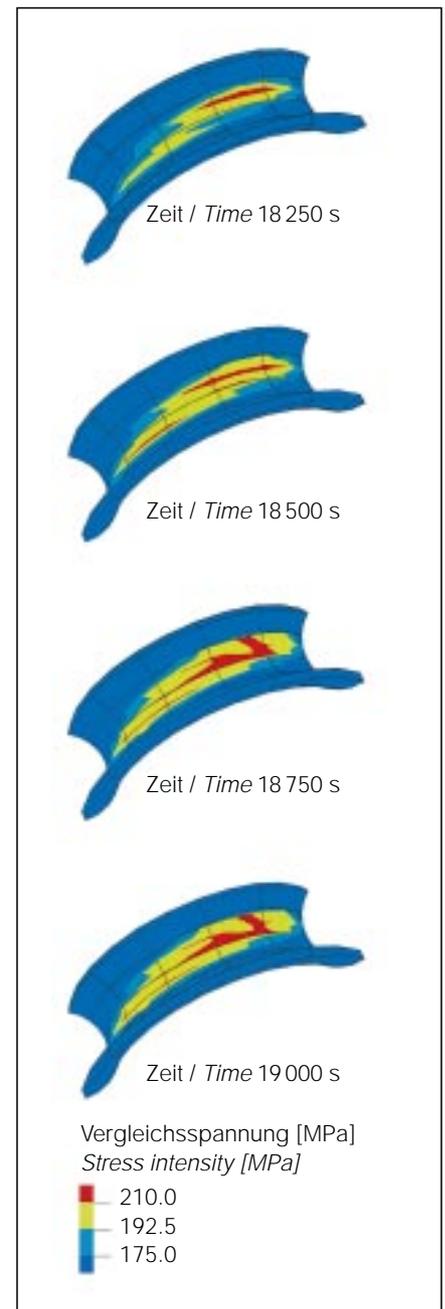
assumed that the safety systems are not available but that operational feed systems can be used. If temperatures, pressure and the SG water level rise, pressurizer spraying begins (at approx. 1,700 s), then (at approx. 4,200 s) the pressurizer valves open (blow-off control valve, safety valve) and the water in the MCL and the SL is pushed out, followed by hotter steam. When the core exit temperature exceeds 500°C (approx. 8,400s after the start of the accident) feeding takes place via 2 high-pressure injection pumps of the volume control system and 4 pumps of the extra borating system, with the rate of injection into each train of the coolant circuit being 21 kg/s.

In the case of the second load scenario analysed, the event is triggered by the failure of the main feedwater pumps, which interrupts the feedwater supply of the steam generators. If in addition the stand-by pumps and the emergency pumps are also not available, the steam generators will dry out after about 20 minutes. After 50-60 minutes, depressurization via the main-steam relief valves to a level below feedwater tank pressure is performed as an accident management measure. The pressure reduction makes it possible to initiate secondary emergency feeding of the steam generators from the feedwater system and to resume heat removal via the steam generators.

Selected analysis results

The analyses of the start-up procedure are primarily evaluated with regard to the shiftings that result from the increase of inner pressure and temperature. In all, the degree of agreement is satisfactory. The larger shiftings that have occurred especially in the secondary-side area can be put down to identified model incompleteness that will be eliminated during the further course of model development. The given stress values lie in the elastic area within the expected range.

Owing to the clearly higher temperatures compared with normal operating conditions, the analyses of the load scenario with primary-side AM measures (load case 1) show an increase in the shiftings and stresses, which in the temperature maximum of the transient account for about 20%. The increase is notable in particular in the SL which shows relatively the highest design stress intensities with regard to the



Zeitlicher Verlauf der Effektivspannungen im VAL-Krümmen am HKL-Stützen, Lastfall 1 mit primärseitigen AM-Maßnahmen

Time distribution of the effective stresses in the SL-bend on the MCL-nozzle, service condition 1 with primary-side AM measures

yield strength of the austenitic material during normal operating states. In the AM case, slight plastic deformations occur in the SL bend lying closest to the MCL.

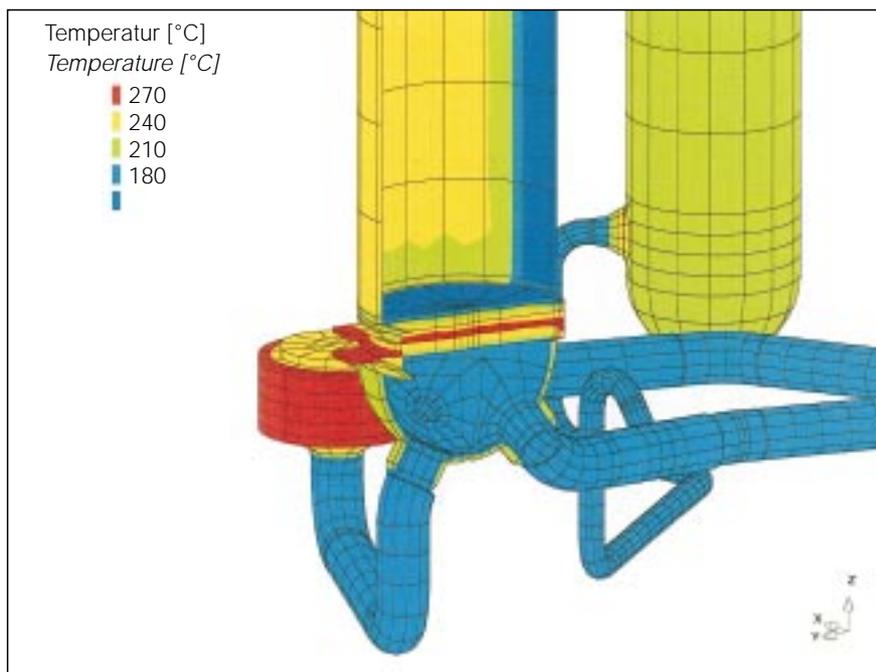
In the analyses of the load scenario involving secondary-side AM measures (load case 2) the temperature distribution in the structures that was used as input for

the structure-mechanical analyses was also calculated. Here, the fluid temperature in the area of the cooling zone is about 180°C. The temperature gradients occurring in the through the wall direction as well as in circumferential direction lead to a considerable increase of stresses especially in the SG shell. Here, maximum pressures of about 350 MPa occurred, which still lie within the elastic range. If one looks at accident scenarios like the loss of the station service supply in which cold-water (e.g. river water) injection with mobile pumps is performed as secondary-side AM measure, there may well be plastic zones of slight extension forming in the process [4]. A more detailed presentation of the analysis results is contained in [5].

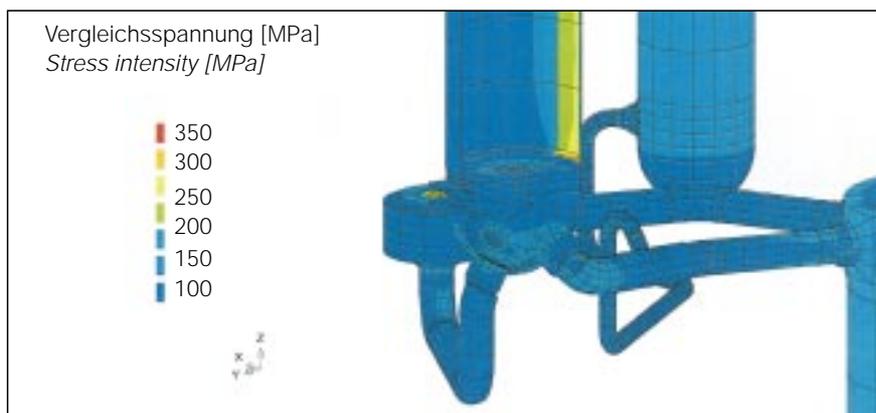
Assessment of the methodology

The methodology and the simulation models of a primary loop make it possible to carry out structure-mechanical simulations of rare event sequences with a high degree of accuracy both statically and dynamically in an integral manner – i.e. by doing without idealised assumptions of component-related boundary conditions and under consideration of the interactions – and to assess these event sequences with sufficient reliability regarding component integrity. The special relevance of these integral models in this connection lies in the possibility of simulating the combined behaviour of components under load conditions – which may have individual uncertainties – also by applying specific parameters, as for example the effects of a temperature stratification in the surge line or section-wise increased temperatures on the components of the primary circuit. The methods and models can thus also be used for the safety-oriented optimisation of accident management measures, namely with regard to the achievement of the general safety objectives and the reduction of structure-mechanical effects.

H. Grebner, J. Sievers



Temperaturverteilung am Ende der Transiente für Lastfall 2 mit sekundärseitigen AM-Maßnahmen bei Streifenkühlung, Modellausschnitt mit aufgeschnittenem Dampferzeuger
Temperature distribution at the end of the transient for service condition 2 with secondary-side AM measures during strip-cooling, model section showing steam generator interior



Verteilung der Effektivspannung zur Zeit der maximalen Temperaturgradienten für Lastfall 2 mit sekundärseitigen AM-Maßnahmen bei Streifenkühlung, Modellausschnitt mit aufgeschnittenem Dampferzeuger
Distribution of effective stress at the time of the maximum temperature gradient for service condition 2 with secondary-side AM measures during strip-cooling, model section showing steam generator interior

[1] ADINA – a finite element program for automatic dynamic incremental nonlinear analysis, theory and modelling guide. ADINA R&D Report 97-7, 1997.

[2] G. Lerchl, H. Austregesilo: ATHLET Mod. 1.2 Cycle A, User's Manual. GRS-P-1/Vol. 1, Rev. 1, March 1998.

[3] GKN II – Verschiebungsmessungen am Loop 2 der Hauptkühlmittelleitung beim Anfahren nach der Revision 1996. Bericht, GKN, 1997.

[4] J. Sievers, S. Beliczey, A. Höfler: Strukturmechanische Analyse zu Belastungen bei der Bespeisung eines trockengefallenen Dampferzeugers. GRS-A-1957, 1992.

[5] A. Höfler, H. Grebner, X. Liu, T. Schimpfke, S. Beliczey, J. Sievers: Numerische Simulation des strukturmechanischen Verhaltens der Komponenten einer DWR-Kühlkreislaufschleife unter außergewöhnlichen Belastungen. Abschlußbericht, GRS-A-2355, 1996.

Untersuchungen zum nuklearen Brennstoffkreislauf, zur Entsorgung und zum Strahlen- und Umweltschutz

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

Im Bereich Entsorgung werden sicherheitstechnische Untersuchungen für alle Anlagen und Vorgänge des nuklearen Brennstoffkreislaufs sowie zum Strahlen- und Umweltschutz durchgeführt. Der Schwerpunkt der Tätigkeiten liegt auf der Entsorgung der in Kernkraftwerken anfallenden 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 Brennelementherstellung,
- technische Anlagen zur Zwischenlagerung und Konditionierung abgebrannter Brennelemente,
- die Wiederaufarbeitung und Rezyklierung von Kernbrennstoffen und Konditionierung von radioaktiven Abfällen, insbesondere Verglasung hochradioaktiver Abfälle.

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

Die besondere fachliche Kompetenz für diese Fragen beruht auf hochentwickelten Methoden und langjähriger Erfahrung auf den Gebieten Abbrandberechnung, Kritikalitätssicherheit und Abschirmungsbeurteilung. 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 Arbeitsfelds sind im folgenden kurz dargestellt:

Entsorgungsvorsorge

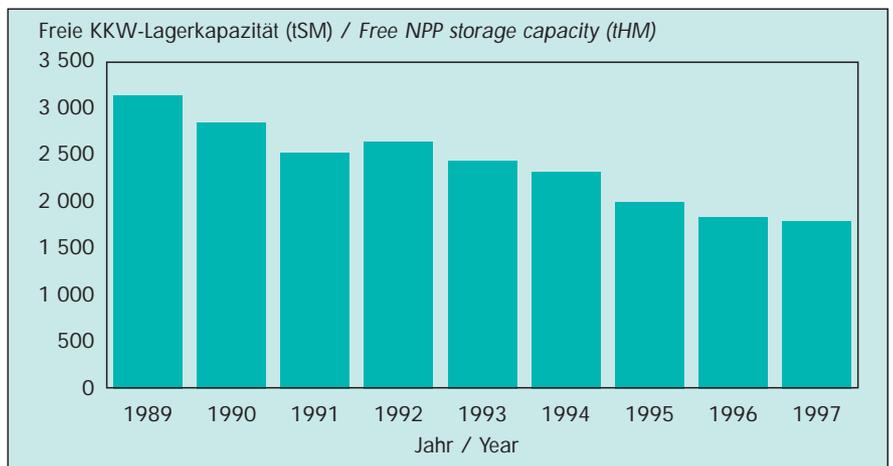
Die GRS überprüft im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) die Ergebnisse der Länderumfrage zum Nachweis der Entsorgung abgebrannter Brennelemente aus den deutschen Kernkraftwerken. Kern dieser Überprüfung ist der nach den Grundsätzen zur Entsorgungsvorsorge für Kernkraftwerke geforderte Entsorgungsnachweis für die nächsten sechs Jahre. Außerdem werden Hochrechnungen bis zum Jahr 2020 angestellt. Die Ergebnisse der Länderumfrage werden mit einem PC-Auswertungssystem erfaßt und überprüft. Mit dem GRS-Programm BETRA werden auf der Basis der überprüften Daten sodann Hochrechnungen durchgeführt.

Die Überprüfung im Jahr 1997 auf der Basis der Länderumfrage 1996 hat ergeben, daß der Entsorgungsvorsorgenachweis für alle Kernkraftwerke erbracht

wurde. Gegenüber der vorherigen Länderumfrage zeigte sich eine leichte Erhöhung der installierten Gesamtleistung der Kernkraftwerke um 106 MWe auf 23 417 MWe aufgrund von Leistungserhöhungen einzelner Anlagen. Der Gesamtanfall an abgebrannten und teilabgebrannten Brennelementen stieg um 440 t auf 8 030 t. Der Anfall an abgebrannten Mischoxidbrennelementen erhöhte sich von 176 auf 183 t. Die Entladeabbrände zeigen weiter leicht steigende Tendenz. Die für die Lagerung von abgebrannten Brennelementen in den Kernkraftwerken noch freie Lagerkapazität hat sich weiter vermindert.

Stilllegung der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK)

In der WAK wurden in den Jahren 1971 bis 1990 insgesamt 208 t abgebrannte Kernbrennstoffe wiederaufgearbeitet. Mitte 1991 wurde die Anlage außer Betrieb genommen, seitdem laufen Arbeiten zur Stilllegung. Dazu muß auch das aus dem Betrieb stammende, flüssige hochradioaktive Abfallkonzentrat (HAWC) entsorgt werden. Der Bundesminister für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie (BMBF) als Vertreter des Bundes, in dessen Auftrag die WAK errichtet worden



Entwicklung der freien Lagerkapazität für die Lagerung abgebrannter Brennelemente in den Kernkraftwerken (in Tonnen Schwermetall)

Development of free on-site spent fuel storage capacities in the nuclear power plants (in tons of heavy metal)

war, hat die GRS beauftragt, ihn in Fragen zum Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren bei der Stilllegung der WAK zu beraten. Die Aufgaben sehen neben der Begleitung und Bewertung der organisato-

Kernstück der neuen Anlage VEK ist der Schmelzofen zur Verglasung von etwa 70 m³ HAWC. Der keramische Ofen ist direkt elektrisch beheizt und enthält eine Bor-Silikat-Glasschmelze von ca. 1150 °C.

Fernhandlungsmaßnahmen bei der WAK-Stilllegung Stellung genommen.

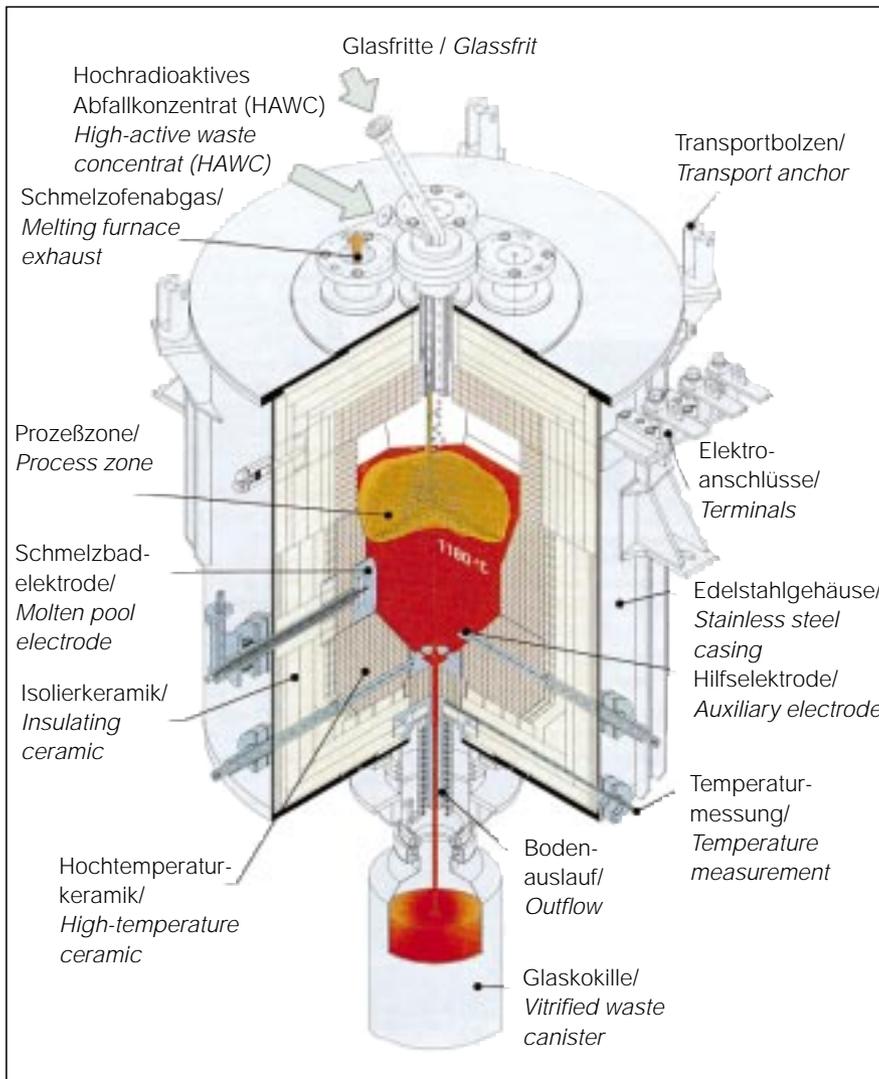
Auswertung von Störfällen in Anlagen des Brennstoffkreislaufs im Ausland

Die GRS analysiert im Auftrag des BMU besondere Vorkommnisse in Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufs im Ausland. Ziel dieser Arbeiten ist es, die Vorkommnisse sicherheitstechnisch zu bewerten und ihre Relevanz für deutsche Anlagen zu bestimmen. Zu neu erfaßten Ereignissen werden für den BMU Kurzbewertungen in standardisierter Form erstellt. Die Kurzbewertung enthält Hinweise zur Relevanz für deutsche Anlagen und eine Einstufung in die INES-Skala (International Event Scale). Die Datenbank VIBS der GRS enthält derzeit mehr als 2 000 Vorkommnisse. Im Jahr 1997 wurden 115 neue Vorkommnisse erfaßt. Dabei wurden ein Kritikalitätsstörfall mit Todesfolge in der Anlage von Arsamas-16 mit der INES-Stufe 4, eine Kritikalitätsexkursion in einer Brennelementfabrik bei Nowosibirsk (beide Rußland) und ein Brand in der Abfallbehandlungsanlage von Tokai (Japan) mit der INES-Stufe 3 bewertet. Ein Vorkommnis mit Plutoniuminkorporation in der Forschungsanlage von Los Alamos (USA) wurde in INES-Stufe 2 eingeordnet.

Abbau von Plutonium in einem Voll-MOX-DWR

Mischoxid (MOX)-Anteile im Kern eines Druckwasserreaktors (DWR) führen bei unverändertem Moderationsverhältnis zu sicherheitstechnisch ungünstigen neutronenphysikalischen Parametern (Bor- und Steuerstabwirksamkeit, Anteil verzögerter Neutronen, Void-Effekt). Dies kann durch Änderung der Brennelementgeometrie bzw. Anheben der Moderation kompensiert werden. Frühere Untersuchungen der GRS haben ein geeignetes Moderationsverhältnis von 3 ergeben.

Mit diesem Moderationsverhältnis wurden für einen 100% MOX-Kern Berechnungen zum Plutoniumabbau angestellt. Im Vergleich zum Standard-DWR ergibt sich eine deutliche Verbesserung des Plutoniumabbaus. Für einen Abbrand von 30 GWd/tSM steigt er auf ca. 450 g Pu/tSM-GWd. Der entsprechende Wert beim Standard-DWR mit 50% MOX-Anteil liegt bei rund 60 g Pu/tSM-GWd. Für höhere Abbrände ist dieser Anstieg nicht ganz so stark ausge-



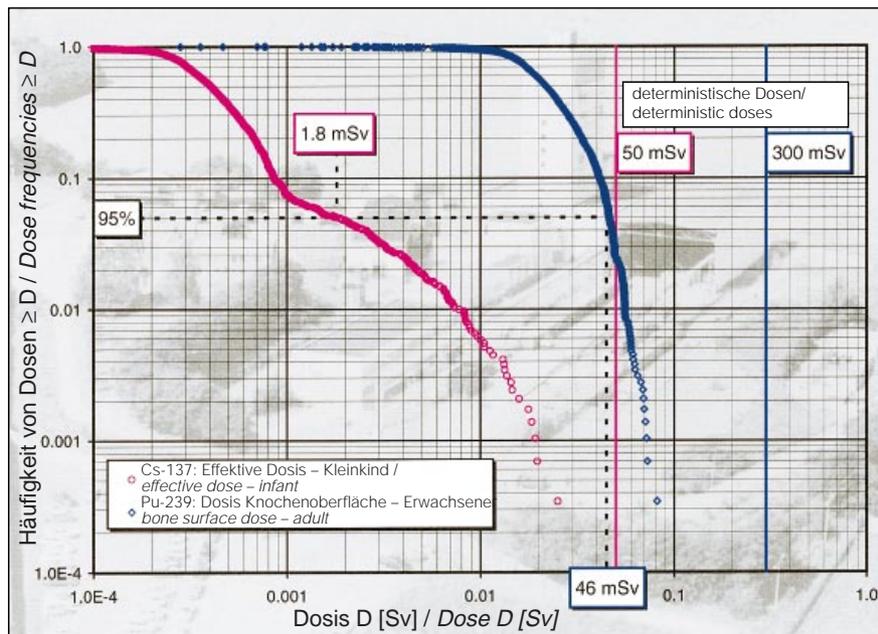
Glasschmelzofen der Verglasungsanlage Karlsruhe zur Verglasung von flüssigem hochradioaktiven Abfallkonzentrat, nach G. Roth, S. Weisenburger, Verglasung hochradioaktiver flüssiger Abfälle: Glaschemie, Prozeßchemie und Prozeßtechnik, FZK-Nachrichten, Jahrgang 30, 2/1998, S. 107-116

Glass melting furnace of the Karlsruhe Vitrification Facility for the vitrification of high-level liquid waste concentrate, Ref. G. Roth, S. Weisenburger, Verglasung hochradioaktiver flüssiger Abfälle: Glaschemie, Prozeßchemie und Prozeßtechnik, FZK-Nachrichten, Jahrgang 30, 2/1998, S. 107-116

rischen und technischen Projektentwicklung auch eine Beratung hinsichtlich Zeit- und Kostenreduzierung vor. Sie beziehen sich auf den Rückbau des Prozeßgebäudes, die Deregulierungsanträge für den Restbetrieb und die Anträge zur Errichtung der Verglasungseinrichtung Karlsruhe (VEK). In der VEK wird das HAWC endlagergerecht verfestigt.

Diesem Schmelzgut wird die Abfalllösung zugeführt. Die Glasschmelze wird in Edelstahlkokillen mit einem Nettovolumen von 150 l abgefüllt. Die Kokillen werden in CASTOR HAW 20/28 Behältern zwischengelagert.

Die GRS hat den BMBF zum Sicherheitsbericht für die VEK beraten und zu den



Summenhäufigkeit der Dosis nach Störfallberechnungsgrundlagen: exemplarisch für die Radionuklide Cäsium 137 und Plutonium 239

Examples of the cumulative frequency of the dose according to the Incident Calculation Bases: caesium 137 and plutonium 239

prägt. Interessant sind die Verhältnisse beim Aufbau der höheren Aktiniden: Ihr Inventar steigt vergleichsweise zum Standard-DWR schwächer an. Bei einem Abbrand von 60 GWd/tSM werden nur 15% mehr erzeugt als beim Standard-DWR mit halber MOX-Beladung. Insgesamt ist festzustellen, daß ein 100% MOX-Reaktor mit erhöhtem Moderationsverhältnis für den Abbau von Plutonium günstiger ist als ein Standard-DWR mit anteiliger MOX-Beladung, der relativ weniger höhere Aktiniden aufbaut.

Transportsicherheit von Typ-A-verpackten radioaktiven Stoffen

Typ A-verpackte radioaktive Stoffe (Typ A-Versandstücke) werden im allgemeinen zur Beförderung von radioaktiven Stoffen mit geringem Gefährdungspotential eingesetzt. Derartige Transporte betreffen einen erheblichen Anteil der in der Bundesrepublik Deutschland beförderten Versandstücke mit radioaktiven Stoffen in Form von Radiopharmaka, Radiochemikalien und Meß- und Prüfstrahlern.

Zur Untersuchung der auf dem Straßenwege bestehenden unfallbedingten Transportrisiken hat die GRS im Rahmen eines von der EU geförderten Forschungsvor-

habens eine Transportsicherheitsstudie für Typ A-Versandstücke durchgeführt. An der multinationalen Transportsicherheitsstudie waren außerdem Frankreich, Großbritannien, die Niederlande und Schweden beteiligt. Die Studie hatte die Bestimmung des Beförderungsaufkommens von Typ A-Versandstücken, die Erfassung und Beschreibung der radiologisch relevanten Typ A-Versandstückeigenschaften und der Transportmodalitäten sowie die Bestimmung der Häufigkeit und radiologischen Auswirkungen von Unfällen zum Ziel.

Die Transportsicherheitsstudie kommt zusammenfassend zu folgenden Ergebnissen: In Deutschland wurden in den letzten Jahren etwa 140 000 – 160 000 Typ A-Versandstücke mit radioaktiven Stoffen auf dem Straßenwege befördert. Dabei handelt es sich überwiegend um standardisierte Verpackungen mit einem Versandstückgewicht von 1 – 25 kg. Die beförderte Aktivität – vorwiegend in Form von festen und flüssigen Radionukliden wie Molybdän-Technetium, Tellurium 201, Jod 131 und Jod 123 – variiert typischerweise über mehrere Größenordnungen von einigen Mega-Becquerel (MBq) bis zu einigen hundert Giga-Becquerel (GBq) und beläuft sich im Mittel auf etwa 30 GBq pro Ver-

sandstück. Der Transport Index (TI), der ein Maß für den Strahlungspegel in einem Meter Abstand von der Verpackungsaußenfläche darstellt, beträgt im Mittel etwa ein Zehntel des zulässigen Höchstwertes von $TI_{max} = 10$. Die mit radioaktiver Beladung zurückgelegte Beförderungstrecke auf öffentlichen Straßen mit diesem Typ A-Beförderungsaufkommen beläuft sich jährlich auf etwa 7 – 10 Millionen Fahrzeug-Kilometer.

Die auf dieser Grundlage ermittelte jährliche Häufigkeit eines Straßentransportunfalls – mit potentiell erheblicher Beschädigung des Verpackungsmittels und Freisetzung auch kleinster Mengen des radioaktiven Inhalts in die Umgebung – wurde für das obengenannte Typ A-Beförderungsaufkommen mittels aktueller Unfallhäufigkeitsstatistiken auf etwa 0,08 Unfälle pro Jahr abgeschätzt. Dies entspricht im statistischen Mittel einem schweren Straßentransportunfall in etwa 12 Jahren, bei dem eine Sendung von Typ A-Versandstücken betroffen ist und Radioaktivität – kleinste Mengen eingeschlossen – freigesetzt werden könnte. Diese Abschätzung steht im Einklang mit den Erfahrungen des letzten Jahrzehnts, in dem bundesweit keine Straßentransportunfälle mit erheblichen radiologischen Auswirkungen bekannt geworden sind. Die bei einem Unfall eventuell in die Umgebung freigesetzte Aktivitätsmenge hängt von verschiedenen Einflußgrößen ab, wie der Art der Unfallbelastung (mit oder ohne Feuer), den Verpackungseigenschaften und der physikalischen Form und dem Verhalten des radioaktiven Materials unter Unfallbedingungen. Für eine quantifizierende Analyse sind weitere Untersuchungen erforderlich.

Die Untersuchungen zeigen insgesamt, daß das mit der Beförderung von Typ A-Versandstücken auf der Straße verbundene radiologische Risiko außerordentlich niedrig ist.

Seetransport hochradioaktiver Abfälle

In den nächsten Jahren steht der Rücktransport hochradioaktiver verglasteter Abfälle aus der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente in Sellafield (Großbritannien) an.

Für die Transporte werden Transportbehälter – z.B. Castor HAW 20/28G – ver-

wendet, die nach den Prüfkriterien für Typ B-Behälter zugelassen sind. Als zusätzliche Sicherheitsmaßnahme werden für die Transporte Spezialschiffe der Pacific Nuclear Transport Limited (PNTL) zum Einsatz kommen. Diese Schiffe genügen hinsichtlich Konstruktion, Ausstattung und Betriebsführung besonders hohen Sicherheitsanforderungen, wie sie in den Zulassungsbestimmungen der International Maritime Organization (IMO) in der Kategorie INF 3 definiert sind.

Die aus sechs nahezu baugleichen Schiffen bestehende PNTL-Flotte kann auf 20 Jahre Betriebserfahrung zurückblicken, ohne daß es zu einem sicherheitstechnisch bedeutsamen Unfall gekommen wäre.

In Zusammenarbeit mit dem Centre d'Etudes sur l'Evaluation de la Protection dans le Domaine Nucléaire (CEPN/Frankreich), British Nuclear Fuels (BNFL/Großbritannien) und unter Einbeziehung des IPSN hat die GRS für den Seetransport hochradioaktiver Abfälle eine Risikoanalyse erstellt. Mittels Fehlerbaumanalyse wurden die möglichen Konsequenzen und die Häufigkeit ihres Eintritts für die Ereignisse „Feuer“ (Entstehung an Bord des INF 3-Schiffs), „Kollision“, „Feuer als Folge einer Kollision“ (insbesondere mit Tankschiffen) sowie „auf Grund laufen“ abgeleitet.

Dabei wurden nur sehr wenige Szenarien ermittelt, bei denen Behälterbelastungen in der Größenordnung der von der International Atomic Energy Agency (IAEA) festgelegten Prüfkriterien für Typ B-Behälter vorkommen können. Für Beeinträchtigungen der Integrität des Behälters wurden Wahrscheinlichkeiten zwischen 10^{-7} und 10^{-10} , bezogen auf 1 000 Seemeilen Fahrt, errechnet. Zusammenfassend läßt sich ein hohes Sicherheitsniveau für die vorgesehenen Transporte verglaster hochradioaktiver Abfälle auf dem Seeweg feststellen.

Strahlen- und Umweltschutz

Im Arbeitsfeld „Strahlen- und Umweltschutz“ wird das Verhalten radioaktiver oder chemotoxischer Schadstoffe bei einer Freisetzung aus der Anlage in die Biosphäre und die dabei auftretenden Wirkungen auf Mensch und Umwelt ana-

lysiert. Entsprechend der großen Palette von Radionukliden und deren physikalisch-chemischen Eigenschaften sowie der noch größeren Bandbreite chemotoxischer Stoffe und ihres Verhaltens in der Biosphäre ist dieses Arbeitsfeld sehr breit und auf interdisziplinäres Arbeiten von Ingenieuren, Physikern, Chemikern und Biologen angelegt. Zudem gibt es eine enge Verbindung zur Analyse der technischen Sicherheit von Kernkraftwerken und anderen kerntechnischen Anlagen.

Besondere Arbeitsschwerpunkte liegen in der Entwicklung und Absicherung von Modellen des Schadstoffverhaltens bei Freisetzung durch Stör- und Unfälle, insbesondere bei Kernkraftwerken, sowie der Modellierung der Ausbreitung freigesetzter Schadstoffe in die Atmosphäre. Auf beiden Gebieten sind leistungsfähige Rechenprogramme verfügbar, die durch systematisch ausgewertete experimentelle Befunde abgesichert werden. Weitere Schwerpunkte sind der radiologische Arbeitsschutz in kerntechnischen Anlagen und die radioökologischen Aspekte der abgelagerten Rückstände aus dem Uranerzbergbau in Sachsen und Thüringen bzw. anderer bergbaulicher Hinterlassenschaften und die daraus resultierende Belastung der Umwelt. Außerdem werden radiologische Aspekte der Stilllegung von Kernanlagen und der Sanierung belasteter Standorte bearbeitet. Eine besondere Bedeutung – auch in der öffentlichen Diskussion – hat in den letzten Jahren das Arbeitsfeld „Sicherheit und Risiken von Transporten radioaktiver Stoffe“ erlangt. Wesentliche Vorhaben sind:

Jodverhalten und Resuspension abgelagerter Aerosolpartikel

Die GRS beteiligt sich an dem Internationalen Standardproblem ISP-41 zum Jodverhalten in einem Leichtwasserreaktor (LWR)-Containment bei Unfallbedingungen. Es handelt sich dabei um Nachrechnungen experimenteller Befunde mit Variation des pH-Wertes der Wasservorlage (blinde Nachrechnung). Hierfür wurde die Modellierung des Jodverhaltens als Modul AIM (Advanced Iodine Model) weiter verbessert und in den Containmentcode CO-COSYS eingebaut.

Die mechanische Resuspension von abgelagerten Aerosolpartikeln überführt

diese in das Fluid und macht sie so zum Weitertransport verfügbar. Dadurch kann sich bei stark turbulenten Strömungsbedingungen im Primärkreis die Aerosolfreisetzung in das Containment und die Umgebung signifikant erhöhen. Aufgabenstellung des Internationalen Standardproblems ISP-40 ist die Wertung und Validierung von Resuspensionsmodellen im internationalen Vergleich. Basis des Modellvergleichs ist der STORM-Test SD/SR-11, der im April 1997 in zwei Phasen in Ispra durchgeführt wurde.

Die GRS benutzte zur Nachrechnung das IPSN-Rechenprogramm SOPHAEROS mit einem Modell der mechanischen Resuspension, das für turbulente Strömungsbedingungen in trockener Umgebung auf dem Konzept eines Gleichgewichts der Kräfte basiert: die Resuspension setzt ein, wenn die auf das Partikel einwirkenden aerodynamischen Kräfte die adhasiven übersteigen. Die Resuspensionsrate ist semiempirisch als Funktion der Resuspensionskraft, d. h. der überschüssigen aerodynamischen Kraft, aus den Oak Ridge Series-2 ART-Experimenten abgeleitet. Da alle wirksamen Kräfte von der Partikelgröße abhängen, gilt dies auch für die Resuspension: Große Partikel werden leichter resuspendiert als kleine. Das Ergebnis der blinden Nachrechnung mit diesem Modell ist vielsprechend. Der Modellansatz eines von der Partikelgröße abhängigen Schwellenwerts der Turbulenz des Fluides ist bestätigt. Die Optimierung des Resuspensionsmodells und seiner Parameter wird fortgesetzt.

Validierung und Verifizierung fortgeschrittener Strömungs- und Ausbreitungsmodelle

Bei kurzzeitig erhöhten Emissionen oder bei Störfällen in kerntechnischen Anlagen ist mit Immissionen auch für weiter entfernte Gebiete zu rechnen. Für Ausbreitungsrechnungen in diesen Entfernungsbereichen können einfache Gauß-Modelle nicht mehr eingesetzt werden, da sie von einem homogenen Windfeld im Rechengebiet ausgehen. Im Rahmen eines BfS-Vorhabens wurde untersucht, welche einfachen Strömungsmodelle mit rasch zur Verfügung stehenden Daten die Überströmung eines größeren Gebietes realitätsnah simulieren können. Ein Schwerpunkt des Forschungsvorhabens bestand

darin, die Qualität von Windfeldern, die mit einem diagnostischen Strömungsmodell simuliert wurden, zu bewerten. Hierzu wurde das diagnostische Modell mit unterschiedlichen Eingabedaten initialisiert: a) mit lokalen Meßwerten, die typisch für den Standort einer kerntechnischen Anlage sind, b) mit prognostischen Daten des (operationellen) Deutschland-Modells (DM) des Deutschen Wetterdienstes und c) mit einem aus a) und b) gemischten Datensatz. Dazu mußte u. a. das relativ grob aufgelösten DM an das lokale Strömungsmodell gekoppelt werden.

Unfallberechnungsgrundlagen

Nach der Ergänzung des Atomgesetzes im Jahre 1994 müssen zukünftige Reaktoren so ausgelegt sein, daß bei einem Unfall mit Kernschmelzen keine einschneidenden Notfallschutzmaßnahmen außerhalb der Anlage erforderlich werden. Im Rahmen von Arbeiten für das BMU wurden diese Anforderungen in Zusammenarbeit mit dem Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) für die Anwendung auf die Auslegung des European Pressurized Water Reactor (EPR) konkretisiert. Vergleichsrechnungen mit den in Deutschland und Frankreich verwendeten Berechnungsverfahren für die Auswirkungen einer modellmäßigen Freisetzung zeigten im Endergebnis Übereinstimmung innerhalb eines Faktors von 2; die Abweichun-

gen einzelner Parameter waren jedoch deutlich größer. Zur Festlegung eines abgestimmten, einheitlichen radiologischen Berechnungsverfahrens zur Überprüfung dieser Anforderungen werden derzeit – ebenfalls in Zusammenarbeit mit dem IPSN – sogenannte Unfallberechnungsgrundlagen erarbeitet. Diese legen fest, welche Expositionswege, Modelle, Parameter, Datensätze und Randbedingungen bei der Berechnung der radiologischen Auswirkungen einer unfallbedingten Freisetzung benutzt werden sollen, wenn die Einhaltung der Anforderungen des Atomgesetzes überprüft wird. Zur Bewertung werden insbesondere die Eingreifrichtwerte der Maßnahmen "Evakuierung" und "Umsiedlung" sowie die von der Europäischen Union (EU) festgelegten Höchstwerte für die Kontamination der Nahrungsmittel zugrunde gelegt. Soweit ein Zwei-Schwellen-Konzept bei den Eingreifrichtwerten existiert, werden die unteren benutzt. Bei der Entwicklung werden aktuelle internationale Festlegungen und Empfehlungen z. B. der EU oder der International Commission on Radiological Protection (ICRP) beachtet und bereits abgestimmte Ergebnisse der Arbeit deutsch-französischer Expertengruppen genutzt.

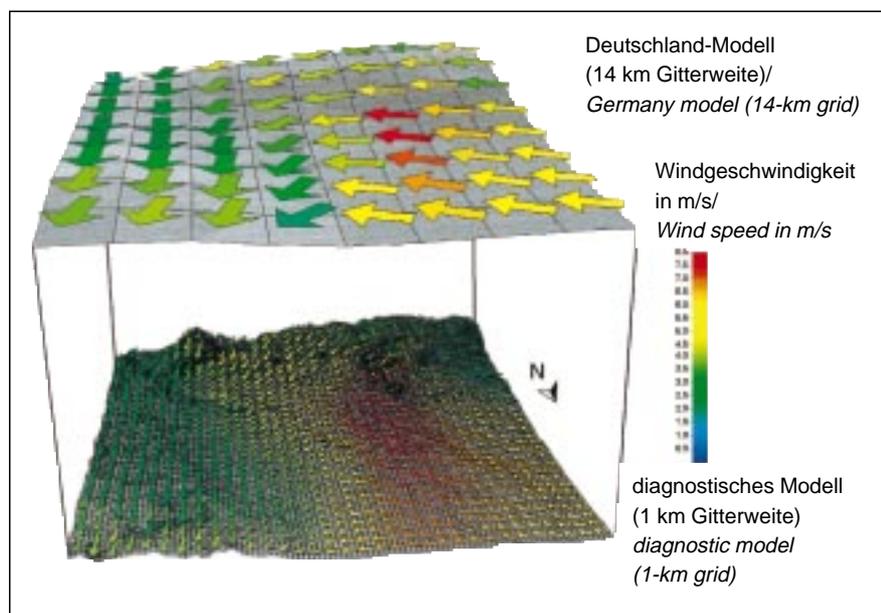
Unterstützung der ukrainischen Genehmigungsbehörde

Im Rahmen eines Tacis-Projekts unterstützte die GRS in Zusammenarbeit mit

IPSN die ukrainische Genehmigungsbehörde bei Aufgaben im Rahmen des Shelter Implementation Plan. Dieser Plan soll eine mittelfristige Lösung des Sarkophag-Problems ermöglichen. Er wird hauptsächlich von den G7-Mitgliedern, der EU und der Ukraine finanziert und im Auftrag der G7 über die European Bank for Reconstruction and Development (EBRD) abgewickelt. Diese Arbeiten umfaßten Beratung zu dem Plan selbst, den technischen Spezifikationen der dringlichen Einzelprojekte und zur Strukturierung von Sicherheitszielen und Genehmigungsverfahren.

Unterstützt von GRS und IPSN hat die ukrainische Behörde das Genehmigungsverfahren für die Stilllegung und die Abfallwirtschaft der Blöcke 1 – 3 des Kernkraftwerks Tschernobyl definiert. Entsprechende Sicherheitsziele, Regeln und Richtlinien sowie Anforderungen an die Sicherheitsberichte für ein Zwischenlager für Brennelemente und eine Konditionierungsanlage für flüssige Abfälle wurden von der Behörde entworfen. Die GRS hat eine erste Beratung der Genehmigungsbehörde für die Konditionierungsanlage flüssiger Abfälle durchgeführt. Die Bewertung der Anforderungen an ein Zwischenlager wird derzeit bearbeitet.

Im Rahmen eines Vertrags mit der Kommission der Europäischen Gemeinschaften wurde eine generische Studie zur Standortwahl und Sicherheitsbewertung für ein Endlager für langlebige, nicht wärmeerzeugende radioaktive Abfälle in einem aufgelassenen Bergwerk in der Ukraine in Zusammenarbeit mit AEA Technology durchgeführt. Beteiligt waren von ukrainischer Seite die Behörde für kerntechnische Sicherheit im Umweltministerium, das Notfallschutzministerium sowie das Staatliche Wissenschaftliche Zentrum für Umweltradiogeochemie der Akademie der Wissenschaften und das Staatliche Komitee für Geologie. Aus einem vorläufigen Katalog möglicher Standorte von Eisenerz-, Salz- und Uranbergwerken wurde eine aufgelassene Eisenerzgrube in Krivoi Rog für weitere Untersuchungen ausgewählt. Es wurde eine Langzeitsicherheitsanalyse auf der Basis abgeschätzter Inventare und der räumlichen Gegebenheiten mit hydrogeologischen Modellrechnungen zur Identifizierung möglicher Ausbreitungswege für aus dem Endlager freigesetzte Radionuk-



Bodennahe Windfelder für das Modellgebiet Kölner Bucht (100 x 100 km²)
Surface wind fields for the „Kölner Bucht“ model area (100 x 100 km²)

lide und ihrem Transfer in der Biosphäre durchgeführt. Hierauf bauten probabilistische Rechnungen zur Ermittlung des Risikos für die Bevölkerung in der Umgebung der Anlage auf. Die Studie kam zu dem Ergebnis, daß das Risiko unter Berücksichtigung der getroffenen Annahmen und des derzeit verfügbaren Datenmaterials unterhalb der akzeptierten Grenzwerte liegt.

Endlagerung

Das Arbeitsfeld „Endlagerung“ befaßt sich mit Arbeiten zur Analyse und Bewertung der Sicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle oder gefährliche chemotxische 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 Verschluß des Endlagers und vor allem die Qualifizierung und Absicherung der Nachweismethoden sowie die Abstimmung dieser Aspekte im internationalen Rahmen. Wesentliche Vorhaben und ihre Ergebnisse werden nachfolgend kurz dargestellt:

Probabilistische Störfallberechnungen für das Endlager Morsleben

Im Auftrag des Bundesamts für Strahlenschutz (BfS) wurden für das Endlager Morsleben ERAM potentielle radiologische Konsequenzen von betrieblichen Störfällen mit probabilistischen Methoden bezüglich der Schadstoffausbreitung und -ablagerung untersucht. Basis für die hierbei erforderlichen Ausbreitungsrechnungen waren die meteorologischen Standortdaten des Jahres 1995. Für jede Stunde wurden thermische und mechanische Überhöhungseffekte, Abstand zum An-

lagenzaun sowie Orographie- und Gebäudeeinfluß berechnet und bei der Ausbreitungsrechnung berücksichtigt. Ermittelt wurde eine Aktivitätsmenge, die bei deterministischem Verfahren die in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Dosisgrenzwerte gerade erfüllt. Es kann festgestellt werden, daß die mit deterministischen Betrachtungen abgeleiteten Grenzwerte in keinem Fall erreicht werden. Selbst für die ungünstigste Wetterlage des Datenkollektivs werden die Grenzwerte bei Cs-137 nur zur Hälfte, bei Pu-239 nur zu weniger als einem Drittel erreicht. Mit einer Wahrscheinlichkeit von 95% wird bei Cs-137 nur 1/30 des Dosisgrenzwertes und bei Pu-239 nur weniger als 1/6 des Grenzwertes erreicht. Diese beträchtlichen Reduktionen zeigen die erheblichen Sicherheitsreserven, welche die deterministisch bestimmten Aktivitätskonzentrationsgrenzwerte allein aufgrund der konservativen Festlegung meteorologischer Einflußgrößen beinhalten.

Langzeitsicherheit von Endlagern Szenarienanalyse

Die Methodik und Systematik bei der Entwicklung von Szenarien, die zum Sicherheitsnachweis von Endlagern herangezogen werden, wird gegenwärtig national und international weiterentwickelt. Die GRS hat hierzu die deutsche Position und Vorgehensweise konkretisiert, die Szenarien näher definiert und in Klassen eingeteilt. Es werden zwei Klassen von Szenarien vorgeschlagen. Die Klasse der „Natürlichen Prozesse“ beschreibt die Entwicklung des Gesamtsystems Endlager nach dem Verschluß des Endlagers, wobei erwartete Referenzszenarien und Szenarien mit hypothetischem Charakter unterschieden werden. Szenarien, die nach den Standortgegebenheiten extrem unwahrscheinlich sind, werden in der Szenarienanalyse nicht betrachtet. Die zweite Klasse, „Zukünftige menschliche Aktivitäten“, umfaßt unbeabsichtigte Eingriffe des Menschen in das Gesamtsystem Endlager. In dieser Klasse soll ein repräsentatives Szenario entwickelt und der weiteren Analyse zugrunde gelegt werden.

Geochemische Einflüsse

Die eingelagerten radioaktiven Abfälle sind im Endlager in geochemische Stoffkreisläufe eingebunden. Das bedeutet, daß Radionuklide aus den Abfällen gelöst

und mit dem Wasser in die Biosphäre transportiert werden können. Andererseits reagieren die gelösten Radionuklide mit dem Nebengestein sowie mit anderen Bestandteilen des Wassers und können somit immobilisiert werden. Diese geochemischen Reaktionen, die zur Mobilisation und Immobilisation von Radionukliden führen, wie Redox-, Hydrolyse-, Kompleksierungs-, Fällungs- und Sorptionsreaktionen sowie die Bildung von Kolloiden sind miteinander eng gekoppelt und hängen von den physikochemischen Bedingungen ab. Neben der hydraulischen Situation haben diese geochemischen Effekte großen Einfluß auf die Langzeitsicherheit von Endlagern. Im Auftrag des BMU werden die Ergebnisse nationaler und internationaler Arbeiten zum geochemischen Verhalten von Radionukliden auf ihre Bedeutung mit Hinblick auf Langzeitsicherheitsanalysen von Endlagern radioaktiver Abfälle ausgewertet und die Modellansätze zur Beschreibung von Quellterm und Sorptionsreaktionen in Rechenmodellen überprüft. Dabei steht die Bewertung der wissenschaftlichen Absicherung und Belastbarkeit der bisher vorliegenden Ansätze im Vordergrund. So wurden unterschiedliche empirische Sorptionsansätze in das Transportmodell NAMMU integriert und in Transportrechnungen getestet. Hierbei wurden wertvolle Ergebnisse erzielt. Für eine Gesamtbewertung des wissenschaftlichen Standes müssen diese Validierungen fortgeführt werden.

Einfluß der Gasentwicklung

Die in ein Endlager eingebrachten Metalle und organischen Stoffe unterliegen bei Anwesenheit von Wasser oder Zutritt von Lauge in die Einlagerungsbereiche der Korrosion und Zersetzung. Dabei bilden sich Gase.

Zur Analyse von potentiellen Auswirkungen der Gasentwicklung auf das Isolationsvermögen einer beladenen und verschlossenen Einlagerungskammer sowie zur Ermittlung von Anforderungen an Bauwerke und Materialien für ein Verfüll- und Verschleißkonzept wurden Zweiphasenrechnungen mit dem Rechenprogramm THOUGH durchgeführt. An einem vereinfachten Grubenmodell bestehend aus Einlagerungskammer, Strecke und Schacht werden der Einfluß verschiedener Versatzmaterialien unterschiedlicher Dichtheit, die

Gasentwicklung aufgrund des Laugenzutritts, die Druckentwicklung in der Kammer und das Freisetzungverhalten kontaminierter Lauge analysiert. Diese Analysen dienen der Optimierung der Verfüll- und Verschleißmaßnahmen eines Endlagers im Salinar.

Geostatistische Methoden

Im Auftrag des BMU wurden verschiedene Methoden der mathematischen Geologie auf ihre Eignung zur Charakterisierung der Variabilität der geologischen Struktur im Falle eines sedimentären Deckgebirges untersucht. Für einen Standort wie z.B. Gorleben erfordert die Vielfalt der vorliegenden Informationen (Probebohrungen, Seismik, geoelektrische Messungen, Expertisen zur Standortgenese) den Einsatz hybrider Methoden, die in der Lage sind, verschiedene Arten von Informationen adäquat zu verarbeiten. Als Basis derartiger Hybridmethoden erscheinen geostatistische Verfahren geeignet. Anhand von Daten des Standortes Gorleben wurde die Anwendbarkeit solcher Verfahren demonstriert. Hauptgegenstand der Untersuchung war die Verteilung der für die Grundwasserströmung wesentlichen Ton-schichten.

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 radioactive waste from nuclear power plants and its 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,

- technical facilities for interim storage and conditioning of spent fuel elements, and
- the reprocessing and recycling of nuclear fuel and conditioning of radioactive waste, in particular vitrification of high-level radioactive waste.

Waste management provisions

On behalf of the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU), GRS examines the results of the Länder survey on the proof of disposal of spent fuel elements from German nuclear power plants. The core of



Standardisierte Typ A-Versandstücke
Standardised Type-A packages

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

The highly advanced methods and long-standing experience in the fields of burn-up calculations, criticality safety and shielding calculations represent the special technical competence for these questions. 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 occurrences 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:

this examination is the proof of waste management provisions for the next six years according to the principles of the disposal provisions for nuclear power plants. In addition, computer forecasts to the year 2020 are performed. The results of the Länder survey are registered and examined by means of a computer evaluation system. On the basis of the examined data, computer forecasts are then performed with the GRS code BETRA.

The examination in 1997 on the basis of the 1996 Länder survey showed that the proof of waste management provisions was furnished for all nuclear power plants. Compared to the previous Länder survey, there was a slight increase of the installed total capacity of the nuclear power plants by 106 MWe to 23 417 MWe due to capacity increases of particular plants. The total amount of spent and partly spent fuel elements increased by 440 tons to 8,030 tons. The amount of spent mixed-oxide fuel elements increased from 176 to 183 tons.

The discharge burn-ups continue to show a slightly growing tendency. The storage capacity for spent fuel elements still available at the nuclear power plants has continued to decrease.

Decommissioning of the Karlsruhe reprocessing plant (WAK)

In the years 1971 to 1990, a total of 208 tons of spent nuclear fuel was reprocessed at the WAK. In the middle of 1991 the plant was shut down. Since then, work has been done for decommissioning. Within the scope of the work, the liquid high-active waste concentrate (HAWC) produced during operation has also to be disposed of. The Federal Minister for Education, Science, Research and Technology (BMBF), as representative of the Federal Government on behalf of which the WAK had been built, commissioned GRS to give advice on all questions related to licensing and supervisory procedures during decommissioning of the WAK. The tasks in this respect also provide consultation with regard to an effort and cost reduction in addition to accompaniment and assess-

ments for the remaining operation, and for the construction of the Karlsruhe vitrification facility (VEK). The HAWC is to be solidified at the VEK in compliance with the requirements for repositories.

The main part of the new VEK is the melting furnace for vitrification of about 70 m³ of HAWC. The ceramic furnace is directly heated electrically and contains a boron-silicate glass melt of approx. 1,150°C. The waste solution is then added to this melt material. The glass melt is filled into high-grade steel canisters with a net volume of 150 l. The canisters are stored temporarily in casks of the CASTOR HAW 20/28 type.

GRS assisted the BMBF with regard to the safety report for the VEK and gave its view on the remote-handling techniques for the decommissioning of the WAK.

Evaluation of incidents in nuclear fuel cycle facilities abroad

GRS analyses special events in nuclear fuel cycle facilities abroad on behalf of the

reported to the BMU in short standardised assessments. The short assessment points out the relevance to German plants and includes a classification according to the International Event Scale (INES). At present, the GRS data base VIBS contains more than 2,000 events. In 1997, 115 new events were registered. In this context, one criticality incident resulting in a death at the Arzamas-16 plant (Russia) was classified as INES-Level 4, a criticality excursion in a fuel element factory near Novosibirsk (Russia) and a fire in the waste treatment facility at Tokai (Japan) were classified as INES-Level 3. An event with plutonium incorporation in the research reactor in Los Alamos (USA) was classified as INES-Level 2.

Reduction of plutonium in a 100% MOX PWR

In case of an unchanged moderation ratio, the mixed oxide fuel (MOX) in the core of a pressurised water reactor (PWR) leads to an unfavourable effect on neutron-physical safety parameters (effectiveness of boron and control rods, proportion of delayed neutrons, void effect). The effects can be compensated for by changing the fuel element geometry or increasing the moderation. Previous GRS analyses showed that a moderation ratio of 3 is suitable.

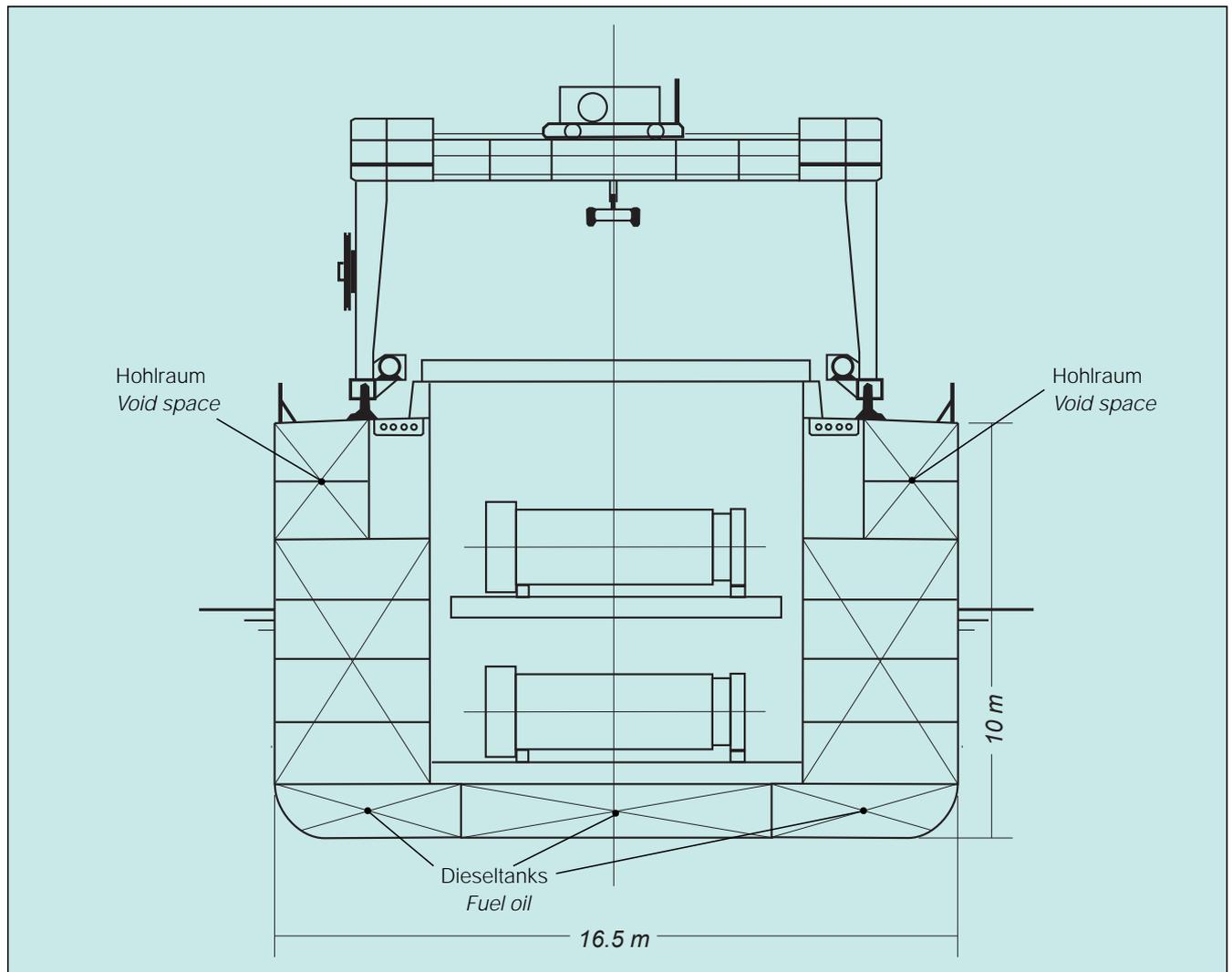
This moderation ratio was used for calculating plutonium reduction in a 100% MOX core. In comparison with the standard PWRs, a clear improvement of the plutonium reduction would be achieved. A burn-up rate of 30 GWd/tHM leads to an increase of about 450 g Pu/tHM-GWd. The corresponding value for standard PWRs with a proportion of 50% MOX in the core is about 60 g Pu/tHM-GWd. If burn-up rates are higher, this reduction is not as distinct. It is interesting to take a look at the generation of the higher actinides. Their inventory increases not as strongly compared with standard PWRs. A burn-up rate of 60 GWd/tHM produces only 15% more than in a standard PWR with a 50% share of MOX fuel. Altogether it can be stated that a 100% MOXreactor with increased moderation ratio is more favourable for the reduction of plutonium and builds up less higher actinides than a standard PWR with proportionate MOX loading.



Typischer Aufbau und Komponenten von Typ A-Versandstücken
Typical structure and components of Type-A packages

ment of the organisational and technical performance of the project. Consultation concerns the dismantling of the process building, the deregulation permit appli-

BMU. The aim of this work is to assess the events from a safety-related point of view and to determine their relevance for German plants. Newly registered events are



Rumpfquerschnitt eines INF3-Schiffs mit 2 Ladeebenen für Transportbehälter

Cross-section through the hull of an INF3 cargo ship with 2 loading levels for transport casks

Transport safety of Type-A-packed radioactive material

Type A shipping packages are generally used for the transport of radioactive substances with low hazard potential. Such transports constitute a considerable proportion of the packages with radioactive material in the form of radio-pharmaceutical products, radio-chemicals as well as radiation sources for measuring and testing transported in the Federal Republic of Germany.

In order to examine the risks of road transports due to accidents, GRS carried out a transport safety study for Type-A-packed radioactive material within the scope of an EU-sponsored research project. France, Britain, the Netherlands and Sweden were also involved in this multinational transport

safety study. The objective of the study was to determine the number of Type A shipping packages transported, to register and to describe the features of Type A packages relevant to radiation and the transport conditions as well as to determine the frequency and radiological effect of accidents.

In summary, the Type A transport safety study arrives at the following results: Within the last years, about 140,000 – 160,000 Type-A packages with radioactive material were transported by road in Germany, the greater part of which were standardised packages with a weight of 1 – 25 kg per unit. The transported activity – mainly in the form of solid and liquid radionuclides such as molybdenum-technetium, tellurium 201, iodine 131 und iodine 123 – typically varies

over several orders of a magnitude of a few mega-Becquerel (MBq) up to several hundred giga-Becquerel (GBq) and amounts to an average of about 30 GBq per shipping unit. The transport index (TI), which is a unit of measurement for the radiation level at a distance of one metre to the outer surface of the packaging, approximately amounts on average to a tenth of the permissible maximum value of $TI_{\max} = 10$. The transports with radioactive loads on public roads cover a distance of about 7 – 10 million kilometres annually.

The annual frequency of road transport accidents – with a potentially considerable damage to the packaging material and release of even smallest amounts of the radioactive content into the atmosphere – determined on this basis was found for the

above-mentioned Type A transports to be about 0.08 accidents per year by means of current accident frequency statistics. This corresponds on a statistical average to one serious road transport accident in about 12 years concerning a shipment of Type A packages where radioactivity – including smallest quantities – might be released. This appraisal complies with the experience made in the last decade during which no road transport accidents with considerable radiological effects were registered in the Federal Republic of Germany. The activity quantity which might be released into the environment in the event of an accident depends on different influencing factors. These factors are e.g. the kind of accidental impacts (e.g. with or without fire), the packaging properties, and the physical form and the behaviour of radioactive material under accident conditions. For a quantifying analysis, further studies are required.

Altogether, the studies show that the radiological risk connected with the transport of Type A packages by road is extremely low.

Sea transport of high-level waste material

In coming years, high-level vitrified wastes from the reprocessing of spent fuel elements at Sellafield (United Kingdom) are due to be returned.

For the transports, transport casks – e.g. Castor HAW 20/28G – are used which are qualified according to the test criteria for Type B containers. As an additional safety measure, purpose-built ships of the Pacific Nuclear Transport Limited (PNTL) will be used for the transports. These ships meet particularly high safety standards with regard to design, equipment and operation as they are defined in the licensing requirements of the International Maritime Organization (IMO) in category INF 3.

The PNTL fleet consisting of six ships of almost identical design can look back on 20 years of operational experience without having suffered a single safety-related accident.

In co-operation with the Centre d'Etudes sur l'Évaluation de la Protection dans le Domaine Nucléaire (CEPN/France), British Nuclear Fuels (BNFL/Great Britain) and also involving IPSN, the GRS – performed

a risk analysis for the transport of high-level wastes by sea. The possible consequences and occurrence frequencies of the events "fire" (outbreak on board of the INF 3 ship), "collision", "fire due to a collision" (in particular with tankers) as well as "running aground" were determined by means of a fault-tree analysis.

Only very few scenarios were identified where impacts on casks may occur in the order of the testing criteria established by the International Atomic Energy Agency (IAEA) for Type B casks. With regard to impairment of the cask integrity, probabilities were computed between 10^{-7} and 10^{-10} on the basis of a 1,000-sea-miles route. Altogether, a high safety standard can be ascertained for the scheduled transports of vitrified high-level radioactive wastes by sea.

Radiological and environmental protection

The behaviour of radioactive or chemotoxic 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 chemotoxic substances and their behaviour in the biosphere, this field of work is very broad and requires 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 the 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 legacies and the resulting burden on the environ-

ment. 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. Major projects are:

Iodine behaviour and resuspension of deposited aerosol particles

GRS is involved in the International Standard Problem ISP-41 on iodine behaviour in a light water reactor (LWR) containment under accident conditions. It concerns post-calculations of experimental results with variation of the pH-value of the water supply. For this purpose, the modelling of the iodine behaviour as module AIM (Advanced Iodine Model) has been further improved and integrated into the containment code COCOSYS.

The mechanical resuspension of deposited aerosol particles transforms them into fluid thus making them available for further transport. Subsequently, the aerosol release into the containment and the environment can be significantly increased under strongly turbulent flow conditions in the primary circuit. The formulation of the International Standard Problem ISP-40 is the assessment and validation of resuspension models compared on an international level. The basis of the model comparison is the STORM test SD/SR-11 which was carried out in two phases in Ispra in April 1997.

In the confirmatory analysis, GRS applied the IPSN computer code SOPHAEROS with a model of the mechanical resuspension which is based upon the concept of a balance of forces for turbulent flow conditions in a dry environment: the resuspension begins as soon as the aerodynamic forces acting on the particle are stronger than the adhesive forces. The resuspension rate is derived semi-empirically as function of the resuspension force, i.e. the excess aerodynamic force, from the Oak Ridge Series-2 ART experiments. Since all effective forces depend on the particle size, this also applies to the resuspension: Large particles are more easily suspended than small ones. The result of the confirmatory analysis by means of this model is promising. The model approach that the

threshold of the fluid's turbulence depends on the particle size is corroborated. The optimisation of the resuspension model and its parameters is being continued.

Validation and verification of advanced flow and dispersion models

In the event of temporarily increased emissions or incidents in nuclear facilities, imissions are to be expected even for more distant areas. Simple Gaussian models can no longer be used for dispersion calculations in these distance areas since they are based upon the assumption of a homogeneous wind field in the area considered. Within the framework of a BfS-sponsored project it was investigated which simple flow models are able to realistically simulate the overflow of a larger area with the data quickly available. The research project concentrated on evaluating the quality of wind fields which were simulated with a diagnostic flow model. For this purpose, the diagnostic model was initialised with different input data: a) with local measured values typical of the location of a nuclear facility, b) with prognostic data of the (operational) Germany model (Deutschland-Modell = DM) of the German Meteorological Service, and c) with a mixed data record consisting of a) and b). This required among others that DM with a relatively low resolution be coupled to the local flow model.

Accident calculation bases

According to the amendment of the Atomic Energy Act in 1994, future reactors have to be designed in a way that no major accident management measures have to be taken outside the plant in the event of a core-melt accident. Within the scope of works for the BMU, this requirement was specified for its application to the design of the European Pressurised Water Reactor (EPR) in co-operation with the Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN). Comparative calculations with the calculation methods applied in Germany and France were in agreement within a factor of 2 in the final result; deviations of individual parameters, however, were considerably larger. In order to determine a harmonised, uniform calculation method for the review of the requirements, so-called accident calculation bases are currently under development, also in co-operation with IPSN. They determine which exposure

paths, models, parameters, data sets and boundary conditions shall be used for the computation of radiological effects resulting from accidents when checking the compliance with the requirements of the Atomic Energy Act. The assessment is particularly based upon the standard values for the intervention measures "evacuation" and "resettlement" as well as on the maximum values for the contamination of food-stuffs stipulated by the European Union (EU). Where a two-threshold concept for the intervention standard values exists, the lower values are applied. For the development, current international regulations and recommendations, e.g. of the EU or the Commission on Radiological Protection (ICRP), are taken into account, and any verified results of the work of Franco-German experts groups are utilised.

Assistance to the Ukrainian licensing authority

Within the framework of a Tacis project, GRS – in co-operation with IPSN – assisted the Ukrainian licensing authority in tasks related to the Shelter Implementation Plan. This plan shall find a medium-term solution for the Sarcophagus problem. It is mainly financed by the G7 states, the EU and the Ukraine and managed by the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD) on behalf of G7. The work concerned consultation with regard to the plan itself, the technical specifications of the urgent individual projects, and the structuring of safety objectives and licensing procedures.

Supported by GRS and IPSN, the Ukrainian authority defined the licensing procedure for the decommissioning and waste management of Units 1 – 3 of the Chernobyl nuclear power plant. Corresponding safety objectives, rules and guidelines as well as requirements for the safety reports for an interim storage facility for fuel elements and a conditioning facility for liquid waste were drafted by the authority. GRS gave first advice to the licensing authority on the conditioning plant for liquid waste. The requirements for an interim storage facility are currently being assessed.

Within the framework of an agreement with the commission of the EU, a generic study on choice of location and safety assessment for a final repository for long-lived,

non-heat-generating radioactive waste in an abandoned mine in the Ukraine was made in co-operation with AEA Technology. From the Ukrainian side, the authority for nuclear safety of the Ministry for the Environment, the emergency protection ministry as well as the state scientific centre for environmental radio-geochemistry of the academy of sciences and the state committee for geology were involved in this study. An abandoned iron ore mine in Krivoi Rog was chosen for further analyses from a preliminary catalogue of possible locations of iron ore, salt and uranium mines. A long-term safety analysis was performed on the basis of estimated inventories and the site-specific conditions with hydrogeological model calculations to identify possible dispersion paths for radionuclides released from the final repository and their transfer into the biosphere. On this basis the probabilistic calculations to determine the risk for the population in the surroundings of the plant were performed. The study came to the result that the risk, taking into account the assumptions made and the currently available data, is below the accepted limit values.

Final storage

The field of work relating to "final storage" deals with the analysis and assessment of the safety of final repositories for radioactive waste or hazardous chemotoxic waste.

The know-how of the experts concentrated 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 final repository with respect to the associated safety aspects, on the analysis of operational safety of final repositories, on the development of criteria and assessment methods for the demonstration of long-term safety after closure of the final repository and, above all, their qualification and verification as well as on the international co-ordination of these aspects.

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

Probabilistic incident calculations for the Morsleben final repository

Commissioned by the Federal Office for Radiation Protection (Bundesamt für Strahlenschutz, BfS), potential radiological consequences of operational incidents with regard to contaminant dispersion and depositing were investigated by means of probabilistic methods for the Morsleben final repository (ERAM). The local meteorological data of the year 1995 were taken as a basis for the dispersion calculations required for this investigation. Thermal and mechanical excess effects, the distance to the site fence as well as orography and the influence of the building were computed for each hour and taken into account for the dispersion calculation. An activity quantity was released which just fulfils the dose limit values stipulated in the Radiological Protection Ordinance when applying deterministic methods. It can be stated that the limit values derived with deterministic methods are reached in none of the cases. Even for the most unfavourable weather situation of the data collective, less than half of the limit values are reached for Cs-137 and less than one third for Pu-239. With a probability of 95% less than 1/30 of the dose limit value is reached for Cs-137 and less than 1/6 of the limit value for Pu-239. These substantial reductions show the considerable safety margins which contained in the deterministically determined activity concentration limit values alone due to the conservative determination of meteorological influencing factors.

Long-term safety of final repositories

Scenario analysis

The methodology and systematics applied for the development of scenarios which are utilised for the safety demonstration of final repositories are currently being developed nationally and internationally. In this respect, GRS has put the German position and approach in concrete terms and has categorised and defined the scenarios in

great detail. Two categories of scenarios are suggested. The category of the "natural processes" describes the development of the entire final repository system after closure of the final repository making a distinction between expected reference scenarios and scenarios with hypothetical character. Scenarios which are extremely improbable due to the site conditions are not considered in the scenario analysis. The second category, "future human activities", covers unintentional interventions of man in the entire final repository system. In this category, a representative scenario is to be developed and used as a basis for further analyses.

Geochemical influences

In a final repository, the disposed radioactive wastes are integrated into geochemical material cycles. This means that radionuclides can be released from the wastes and transported into the biosphere via the water. On the other hand, the released radionuclides react with the surrounding rock as well as with other components of the water and can thus be immobilised. These geochemical reactions, which lead to mobilisation and immobilisation of radionuclides, such as redox, hydrolysis, complexisation, precipitation and sorption reactions as well as formation of colloids are closely connected with each other and depend on physicochemical conditions. Besides the hydraulic situation, these geochemical effects have a great influence on the long-term safety of final repositories. Under contract to the BMU, the results of national and international work on geochemical behaviour of radionuclides are evaluated with regard to long-term safety analyses of final repositories for radioactive waste, and the model approaches to describe source term and sorption reactions in calculation models are checked. In this respect, emphasis is laid on the assessment of the scientific verification and corroboration of the approaches available so far. For this purpose, various empirical sorption models were integrated into the transport model NAMMU and tested in transport calculations. By this, valuable

results were achieved. For a total assessment of the scientific state, these validations have to be continued.

Influence of gas formations

The metals and organic substances disposed of in a final repository are subject to corrosion and decomposition in the presence of water or brine influx into the emplacement areas. This leads to gas formation.

In order to analyse potential influences of gas formation on the isolation capability of filled and sealed emplacement chambers as well as the determination of requirements on buildings and materials for a backfill and sealing concept, two-phase calculations were carried out with the computer code THOUGH. The influence of various backfill materials of different density, the gas formation resulting from brine influx, the pressure development in the chamber and the release behaviour of contaminated brine is analysed by means of a simplified mine model consisting of emplacement chamber, drift and shaft. These analyses serve to optimise the backfill and sealing measures of a final repository in a salt formation.

Geostatistical methods

Under contract to the BMU, different methods of the mathematical geology were examined with regard to their suitability for the characterisation of the variability of the geological structure for sedimentary overburden. For a site such as Gorleben, the variety of the information available (test drills, seismic, geoelectrical measurements, expert opinion on the site genesis), requires the application of hybrid methods which are able to process different kinds of information adequately. Geostatistical methods seem to be suitable as a basis of such hybrid methods. The applicability of such methods was demonstrated on the basis of data of the Gorleben site. The main object of the examination was the distribution of shale layers relevant to the ground water flow.

W. Thomas

Abschluß des Altlastenkatasters und Aufbau eines Geo-Informationssystems

In den Jahren 1991-1997 führte die GRS für das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) das Projekt „Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten“ durch. Hauptziel des Projektes war die Identifikation von bergbaulichen Objekten und bergbaulich beeinflussten Flächen, bei denen aus Strahlenschutzgründen Interventionen in Form von Nutzungsbeschränkungen oder Sanierungsmaßnahmen in Erwägung zu ziehen sind. In diesem Beitrag werden kurz die Instrumentarien beschrieben, die für die Erfüllung des Projektzieles geschaffen wurden:

1. In der Datenbank A.LAS.KA. wurden ca. 8 000 bergbauliche Objekte mit ihren wichtigsten Eigenschaften erfaßt.
2. Alle erfaßten Objekte wurden – orientiert an den Empfehlungen der Strahlenschutzkommission (SSK) – einer radiologischen Erstbewertung unterzogen.
3. Die radiologisch auffälligen Objekte wurden in Meßprogrammen weiter untersucht.
4. Auf der Grundlage der Ergebnisse der Meßprogramme wurde mit dem Rechenprogramm 'REKRUT' eine vertiefte objektbezogene radiologische Bewertung vorgenommen.
5. Zur Integration aller Daten und Meßergebnisse sowie der digitalen Topographie wurde ein Geoinformationssystem (GIS) aufgebaut.

Für die Identifizierung weiteren Untersuchungsbedarfs bezüglich der Freiset-

zung von Radionukliden in die Atmosphäre oder das Grundwasser wurden die Rechenprogramme GENDARM und RAE-UBER entwickelt.

Untersuchungen an Altlastenstandorten bergbaulicher Hinterlassenschaften

Die systematische Erfassung, Untersuchung und Bewertung der Umweltradioaktivität aus bergbaulicher Tätigkeit in den Ländern Sachsen, Thüringen und Sachsen-Anhalt ist nach § 11 Abs. 8 des Strahlenschutzvorsorgegesetzes (StrVG) Aufgabe des Bundes. Im Auftrag des Bundesamts für Strahlenschutz (BfS) führte die GRS in der Zeit zwischen 1991-1997 das Projekt „Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten – Altlastenkataster“ als Generalunternehmer durch [1] [2] [3].

Das Vorhaben wurde in mehreren Teilprojekten durchgeführt. Im Verlauf der 6-jähri-

gen Laufzeit ergab sich durch die große Menge an Daten die Notwendigkeit, die vorgesehene Datenstruktur zu erweitern und weiterzuentwickeln. Aufbauend auf der Erfassung der bergbaulichen Objekte und ihrer Parameter in einer Datenbank (A.LAS.KA.) entwickelte sich ein komplexes Fachinformationssystem, in dem sowohl die Sachdaten als auch Geometriedaten gehalten werden.

Datenbank A.LAS.KA.

Im ersten Teil des Projekts wurden durch Auswertung vorhandener Unterlagen ca. 8 000 Objekte und Flächen des früheren Erz- und Uranbergbaus sowie die Orte ihrer Aufbereitung erfaßt, vor Ort überprüft, radiologisch bewertet und die Daten in einer Datenbank abgelegt.

Zur Beschreibung der bergbaulichen Objekte und Flächen wurden die wichtigsten Parameter wie Größe, Volumen, Herkunft, Betreiber, Schutzgüter sowie Meßwerte der Orts-Dosisleistung erfaßt. Der Zustand des Objekts zum Zeitpunkt der Erfassung wurde durch Fotos dokumentiert.

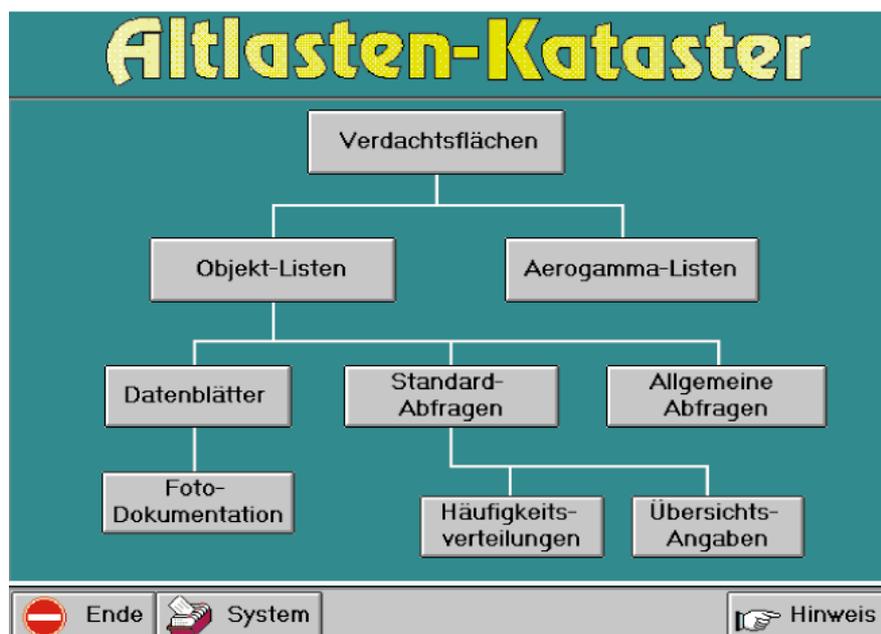
Zur einfachen Handhabung der Daten wurde von der GRS eine menügesteuerte Oberfläche programmiert, die dem BfS als Datenbankprogramm A.LAS.KA. erstmals Ende 1994 vorgestellt wurde. 1995 wurde A.LAS.KA. den Regierungen der Bundesländer Sachsen, Thüringen und Sachsen-Anhalt übergeben. In enger Zusammenarbeit mit dem BfS und den Bundesländern wurde A.LAS.KA. kontinuierlich weiterentwickelt und verbessert. Die Fotos der bergbaulichen Hinterlassenschaften stehen inzwischen auf CD-Rom zur Verfügung.

Wie die zahlreichen Rückmeldungen und Anregungen der Behörden aus den neuen Bundesländern zeigen, wird das Datenbankprogramm A.LAS.KA. bei der Bauleitplanung, bei Bürgeranfragen u.s.w. intensiv genutzt.

Auf der Basis des ersten Projekts konnte die Anzahl der Objekte und Flächen des zu untersuchenden Gebiets bereits ganz wesentlich von ca. 1 500 km² auf 250 km² eingeschränkt werden.

Meßprogramme

Schwerpunkt der im zweiten Projekt durchgeführten Untersuchungen waren deshalb nur die Flächen, die radiologisch auffällig



Aufbau der Datenbank A.LAS.KA.
Structure of the A.LAS.KA. database



Bergbauliche Hinterlassenschaft mit objektspezifischen Informationen aus der Datenbank A.LAS.KA.

Mining-related legacy, with object-specific information from the A.LAS.KA. database

gegenüber ihrer natürlichen Umgebung auftraten oder bergbauliche Einrichtungen, die per se ein nicht zu vernachlässigbares radiologisches Potential darstellen, wie z.B. industrielle Absetzanlagen. Zur Verifizierung der Annahmen zur radiologischen Bedeutung wurden Meßprogramme ausgearbeitet und durchgeführt. Schwerpunkte dieser Meßprogramme waren die Ermittlung von Art und Konzentration der radioaktiven Stoffe und deren Verbreitung durch Untersuchungen von Boden-, Material-, Pflanzen-, Wasser-, Sediment- und Bodenluftproben, weiterhin rastermäßige Messungen der Gamma-Ortsdosisleistung. Die Leistungsanforderungen der einzelnen Meßprogramme wurden zur besseren Vergleichbarkeit und Bewertung der bergbaulichen Hinterlassenschaften soweit wie möglich standardisiert.

Im Ergebnis der Meßprogramme liegen u.a. ca. 200 000 Analysedaten von Radionuklidaktivitäten und ca. 500 000 Meßwerte der Gamma-Ortsdosisleistung vor.

Zur optimalen Nutzung der Meßergebnisse für Sanierungsmaßnahmen oder Landschaftsplanungen ist die genaue Kenntnis der flächenhaften Ausdehnung der bergbaulichen Hinterlassenschaften notwendig.

Dazu wurden Umrisskoordinaten durch Luftbildauswertung und/oder das Global Positioning System (GPS) vor Ort erhoben. Der so erfaßte Datenbestand beläuft sich auf ca. 50 000 Koordinatenpaare.

Darüber hinaus wurden die Karten der Gebiete, in denen Meßprogramme durchgeführt wurden, digital mit den wichtigsten geografischen Inhaltselementen erfaßt. Zum Ende des Vorhabens lagen ca. 650 km² im Maßstab 1:5 000 vor.

Da die Handhabung von derart gewaltigen Datenbeständen auf herkömmlichen PCs nicht mehr möglich ist, wurde entschieden, die gesamten Daten auf einer Workstation unter Oracle zu verwalten.

Fachinformationssystem bergbaubedingte Umweltradioaktivität (FbU)

Da die Funktionalität des Datenbanksystems A.LAS.KA. nicht ausreichte, um alle im Rahmen des Projektes erhobenen Sach- und Geometriedaten sachgerecht zu verwalten und auszuwerten, wurde das „Fachinformationssystem bergbaubedingte Umweltradioaktivität“ aufgebaut. Zur Mitarbeit wurde die Firma Geomatics International, Chemnitz, gewonnen.

Ein Fachinformationssystem (FIS) ist eine anwendungsspezifische Modifikation eines Geo-Informationssystems (GIS). Unter einem GIS versteht man vereinfacht ein digitales Informationssystem für raumbezogene Daten. Raumbezogene Daten setzen sich aus der Geometrie von Objekten (Geodaten) und den sie beschreibenden Attributen (Sachdaten) zusammen.

Zur Verwaltung der Sachdaten hat die GRS ein Datenmodell entwickelt. Die Geodaten werden im Geo-Informationssystem ARC/INFO gehalten. Über Referenzdaten sind die Geometriedaten mit den Sachdaten verbunden und werden gemeinsam durch das ARC/INFO-Programm ArcStorm verwaltet. Durch diese Verbindung von Geometrie- und Sachdaten wird der räumliche Bezug zur Analyse und Darstellung der Daten nutzbar.

Ein wesentliches Leistungsmerkmal von Geo-Informationssystemen besteht in der von ihnen gebotenen Möglichkeit, raumbezogene und alphanumerische Datenselektionen miteinander verknüpfen zu können.

Es ist vorgesehen, daß das FbU nicht nur vom BfS, sondern auch von den Landesbehörden genutzt werden soll. Eine nutzerfreundliche graphische Bedieneroberfläche gewährleistet den effektiven Zugriff auf alle im System gespeicherten Daten. Über die Anwenderoberfläche können sowohl standardisierte Analysefunktionen als auch Ergebnisdarstellungen in Form von standardisierten Tabellen, Graphiken und Plots abgerufen werden.

Ein weiteres Leistungsmerkmal des FbU ist die Möglichkeit, zeitliche Veränderungen des Zustands bergbaulicher Hinterlassenschaften, verursacht z.B. durch Rekultivierungs- oder Sanierungsmaßnahmen, zu dokumentieren. Die retrospektive Datenerhaltung ist sowohl für die Sachdaten als auch für die Geometriedaten möglich.

Für die Datenpflege innerhalb des FbU wurde ein menügesteuertes Datenpflegemodul entwickelt.

Das Programm REKRUT

Aufgrund der großen Datenmengen aus den Meßprogrammen und der Vielzahl bergbaulicher Objekte war eine radiologische Klassifizierung der Objekte und Flächen ohne rechnergestützte Hilfe kaum

durchführbar. Die GRS entwickelte daher ein Computerprogramm zur rechnergestützten Klassifizierung radiologischer Untersuchungen, REKRUT.

Das Programm ermöglicht in seinen wichtigsten Funktionen die Zuordnung von Probenahmestellen zu bergbaulichen Objekten anhand der Objektumrisse, die Prüfung der Objektumrisse auf Geschlossenheit und Plausibilität sowie die Flächenberechnung der Objekte. Anhand der zugeordneten Meßstellen werden die entsprechenden Meßwerte wie Radionuklidaktivitäten, Ortsdosisleistungen u.a. nach einem Klassifizierungsschema, das die SSK-Empfehlungen berücksichtigt, ausgewertet. Anhand dieser Ergebnisse erfolgt eine Klassenzuordnung der Objekte hinsichtlich ihrer radiologischen Relevanz.

Kriterien für die Modellierung von Luft- und Wasserpfad

Für die radiologische Einschätzung der im Altlastenkataster erfaßten und in den Meßprogrammen näher untersuchten Objekten wurden zusätzlich Modellierungen für den Luft- und Wasserpfad durchgeführt. Ziel dieser Entwicklung ist es, Kriterien zur Abgrenzung radiologisch relevanter Objekte und Flächen abzuleiten, um weiteren Untersuchungsbedarf zu identifizieren. Dazu dienen die Modelle GENDARM und RAEUBER.

Das Modell GENDARM

Für die radiologische Bewertung von Radon wurden Modellierungen für den Luftpfad durchgeführt. Der Schwerpunkt lag dabei auf der Ableitung von Kriterien für die Bewertung von Radon-Flächenquellen auf der Basis der im Altlastenkataster gespeicherten Objektdaten. Die dabei zu entwickelnden Kriterien und Verfahren sollten nicht nur die Einzelbewertung von Objekten, sondern auch eine eventuell vorhandene Summenwirkung von benachbarten Emitenten berücksichtigen. Ziel der Kriterien ist es, eine Vorauswahl aus der Vielzahl der im Altlastenkataster gespeicherten Rn-Flächenquellen zu treffen, d.h. diejenigen Objekte zu identifizieren, bei denen ein vorgegebener Schwellwert auf keinen Fall erreicht werden kann.

Das Modell greift die Empfehlung der Strahlenschutzkommission auf, die Notwendigkeit von Sanierungen auf der Basis

der durch die einzelnen Objekte hervorgerufenen Anteile an der Radonkonzentration am jeweiligen Standort zu entscheiden.

Mit dem Modell GENDARM (Generische Determinierung alllastenbedingter Radon Maximalkonzentrationen) wird der Wert der Radonkonzentration auf der Basis der objektspezifischen Radon-Exhalationsrate sowie der in der Datenbank A.LAS.KA. enthaltenen Objektdaten-Mittelpunktskoordinaten und Objektfläche abgeschätzt. Die Herleitung dieses Verfahrens basiert auf einer Vielzahl von Strömungs- und Ausbreitungsrechnungen. Die eingesetzten Modelle sind das massenkonsistente Strömungsmodell MCF und das Teilchensimulationsmodell LASAT. Mit dieser Modellkette (MCF \rightarrow LASAT) wurden für neutrale Schichtungsverhältnisse Radonkonzentrationsverläufe über und hinter synthetischen Objekten berechnet. Die Ableitung und Umsetzung des Verfahrens bestand aus vier Schritten:

- Untersuchung des Einflusses von Objektform- und Geometrie,
- Ableitung von analytischen Funktionen für den Radon-Konzentrationsverlauf in der Fahnenachse,
- Definition eines Abstandskriteriums und eines Superpositionsverfahrens,
- Implementierung des Verfahrens in den Computercode GENDARM.

Die Verfahren zur Bewertung der Radon-Flächenquellen sind aufgrund der Zielstellung in allen Teilschritten konservativ. Eine Überkonservativität, d.h. eine Überschätzung der tatsächlichen Immissionswerte um Größenordnungen, besteht allerdings nicht.

Das Modell RAEUBER

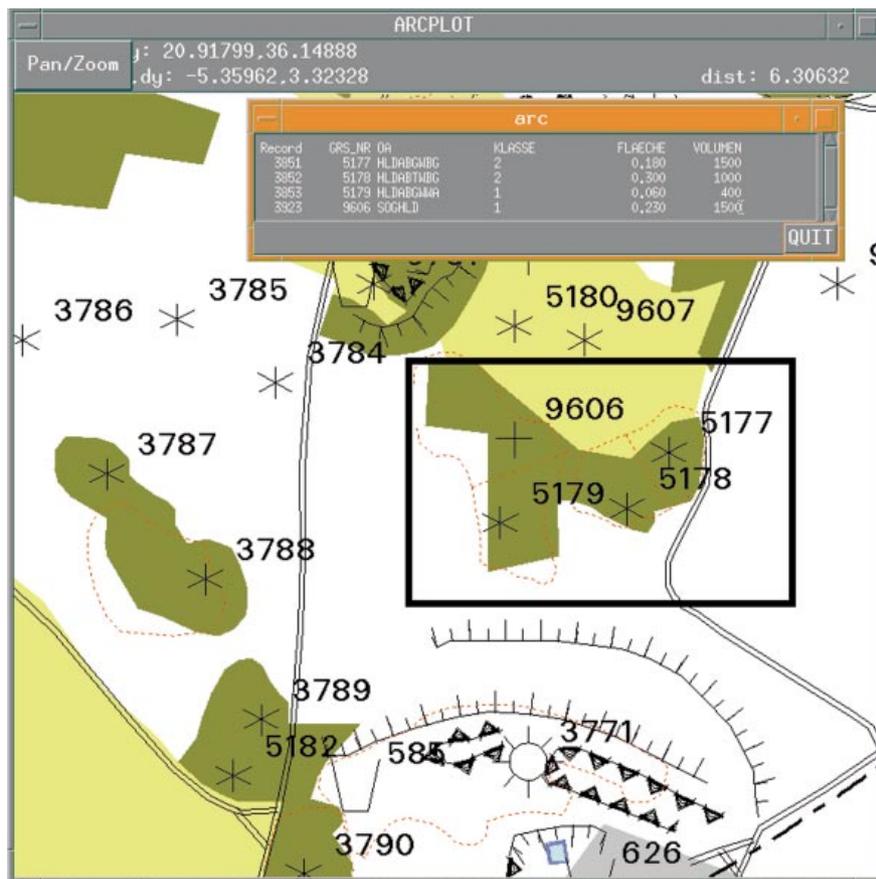
Die Zielsetzung dieses Arbeitsschwerpunkts ist die Entwicklung eines Instrumentariums zur Einschätzung solcher Gebiete, in denen Grundwasserkontaminationen durch bergbauliche Hinterlassenschaften oder durch Häufungen von Objekten im Einzugsbereich eines Grundwasserleiters auftreten können.

Das Modell, das mit der Bezeichnung RAEUBER unter der Datenbankoberfläche ACCESS implementiert wurde, ist ein vereinfachtes Abschätzungsverfahren, das Hinweise auf eine mögliche Gefährdung des Grundwasserpfad durch bergbauliche Hinterlassenschaften unter Eingrenzung eines Bezugsgebietes gibt.

In das Modell gehen die Bezugsgebietsfläche, die Flächen identifizierter Objekte im Bezugsgebiet und die von jedem Objekt ausgehende Aktivitätskonzentration im Sickerwasser ein.



Konturierung radiologisch relevanter Objekte mit Hilfe von Luftbildern
Contouring of radiologically relevant objects with the help of aerial photographs



Schematische Darstellung der Zuordnung von Meßstellen zum Objekt in REKRUT
 Schematic representation of the allocation of measuring points for objects in REKRUT

groundwater, the GENDARM and RAEUBER codes were developed.

Investigations carried out at problem waste sites of former industrial mining activities

According to Section 11, para 8 of the Precautionary Radiation Protection Act (StrVG), the systematic registration, investigation and assessment of the environmental radioactivity resulting from past mining activities in the Länder of Saxony, Thuringia and Saxony-Anhalt is a government task. Between 1991 and 1997, GRS performed the project titled "Radiological registration, investigation and assessment of contaminated soil and objects from past mining activities - Register of contaminated sites" as general contractor on behalf of the Federal Office for Radiation Protection (BfS) [1] [2] [3].

The project was performed in various sub-projects. During its 6-year course, a large amount of data was accumulated, and the need arose to extend the originally intended data structure and to develop it further.

On the basis of the registration of the mining-related objects and their parameters in a database (A.LAS.KA.), a complex technical information system developed, containing the elementary data as well as geometric data.

The A.LAS.KA. database

In the first part of the project, approx. 8,000 objects and areas relating to the former ore and uranium mining industry and the associated processing plants were registered by means of evaluating existing documents, examined on site, assessed from a radiological point of view, and recorded in a database.

To describe the mining-related objects and areas, the most relevant parameters like size, volume, origin, operator, targets potentially at risk from contaminated sites, as well as measured local dose rates were recorded. The status of the object at the time of registration was documented by photos.

In order to enable easier handling of the data, GRS developed a menu-guided user surface that was presented to the BfS for the first time at the end of 1994 as the so-called A.LAS.KA database program. In 1995, A.LAS.KA. was handed over to the Länder governments of Saxony, Thuringia and Saxony-Anhalt. The A.LAS.KA. database was continually developed and improved in close co-operation with the BfS and the above-mentioned Länder. The photos taken of the mining-related legacies are now available on CD-ROM.

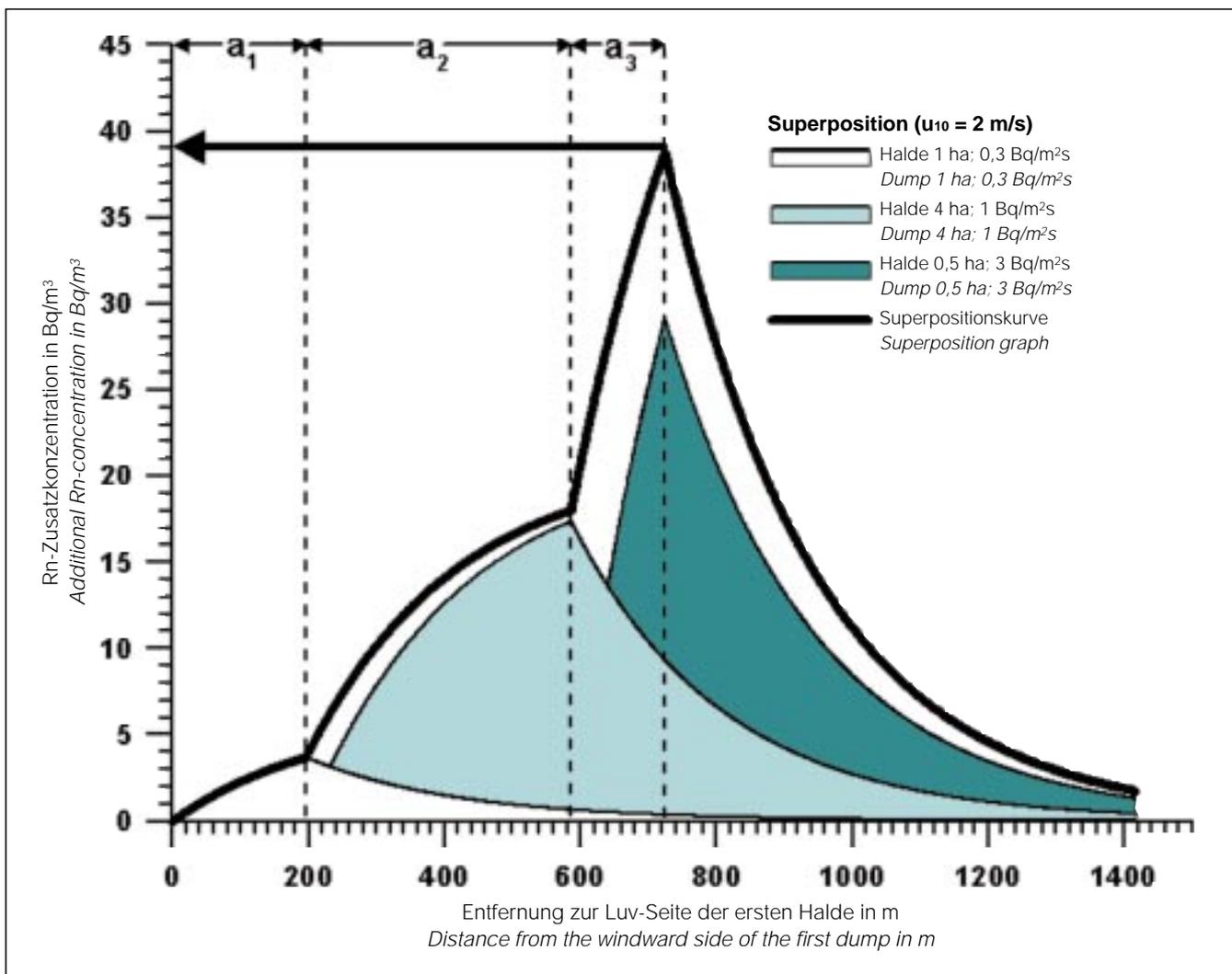
The extensive feedback and the numerous suggestions from the authorities have shown that the A.LAS.KA. database program is used intensively in master plans for building measures, for answering enquiries from the general public, etc.

On the basis of the first project it was possible to narrow down quite considerably the number of objects and surfaces of the area to be analysed, namely from approx. 1,500 km² to 250 km².

Measuring programmes

The focus of the second project was therefore only on those areas that, in comparison with their natural environment, were suspected of being radiologically contaminated or on mining-related industrial facilities which in themselves had a radiological potential that could not be neglected, as e.g. industrial disposal plants. For the verification of the assumptions concerning the radiological relevance, measuring programmes were devised and carried out. The focus of the measuring programmes was on the determination of the kind and the concentration of the radioactive substances and their dispersion. For this purpose, samples of soil, materials, plants, water, sediment and ground air were taken, and grid-pattern measurements of the local gamma dose rate were performed. The performance requirements of the individual measuring programmes were standardised as far as possible so that the mining-related legacies could be compared and assessed more easily.

As a result of the measuring programmes there now are among other things approx. 200,000 analyses data of radionuclide activities and approx. 500,000 measured local gamma dose rate values available.



Maximale Radon-Konzentration durch Superposition von drei benachbarten typischen Halden
 Maximum radon concentration from superposition of three neighbouring typical mine dumps

For an optimal use of the results of the measuring programmes in the context of ecological restoration or landscaping, it is necessary to have exact knowledge of the expanse of the mining-related legacies. To this end, boundary co-ordinates were ascertained on site by an evaluation of aerial pictures and/or use of the Global Positioning System (GPS). The stock of data recorded in this way comprises approx. 50,000 pairs of co-ordinates.

In addition, the maps of the areas in which the measuring programmes were performed were digitally recorded, showing the most relevant geographical information. At the end of the project, a total area of approx. 650 km² was covered on maps on a scale of 1:5,000.

Since it is no longer possible to handle such huge amounts of data on a normal

PC, it was decided that the entirety of the data should be administered under Oracle on a workstation.

Technical information system on mining-related environmental radioactivity (FbU)

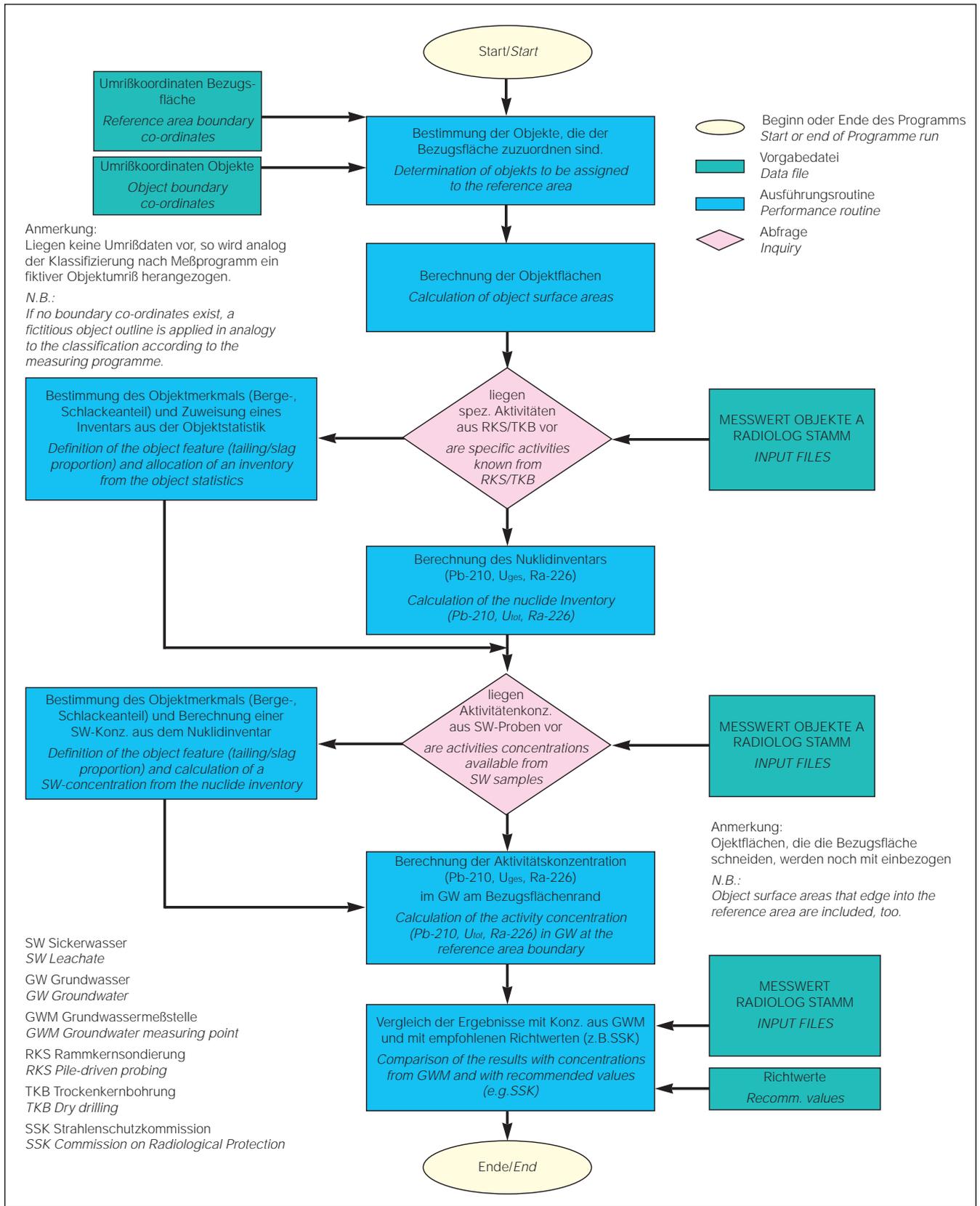
As the functionality of the A.LAS.KA. database system did not suffice for a proper administration and evaluation of the elementary and geometric data that were collected within the framework of the project, the "Technical information system on mining-related environmental radioactivity" was created. The Chemnitz-based company Geomatics International was also involved in the work.

A technical information system is an applications-specific modification of a Geo-

Information System (GIS). A GIS, to put it simply, is understood as a digital information system for data relating to a specific space. Space-specific data are composed of the geometry of objects (geo-data) and their defining attributes (elementary data).

For the administration of the elementary data, GRS has developed a dedicated data model. The geo-data are kept in the Geo Information System ARC/INFO. The geometric data are linked with the elementary data through reference data and are administered jointly by the ArcStrom module of the ARC/INFO code. By thus linking geometric and elementary data, the spatial reference can be used for the analysis and representation of the data.

One major performance feature of Geo-Information Systems is their option to



Ablaufstruktur RAEUBER – vereinfachte Bewertung zur Abgrenzung bergbaulich beeinflusster Flächen durch Freisetzung und Ausbreitung von Radionukliden im Grundwasser

RAEUBER flow chart – simplified assessment to delimit areas affected by mining through the release and dispersion of radionuclides in the groundwater

link space-related with alphanumeric data.

The intention is that apart from the BfS, the Länder authorities will also use the FbU. A user-friendly graphic user surface guarantees the effective access to all data stored in the system. Both standardised analysis functions and result representations in the form of standardised tables, graphics and plots can be retrieved via the user surface.

A further performance feature of the FbU is the possibility to document time-dependent changes in the status of the mining-related legacies, caused e.g. by recultivation or restoration measures. Retrospective data storage is possible for both elementary and geometric data.

A menu-guided data management module was developed specifically for data management within the FbU.

The REKRUT code

Owing to the large amounts of data from the measuring programmes and the large number of mining-related objects it was hardly possible to perform a radiological classification of the objects and areas without computer-aided support. For this reason, GRS developed REKRUT, a computer code for the computer-aided classification of radiological analyses.

The code's most important functions are to enable the allocation of sampling points to mining-related objects by the objects' boundaries, the examination of the objects' boundaries as to their completeness and plausibility, and the calculation of the objects' expanse. Based on the thus allocated measuring points, the corresponding measured values like radionuclide activities, local dose rates etc. are evaluated according to a classification scheme that takes the recommendations of the Commission on Radiological Protection (SSK) into account. These results are then used to classify the objects according to their radiological relevance.

Criteria for the modelling of the air and water pathways

For the radiological appraisal of the objects recorded in the register of contaminated sites and analysed in more detail in the measuring programmes, additional modelling was performed for the air and water pathways. The aim of the modelling was to

derive criteria for the delimitation of radiologically relevant objects and areas in order to be able to identify further needs of analysis. The GENDARM and RAEUBER models serve such a purpose.

The GENDARM model

For the radiological assessment of radon, modellings were performed for the air pathway. Here, the focus was on the derivation of criteria for the assessment of area sources of radon on the basis of the object-related data recorded in the register of contaminated sites. The criteria to be developed for this purpose should not only be suitable for the assessment of individual objects but should also consider a possibly existing cumulative effect of neighbouring emission sources. The criteria are to enable a pre-selection from the large number of radon area sources that are recorded in the register of contaminated sites, i.e. to identify those objects where a previously defined threshold value will not be exceeded at any rate.

The model follows the recommendation of the Commission on Radiological Protection which says that the need for restoration measures should be decided individually on the basis of the different objects' contribution to the radon concentration of each individual site.

The GENDARM code for the generic determination of maximum radon concentrations caused by emissions from contaminated sites and objects serves for the estimation of the level of radon concentration on the basis of the object-specific radon exhalation rate as well as of the centre coordinates of the object and the object expanse data stored in the A.LAS.KA database. This method was derived from a large number of flow and dispersion calculations. The models used are the mass-consistent flow model MCF and the particle simulation model LASAT. With this model chain (MCF → LASAT), radon concentration distributions above and behind synthetic objects were calculated for neutral stratification conditions. The derivation and implementation of this method took place in four steps:

- examination of the influence of object form and geometry,
- derivation of analytical functions for the radon concentration distribution in the plume centre line,

- definition of a distance criterion and a superposition method,
- implementation of the method in the GENDARM computer code.

Owing to the nature of their objectives, the methods for the assessment of the radon area sources are conservative in all their individual steps. They are, however, not over-conservative, i.e. they do not over-estimate the actual immission values by orders of magnitude.

The RAEUBER model

The objective of this focal area of work is the development of a set of instruments for the judgement of those areas where there may be groundwater contamination caused by mining-related legacies or by an accumulation of objects in the catchment area of an aquifer.

The model, called RAEUBER and implemented under the ACCESS database surface, is a simplified estimation model that provides clues as to a possible hazard for the groundwater pathway from mining-related legacies in a specified reference area.

The model considers the expanse of the reference area, the surfaces of the identified objects in the reference area, and the leachate activity concentration caused by each object.

*H. Biesold, A. Artmann, Th. Beuth,
M. Felske, U. Garske, K. Gewehr,
A. Kindt, H. Thielen*

References

- [1] Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Radiologische Erfassung, Untersuchung und Bewertung bergbaulicher Altlasten (Altlastenkataster), Abschlußbericht zu Teilprojekt 2: Altlasten, Bergbau, Verifikation (TP 2), Interner Arbeitsbereich, BfS-IB-7, Salzgitter, Oktober 1994
- [2] H. Biesold, H. Uhlenbruck (GRS) E. Ettenhuber, W. Kraus (BfS): Investigation of Contaminated Sites from Uranium and other Mining Activities in the New Federal States of Germany, Waste Management Symposium WM '95, 26. Februar bis 2. März 1995, Tucson, Arizona
- [3] E. Ettenhuber, W. Kraus (BfS), H. Biesold (GRS): Das deutsche Programm zur Erfassung und Untersuchung bergbaulicher Altlasten in Sachsen, Sachsen-Anhalt und Thüringen, 3. International Symposium "Radiation Protection", 26./27. Oktober 1995, München

Langzeitsicherheitsanalysen für Untertagedeponien in nichtsalinaren Festgesteinen

Der Versatz offener Grubenräume oder die Verbringung von Abfallstoffen in untertägige Deponien (UTD) muß so durchgeführt werden, daß von den Inhaltsstoffen in bergbaufremden Versatz- oder Abfallmaterialien auch langfristig keine Gefährdung für Mensch und Umwelt ausgeht. Eine potentielle Gefährdung stellt die Freisetzung von Schadstoffen und deren Transport mit dem Grundwasser bis zur Biosphäre dar. Dies erfordert von der Auslegung der UTD, daß durch ein gestaffeltes System von Barrieren gegen den Schadstofftransport mit dem Grundwasser eine wirksame Isolation der Schadstoffe von der Biosphäre gewährleistet wird. Zur Einhaltung obiger Schutzziele werden der Standort der UTD, der Einlagerungsort und der Einbau der Versatzstoffe derart ausgewählt, daß lediglich eine begrenzte Freisetzung von Schadstoffen in den nutzbaren Grundwasserraum stattfinden kann. Die sorgfältige Auswahl von Versatzstoffen, abgestimmt auf den Standort, sowie die Auswahl eines geeigneten Standortes sind die Basis des Multibarrierensystems. Es besteht aus dem Versatzstoff selbst, dem Nahbereich und dem Fernbereich des Standortes. Eine begrenzte Auslaugbarkeit von Schadstoffen aus dem Versatzstoff, eine hohe Sorptionsfähigkeit des Versatzkörpers aber auch der geologischen Formationen des Nah- und Fernbereiches stellen wesentliche Elemente des Barrierensystems dar.

Aufgabe der Langzeitsicherheitsanalysen, als einem wichtigen Element im Sicherheitsnachweis von Untertagedeponien, ist es, die Transportvorgänge von Grundwasser und Schadstoff an einem UTD-Standort nach Aufgabe der Wasserhaltung zu analysieren und die langzeitigen

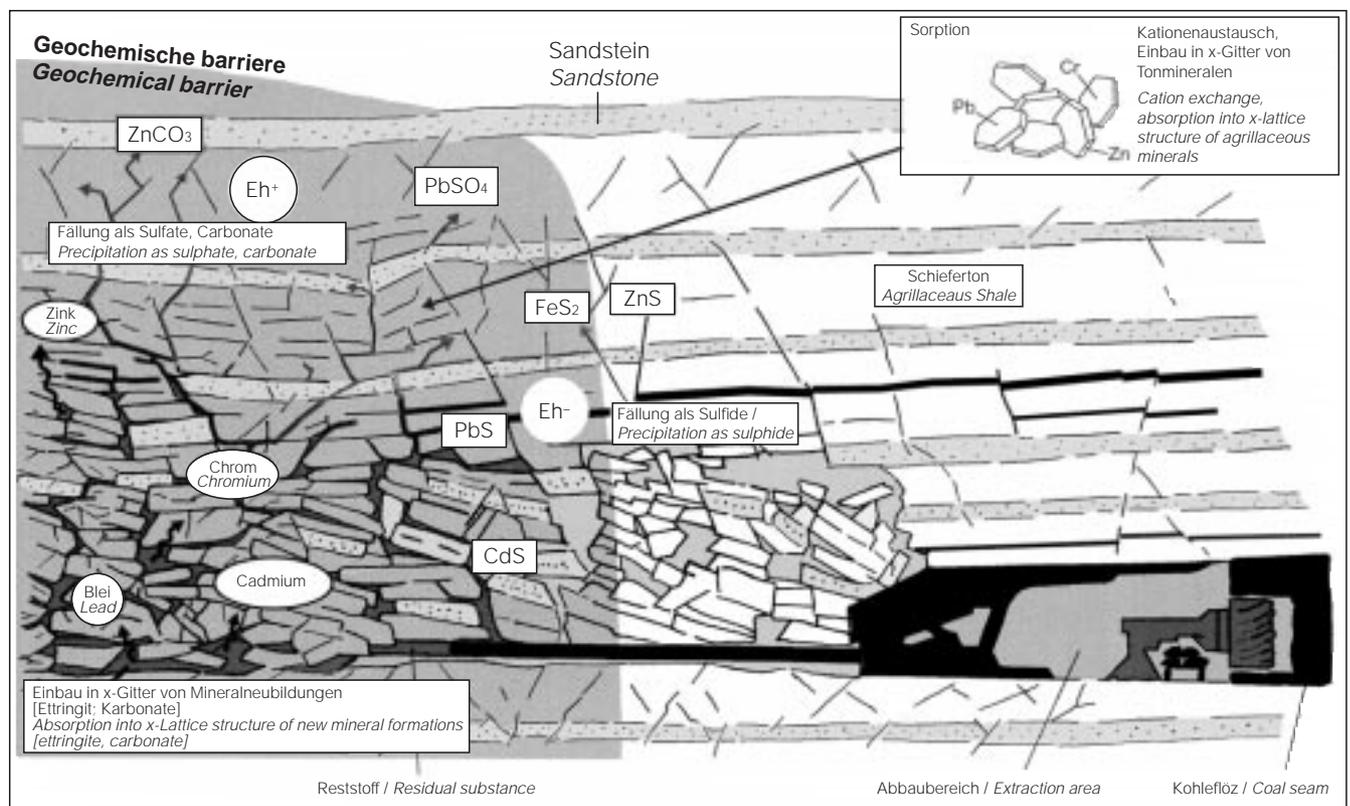
Konsequenzen hinsichtlich der Einhaltung von Schutzziele zu ermitteln.

Die GRS wurde vom Bundesministerium für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie (BMBF) beauftragt die "Entwicklung und Anwendung analytischer

Methoden zur Eignungsuntersuchung der Verbringung bergbaufremder Rückstände in dauerhaft offene Grubenräume im Festgestein" unter Mitwirkung der Universitäten Bochum und Universität Bonn, der Firma Deutsche Montan Technologie DMT, der Ruhrkohle AG sowie der Barbara Rohstoffbetriebe GmbH durchzuführen.

Methodisches Vorgehen

Gesamtziel dieses Vorhabens war es, qualifizierte Rechenverfahren für den Langzeitsicherheitsnachweis der Nachbetriebsphase von Anlagen zur Untertageverbringung von Abfallstoffen in Bergwerken (UTD) bereitzustellen. Zur Ableitung der Anforderungen, welche die Rechenprogramme zur Simulation des Standortverhaltens von UTD, des Grundwassertransports und der Schadstoffmigration in der Umgebung des Standorts in der Langzeitphase erfüllen müssen, wurden realitätsnahe Bedingungen an Versatzbergwerksstandorten gesucht. Aus der Vielzahl der im Rahmen des Vorhabens beschriebenen potentiellen UTD-Standorte wurden zwei charakteristische Versatzstandorte ausgewählt, die sich in



Versatz im Bruchhohlraum eines Steinkohlebergwerks
Backfill in the extraction cavity of a coal mine

ihrer geologischtektonischen, hydrogeologischen und bergwerkspezifischen Gesamtsituation grundsätzlich voneinander unterscheiden.

Die Erhebung der geochemischen und hydrogeologischen Daten für die Nah- und Fernfeldbereiche der Modellstandorte wurde durch die oben aufgeführten Institutionen vorgenommen. Damit war die Basis für eine realitätsnahe Demonstration analytischer Nachweisverfahren der Langzeitsicherheit, d.h. die Ermittlung der räumlichzeitlichen Verteilung der Schadstoffkonzentration am UTD-Standort gegeben.

Die Nachweismethodik von Langzeitsicherheitsanalysen und der anzuwendenden Rechenprogramme wurde an einem Modellstandort in der Emscher Mulde des Ruhrkarbons, orientiert an der Grube Hugo, sowie an einem Standort in einer Erzformation, dem Eisenerzbergwerk Wohlverwahrt Nammen, demonstriert. Anzumerken ist, daß die hier vorgestellte Demonstration der analytischen Nachweisführung zur Langzeitsicherheit der gewählten Versatzstandorte keine Langzeitsicherheitsanalyse im Rahmen eines Genehmigungsverfahrens darstellen kann. Dies war zum einen nicht die Zielsetzung des Vorhabens, zum anderen war die zur Anwendung gelangte Datenbasis von verfügbaren und neu erhobenen Daten nicht ausreichend umfassend und abgesichert, um die Ansprüche eines Genehmigungsverfahrens zu erfüllen.

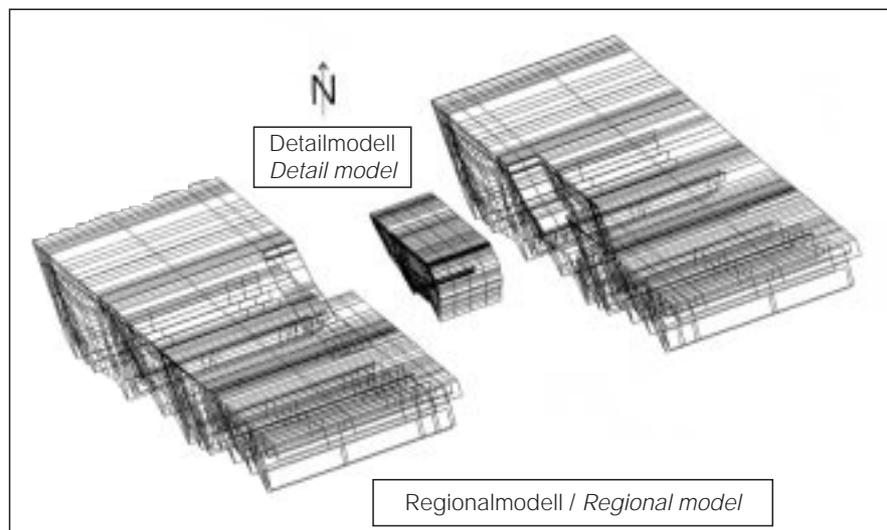
Nachfolgend wird der Teilaspekt der Modellierung von Langzeitauswirkungen eingebrachter Schadstoffe mit Hilfe numerischer Analysen der Standortgegebenheiten, d.h. der Grundwasserströmung und des Schadstofftransports dargestellt, der vornehmlich von der GRS bearbeitet wurde.

Quantitative Langzeitsicherheitsanalysen

Für die Durchführung von Langzeitsicherheitsanalysen bilden ausreichend gesicherte wissenschaftliche Erkenntnisse – z.B. über das Verhalten des Gesamtsystems der UTD, das Verhalten von Teilsystemen (z.B. das Verhalten des Bergwerkes), den Ablauf spezieller Ereignisse und Prozesse (z.B. Verhalten des Abfalles

bei Anwesenheit von Grundwasser oder Lauge) und die Auswirkung unterschiedlicher Standortentwicklungen (z.B. Hebungen) – die Grundlage für die Entwicklung von konzeptionellen Modellvorstellungen zur Beschreibung des Systemverhaltens und der Prozeßabläufe. Diese werden in mathematische Modelle umgesetzt und in Rechencodes zur Analyse des Systemverhaltens – wie beispielsweise der Analyse des Grundwasser- und Schadstofftransports durch das Multibarrierensystem – verarbeitet. Das Gesamtsystem wird hierfür in der Regel in Teilsysteme und Modelle (z.B. Nahfeld, Geosphäre, Biosphäre) unterteilt und analysiert. Für eine umfassende standortspezifische Langzeitsicherheitsanalyse werden die Teilmodelle gekoppelt, wobei das Gesamtsystem der UTD in einem integrierten Modell abgebildet und analysiert wird. Die Einsatzfähigkeit von Rechenverfahren, das gestellte Problem zu erfassen und zu lösen, wird aufgezeigt.

In einer Szenarienanalyse werden Ereignisabläufe, die zu einer Freisetzung von eingebrachten Schadstoffen in die Biosphäre führen können, identifiziert, zu Szenariengruppen zusammengestellt und die repräsentativen Szenarien für jede Gruppe ermittelt. Als Beispiel sei hier eine Szenarienenwicklung nach Aufgabe der Wasserhaltung im Bergwerkssystem dargestellt. Nach Aufgabe der Wasserhaltung steigt das Grundwasser transient in den offenen Systemen (Strecken und Schächte) an und füllt von dort aus die ungesättigten bzw. teilgesättigten Gesteinspartien und die UTD auf. Dabei können Schadstoffe aus der UTD in die hangenden und liegenden Schichten freigesetzt werden. In der Langzeitphase stellt sich die natürliche Grundwasserbewegung am Standort ein. Die in die Umgebung der UTD potentiell freigesetzten Schadstoffe können so mit dem Grundwasser weiter transportiert werden und ggf. die Biosphäre erreichen.

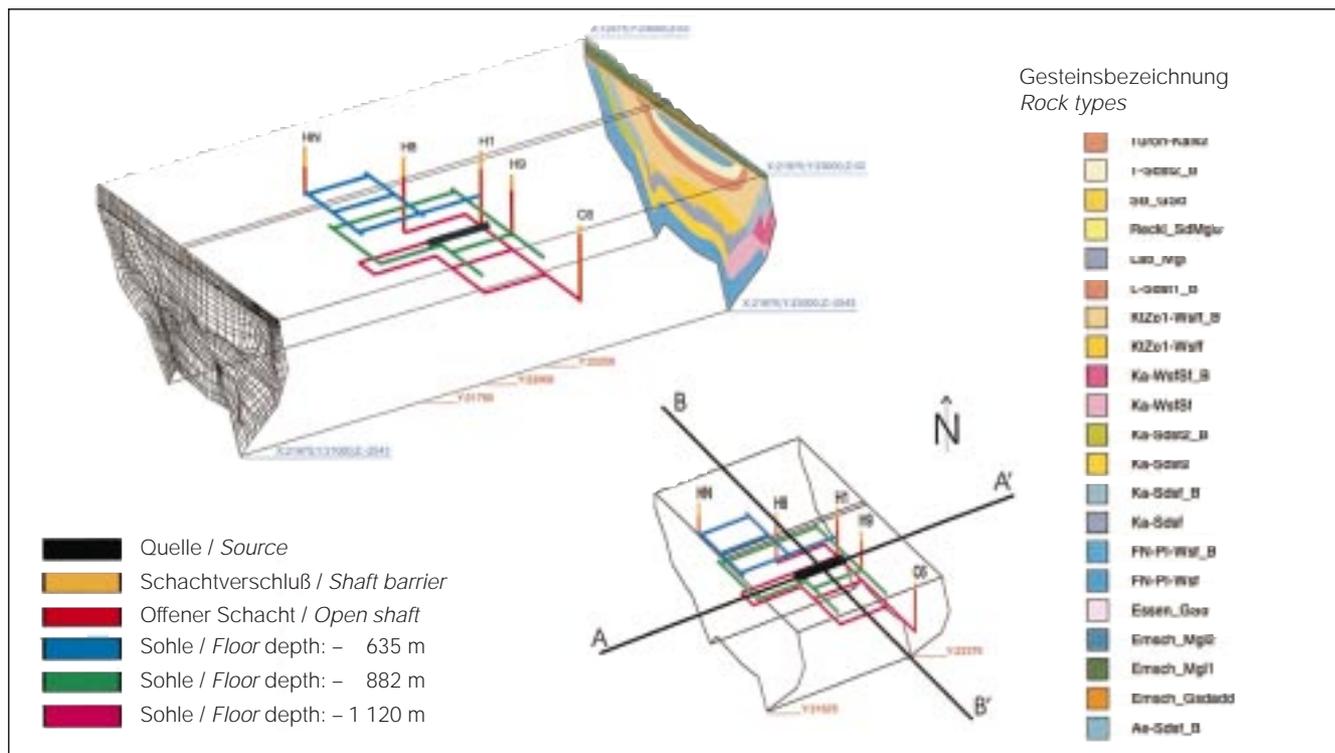


Modellgenerierung: Räumliche Lage des ausgeschnittenen 3D-Gitters des Lokalmodells der Emscher Mulde im Regionalmodell Ruhrkarbon (Explosionszeichnung). Das verfeinerte Lokalmodell ist in das Regionalmodell eingebettet.

Model generation: Position of the cut-out 3D grid of the Emscher Trough local model in the regional model of the Ruhr carboniferous formation (exploded view). The refined local model is embedded in the regional model.

Die Langzeitsicherheitsanalyse wird entsprechend in drei Schritten durchgeführt: die Szenarienanalyse, die Konsequenzenanalyse mit Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen sowie der Nachweis der Sicherheit der UTD (Vergleich mit Kriterien, Grenzwerten, Sicherheitsindikatoren).

Die Anforderungen, die Grundwasser- und Schadstofftransportmodelle beim Einsatz in einer Langzeitsicherheitsanalyse zu erfüllen haben, resultieren aus den Standortbedingungen, wie der hydrogeologischen Standortinterpretation, den geochemischen Verhältnissen mit den daraus resultierenden Konsequenzen, den spezi-



Übersichtsdarstellung des Lokalmodells mit integrierten Strecken und Schächten

Outline diagram of the local model with integrated drifts and shafts

fischen Wechselwirkungen von Schadstoffen und Gestein usw. Als Ergebnis der Geosphärenanalysen werden die räumlichen Verteilungen und zeitlichen Entwicklungen von Schadstoffkonzentrationen im Modellgebiet deutlich.

Anwendung auf einen UTD Standort

Im Vorhaben wurden zur Demonstration der Leistungsfähigkeit der entwickelten bzw. weiterentwickelten Rechenverfahren numerische Langzeitsicherheitsanalysen für einen Erzstandort sowie für einen Standort im Ruhrkarbon durchgeführt. Exemplarisch sollen die Analysen zur Grundwasserbewegung und zum Transport von Schwermetallen mit dem Grundwasser für den Standort im Ruhrkarbon dargestellt werden.

Vorgehensweise bei der Modellgenerierung

Am Beginn der Entwicklungsreihe eines Stofftransportmodells steht zunächst der Aufbau eines großräumigen Modells (Regionalmodell des Fernfeldes), das als Ausgangsbasis für den anschließenden Aufbau eines kleinräumigen Modells der

transportrelevanten Umgebung eines Standorts (Lokalmodell des Fernfeldes) dient. Die strömungsanalytischen Ergebnisse aus dem Regionalmodell dienen zur Definition der Modellränder und der Randbedingungen für das Lokalmodell. Die Ergebnisse von Grundwasserströmungsrechnungen im Lokalmodell definieren wiederum die hydrogeologischen Randbedingungen eines Transportmodells mit verfeinertem Aufbau und der Schadstoffquelle, die den Versatzbereich simuliert.

Als Datengrundlage für die Modellierung des Ruhrkarbonstandorts verwendeten Grundwasser- und Schadstofftransportcodes NAMMU dienen Ergebnisse aus den Untersuchungen der DMT und der Universitäten Bonn und Bochum für diesen Standort. Von der DMT wurde sowohl die Abgrenzung des großräumigen Regionalmodells mit seinen Randbedingungen als auch der geologischhydrogeologische Schichtaufbau durch zwei Standardprofile (Grundgebirge, Deckgebirge) vorgegeben. In geologischen Schnitten wurde das lithologische Inventar in Einheiten mit ähnlichen hydrogeologischen Eigenschaften gegliedert. Neben den Mächtigkeiten

und den Verbreitungen der Schichten enthält der Datensatz Wertebereiche für die hydraulischen Leitfähigkeiten der einzelnen hydrogeologischen Einheiten, die durch Literaturstudien und eigene Untersuchungen generiert wurden. Das Modellgebiet erstreckt sich entlang eines Südost-Nordwest orientierten 2D-Schnittes des Ruhrkarbon in einer Länge von ca. 39 km und einer Tiefe von maximal, 4 000 m.

Durch Übertragung der geologischen Struktur mit ihren Schichtgliedern in ein Finite Elemente Gitternetz wurde das hydrogeologische Regionalmodell in ein numerisches Modell umgesetzt. Den Materialbereichen wurden die jeweiligen hydrogeologischen Eigenschaften (Permeabilität, Porosität) zugeordnet und geeignete Modellrandbedingungen für die Simulation der Grundwasserströmung definiert. Aus den Ergebnissen dieser Strömungsanalysen konnte das hydraulisch relevante Gebiet für ein Lokalmodell abgegrenzt werden. Somit war es möglich, ein relevantes Modellgebiet zur Analyse des Schadstofftransports zu definieren. Das Lokalmodell umfaßt den bergbaube-

einflußten Bereich des Gebirges und die Geosphäre bis zur Erdoberfläche.

Modellaufbau

3D – Regionalmodell

Nach der Überführung des Südost-Nordwest gerichteten geologischen Schnitts in ein 2D-Modellgitter wurde eine räumliche Erweiterung in die dritte Dimension vorgenommen. Sinn und Zweck dieser Erweiterung in die dritte Ebene war es, den Einfluß einer räumlichen Strömungskomponente im Regionalraum zu untersuchen.

Das 3D-Modellgebiet erstreckt sich hiermit in einer Ausschnittsbreite von ca. 24 km.

3D – Lokalmodell

Aus dem globalen Gitter des Regionalmodells wurde ein 3D-Modellgebiet für die Emscher Mulde im Bereich des Standorts Bergwerk Hugo herausgeschnitten und als Lokalmodell verwendet. Anschließend wurde eine Gitterverfeinerung durchgeführt, um bergwerksnahe Strukturen genauer auflösen zu können. In das 3D-Modellgitter wurden Strecken und Schächte als eindimensionale Elemente eingefügt. Das extrahierte Lokalmodell der Emscher Mulde erstreckt sich in seiner Südost-Nordwest-Ausrichtung über eine Länge von ca. 9,5 km und eine Ausschnittsbreite von ca. 4 km. Die Tiefe beträgt ca. 2 300 m. Es erfolgte eine Gitterverfeinerung mit einer vereinfachten Abbildung der Bergwerksstrukturen des Bergwerks Hugo/Consol mit den offenen Strecken der Sohlen 2 bis 10 und den Schächten Hugo Nord, Hugo 8, Hugo 1, Hugo 9 und Consol 6.

Dargestellt sind neben den Schächten zusätzlich die Hauptverbindungsstrecken, von denen angenommen werden kann, daß sie als offene Grubenbauten auch längere Zeit nach Ende des Bergbaus erhalten bleiben. Die Abbaustrecken und -felder wurden dagegen nicht berücksichtigt, da erwartet wird, daß sie sich durch Konvergenz des Gebirges verschließen bzw. dadurch versetzt oder teilversetzt werden. Die abgeworfenen Felder wurden, ebenso wie das die Strecken und Schächte umgebende Gebirge, als bergbaubeeinflusste Bereiche behandelt. Weiterhin wurde im verfeinerten Modellgitter eine größtmögliche Detaillierung in der Schich-

tenfolge vorgenommen und der Einflußbereich von bergbaubedingten Auflockerungszonen genauer modelliert. Die Verwendung von eindimensionalen Elementen zur Abbildung von Strecken und Schächten ist gerechtfertigt, da diese dauerhaft offenen Grubenbaue hinsichtlich ihres Durchmessers gegenüber den Elementgrößen des Gebirges klein sind.

Analysen zum Grundwasser- und Schadstofftransport

Die Grundwasserströmungsanalyse zur Beschreibung der hydrodynamischen Situation des Ruhrkarbonstandorts wurde mittels stationärer Simulationsrechnungen an den verschiedenen Modellen mit dem Programm NAMMU durchgeführt.

Die folgenden hydraulischen Randbedingungen wurden für die Modellränder des Regionalmodells vorgegeben: Eine zeitlich konstante Potentialverteilung an der Modelloberfläche über die Grundwasserstandshöhen; die vertikalen Ränder wurden als undurchlässige Flächen modelliert; die Modellbasis konnte als hydraulisch geschlossen angesehen werden. Das Regionalmodell und der zugehörige Datensatz wurde unter Berücksichtigung der bergbaubeeinflußten Zonen analysiert, um die Druckrandbedingungen für die nachfolgenden Lokalmodellberechnungen zu erhalten. Anschließend wurden Grundwassertransportrechnungen im Lokalmodell durchgeführt. Dabei ist der Einfluß der bergbaulichen Hinterlassenschaften (Auflockerungszonen, Schächte, Strecken) auf das Strömungsgeschehen untersucht worden.

Nach Abschluß dieser Rechnungen sind Transportrechnungen für im Wasser gelöste Schwermetalle im Lokalmodell durchgeführt worden. Das zeitliche Freisetzungverhalten von Schadstoffen aus dem Versatzbereich wurde von der Uni Bochum mit der Programmentwicklung für poröse und klüftige Systeme unter Berücksichtigung des Transports in Kluff und Matrix ermittelt. Dieses ist als Randbedingung in die Transportanalysen der GRS eingeflossen.

Die Schadstofftransportanalysen zeigen den dominanten Beitrag der inneren Barrierenwirkungen des Versatzbereichs

selbst, d.h. insbesondere eine begrenzte Schadstofffreisetzung aus dem Versatzbereich sowie die Retardation der Schadstoffe im Nahbereich um den Versatzkörper. Das Fernfeld seinerseits stellt für die Schadstoffe, die den Nahbereich verlassen, eine weitere Retardationsbarriere und ein erhebliches Verdünnungspotential dar. Die Analysen weisen aus, daß sorbierende Schadstoffe den Nahbereich des Versatzes selbst nach vielen Tausend Jahren nicht verlassen. Für nicht sorbierende Schadstoffe errechnet sich ein Verdünnungspotential von vielen Größenordnungen. In diesen Analysen wurden die Einflüsse von Strecken und Schächten auf das Transportgeschehen untersucht und darüber hinaus die Wirkung von Schachtverschlüssen demonstriert. Zur Demonstration der Vorgehensweise bei der Absicherung der Simulationsergebnisse sind im Vorhaben Unsicherheitsanalysen durchgeführt worden. Mit Hilfe von Sensitivitätsanalysen wurden außerdem die Parameter bestimmt, die maßgeblichen Einfluß auf das Analyseergebnis ausüben.

Abschließend kann festgestellt werden, daß sich sowohl das hier vorgestellte methodische Vorgehen bei der Datenerhebung und der Modellentwicklung als auch die bereitgestellten Rechenprogramme als geeignet für eine Sicherheitsbewertung von Anlagen zur Ablagerung von Abfällen in Bergwerken erwiesen haben.

Hinsichtlich Realitätsnähe und Aussage-sicherheit dieser Analysen ist einschränkend festzustellen, daß bei der Modellierung Kompromisse gemacht werden mußten. Wegen ausufernder Rechenzeiten und erschöpfter Rechnerkapazitäten mußte der Aufwand an Detaillierung (Diskretisierung, Dimensionalität) der numerischen Modelle, insbesondere bei den Schadstofftransportanalysen, begrenzt und optimiert werden. Es konnte gezeigt werden, daß die vorgestellten Analysen einen wesentlichen Beitrag zur Sicherheitsbewertung in der Nachbetriebsphase von Anlagen zur Untertageverbringung von Abfällen leisten können.

Long-Term Safety Analyses for Underground Repositories in Non-Saliniferous Solid Rock Formations

The backfilling of open pit cavities or the emplacement of waste materials in underground repositories (UR) has to be performed in such a way that the substances contained in the mining-unrelated foreign backfill or waste materials do not pose a risk to man and the environment, not even in the long run. A potential hazard is the release of contaminants and their transport with the groundwater up into the biosphere. From this there follows the requirement for the design of the UR that an effective isolation of the contaminants from the biosphere has to be ensured by a sequential system of barriers against contaminant transport with the groundwater. To achieve these safety objectives, the site of the UR, the emplacement location and the arrangement are thus chosen that only a limited release of contaminants into the utilisable groundwater stratum can take place. The careful selection of backfill materials, adapted to the site, as well as the choice of a suitable site are the basis on which the multi-barrier system rests. This system consists of the backfill material itself and of the near-field and the far-field of the site. Relevant elements of the barrier system are a limited leaching rate of contaminants from the backfill material and high sorption characteristics of the body of the backfill as well as of the geological formations of the near-field and the far-field.

The function of the long-term safety analyses – as an important element of the safety demonstration for underground repositories – is to analyse the transport processes of groundwater and contaminants at an UR site once mine drainage has been abandoned and to investigate the long-term consequences with regard to the achievement of safety objectives.

GRS received the order from the Federal Ministry for Education, Science, Research and Technology (BMBF) to perform the "Development and application of analytical methods for examining the qualification of the emplacement of nonmining-related residues in permanently open pit cavities in solid rock", also involving the Bochum and Bonn universities, the companies Deutsche Montan Technologie DMT, Ruhrkohle AG company, and Barbara Rohstoffbetriebe GmbH in the work.

Methodological procedure

The general objective of this project was to provide qualified calculation procedures for the long-term safety analysis of the post-operational phase of facilities for the underground storage of waste materials in mines (UR). The work started with the search for realistic conditions at sites where mines were in the process of being backfilled with waste in order to derive the associated requirements which the computer codes for the simulation of the site behaviour of the UR, groundwater trans-

port and contaminant migration in the surroundings of the site would have to fulfil. From the large number of potential UR sites described within the framework of the project, two characteristic mines that were in the process of being backfilled with waste were selected. These two mines were fundamentally different from each other as regards their geological tectonic, hydrogeological and minespecific overall situation.

The collection of the geochemical and hydrogeological data for the nearfield and farfield areas of the model sites was carried out by the abovementioned institutions. With these data, there now existed a basis for a realistic demonstration of analytical procedures for the verification of long-term safety, i.e. the investigation of the space/time-related distribution of the contaminant concentration at the UR site.

The verification methodology of long-term safety analyses and the calculation codes to be applied were demonstrated on the examples of a model site in the Emscher Trough of the Ruhr carboniferous formation, oriented on the "Hugo" mine, and a site located in an ore formation, the "Wohlverwahrt Nammen" iron ore mine. It has to be noted that this demonstration of the analytical verification concerning the long-term safety of the chosen sites that are in the process of being backfilled cannot be considered as a long-term safety analysis

within the framework of a licensing procedure. For one thing, this was not the objective of the project, and neither was the utilised database of available and newly collected data comprehensive enough and sufficiently backed up to fulfil the requirements of a licensing procedure.

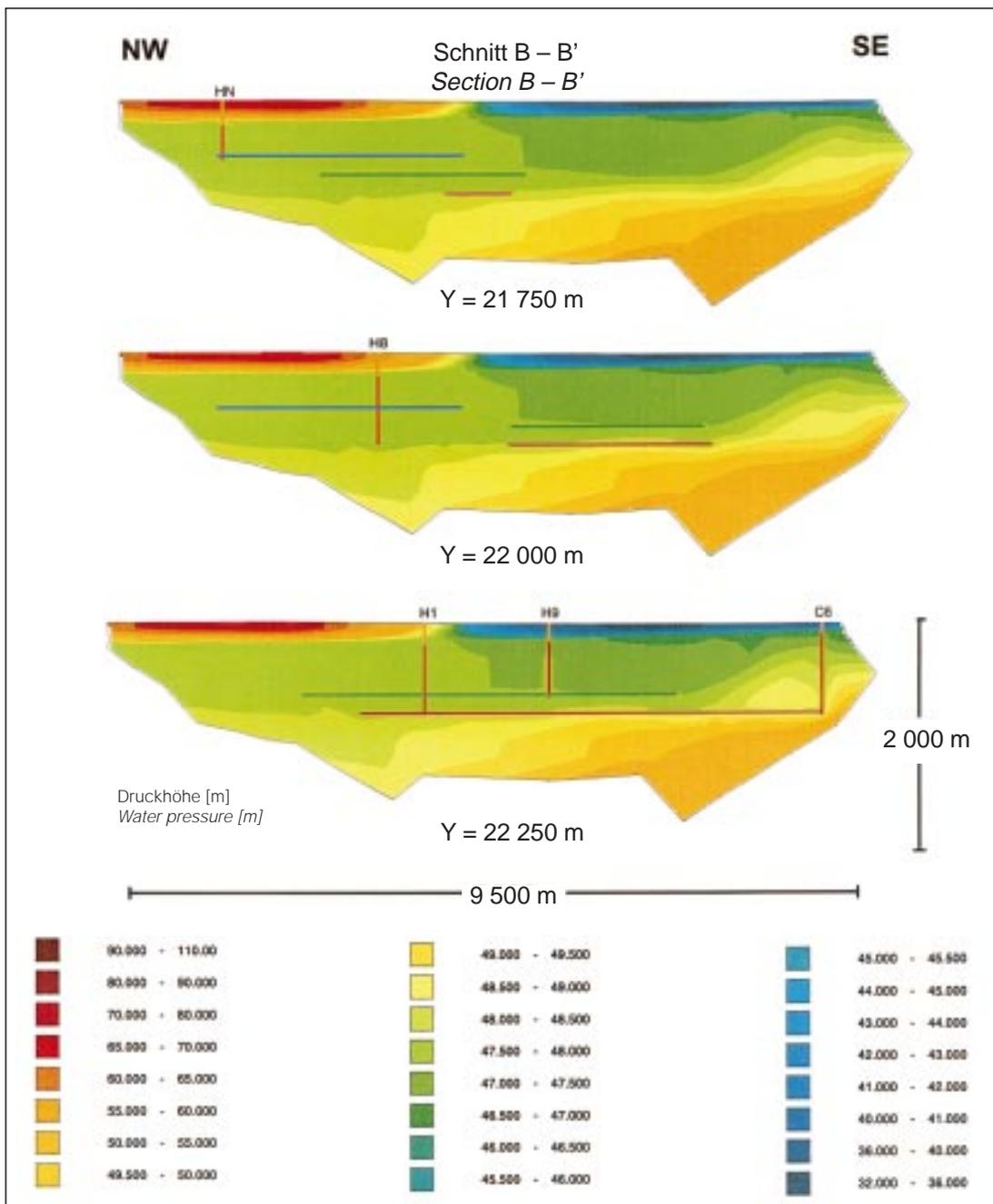
The following describes the partial aspect of modelling the long-term effects of emplaced contaminants with the help of numeric analyses of the site conditions, i.e. groundwater flow and contaminant; this work was mainly performed by GRS.

Quantitative long-term safety analyses

For the performance of long-term safety analyses, sufficiently corroborated scientific evidence – e.g. concerning the behaviour of the overall system of the UR, the behaviour of sub-systems (e.g. the behaviour of the mine structure), the sequence of special events and processes (e.g. the behaviour of the waste in the presence of groundwater or brine) and the effect of different site developments (e.g. uplifts) – form the basis for the development of conceptual models for the description of system behaviour and process sequences. These were implemented in mathematical models and used in calculation codes for the analysis of system behaviour – as e.g. the analysis of groundwater and contaminant transport through the multi-barrier system. For this purpose, the overall system is usually subdivided into sub-systems and models (e.g. near-field, geosphere, biosphere) and analysed. For a comprehensive site-specific long-term safety analysis, the partial models are coupled, with the overall system of the UR being modelled and analysed in one integrated model. The suitability of computer codes for the proper calculation and solution of the problem is shown.

A long-term safety analysis is performed correspondingly in three steps: scenario analysis, consequence analysis including uncertainty and sensitivity analysis, and the demonstration of the safety of the UR (comparison with criteria, limit values, safety indicators).

In a scenario analysis, event sequences are identified that can lead to a release of emplaced contaminants into the biosphere;



Auswirkung der Strecken und Schächte auf die Potentialverteilung des Grundwassers
Effects of the drifts and shafts on the potential distribution of the groundwater

these are then put together in different groups of scenarios, and the representative scenarios are determined for each group. The following example describes the development of a scenario in the mine system following the abandonment of mine drainage. Once mine drainage has been abandoned, the groundwater transiently rises in the open systems (drifts and shafts) and from there fills up the unsaturated or partially saturated rock areas and the UR. In this context, contaminants from the UR

may be released into vertical and horizontal layers. During the long-term phase, natural groundwater movement establishes itself at the site. The contaminants potentially released into the surroundings of the UR can thus be transported with the groundwater and may possibly reach the biosphere.

The requirements which the groundwater and contaminant transport models have to fulfill for their use in a long-term safety

analysis result from the site conditions, like e.g. the hydro-geological site interpretation, the geo-chemical conditions with the resulting consequences, the specific kinds of interaction of contaminants and rock. The results of the geosphere analysis illustrate the spatial distribution and time-dependent development of contaminant concentrations in the model area.

Application to a UR site

Numeric long-term safety studies were performed for an ore mine as well as for a mine in the Ruhr carboniferous formation to demonstrate the performance capacity of the existing and further developed computer codes. The following example describes the analyses concerning groundwater movement and the transport of heavy metals with the groundwater for the site in the Ruhr carboniferous formation.

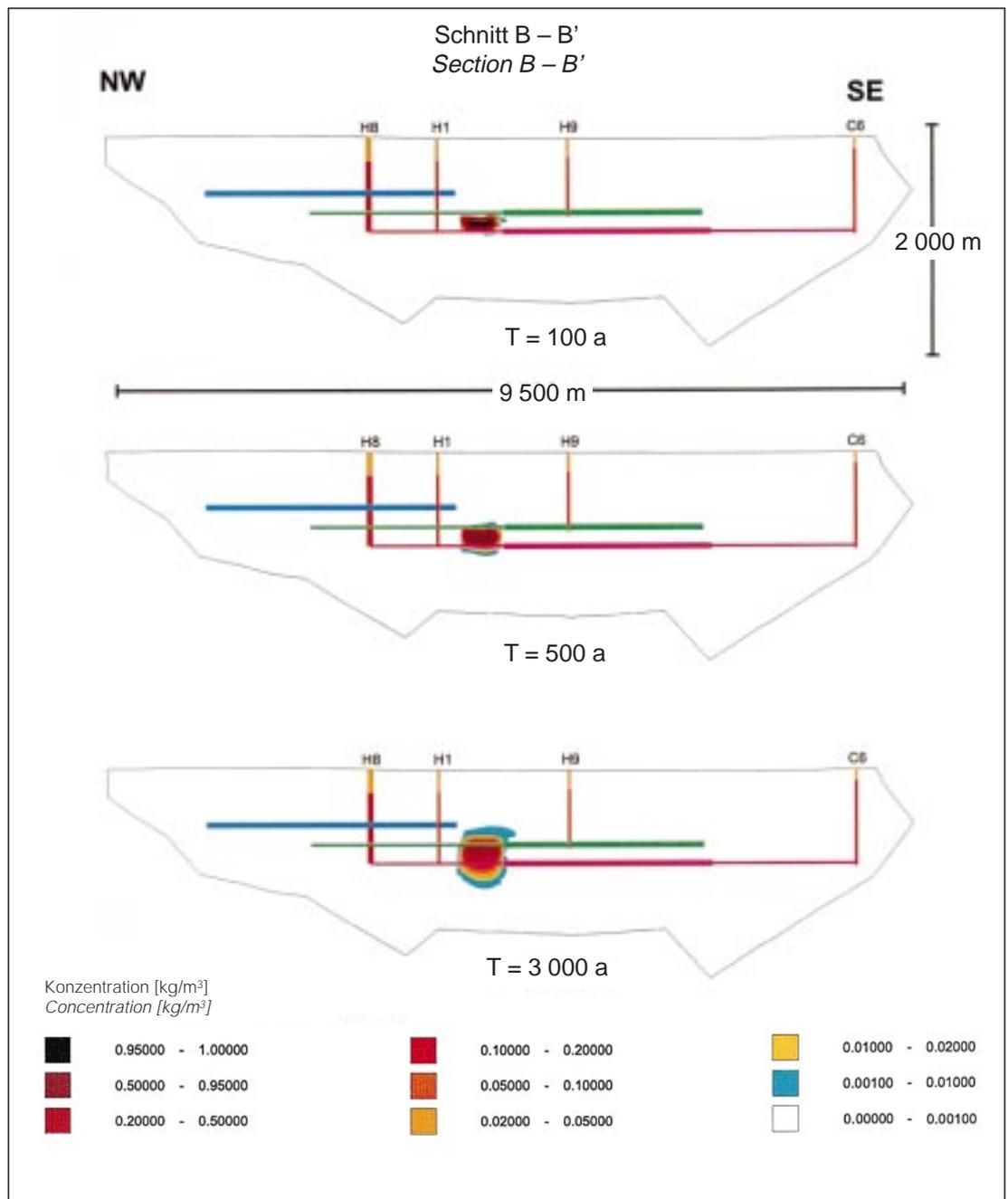
Model generation procedure

At the beginning of the different stages of the development of a material transport model there is first the creation of a large-area model (regional model of the far-field) which serves as a basis for the subsequent creation of a smaller-area model of the transport-relevant surroundings of a site (local model of the far-field). The flow-analytical results from the regional model

serve in defining the model boundaries and the boundary conditions for the local model. The results of groundwater flow calculations in the local model in turn define the hydrogeological boundary conditions of a transport model with a refined structure and the contaminant source, simulating the backfill area.

The data used by GRS as a basis for the modelling of the Ruhr carboniferous formation with the help of the groundwater and contaminant transport code NAMMU were the data generated as a result of the investigations of DMT and the Bonn and Bochum universities relating to this site. DMT defined the boundaries of the regional large-area model with all its boundary conditions as well as the geological-hydrogeological structure of strata by providing two standard profiles (bedrock, overburden). By applying geological cuts, the lithological inventory was divid-

ed into units with similar hydrogeological properties. Apart from the depth and the expanse of the strata, the data set contains value ranges for the hydraulic conductivities of the individual hydrogeological units which were generated by literature evaluation and own investigations. The model area extends along a south-easterly/north-westerly-oriented 2D cut of the carboniferous formation at a length of approx. 39 km and a depth of a maximum of 4,000 m.



Konzentrationsentwicklung von Schwermetallen
Development of heavy-metal concentrations

The hydrogeological regional model was implemented in a numerical model by transferring the geological structure with its strata elements to a finite-element grid. The material areas were each allocated with corresponding hydrogeological properties (permeability, porosity), and suitable model boundary conditions for the simulation of groundwater flow were defined. The results of this flow analysis made it possible to delimit the hydraulically relevant area for a local model.

Thus it was possible to define a relevant model area for the analysis of contaminant transport. The local model comprises the rock area affected by the mining activities and the geosphere up to the earth's surface.

Model structure

3D – regional model

Following the transfer of the south-easterly/north-westerly-oriented cut to a 2D-model grid, a spatial expansion into the third dimension was made. The sense and purpose of this extension to the third dimension was to examine the influence of a spatial flow component in the regional area.

The 3D-model area has a width extension of approx. 24 km.

3D – local model

From the global grid of the regional model, a 3D-model area was cut for the Emscher Trough in the area of the Hugo mine and was used as local model. Subsequently, a grid refinement was carried out in order to get a higher resolution of structures close to the mine. In the 3D-model grid, drifts and shafts were represented as one-dimensional elements. The extracted local model of the Emscher Trough extends along a south-easterly/north-westerly direction across a length of approx. 9.5 km and a width of approx. 4 km. Its depth is approx. 2,300 m. A grid refinement was carried with a simplified representation of the structures of the Hugo/Consol mine, with the open drifts of floors 2 to 10 and the shafts Hugo North, Hugo 8, Hugo 1, Hugo 9 and Consol 6.

What is shown in addition to the shafts are the main connecting drifts, of which it can be assumed that they will remain open mine structures for a longer time even after mining activities have ceased. The gate roads and extraction fields, however, were not considered as it is expected that they will be closed or backfilled or partly backfilled as a result of the convergence of the rock. The abandoned fields, just like the rock surrounding the drifts and shafts, were treated as mining-affected areas. Furthermore, as much detail as possible was given to the sequence of strata in the refined model grid, and the influence area of mining-related disaggregation zones was modelled more exactly. The use of one-dimensional ele-

ments for the representation of drifts and shafts is justified as these lastingly open pit cavities are only small with regard to their diameter when compared to the element sizes of the rock.

Analyses concerning groundwater and contaminant transport

The groundwater flow analysis for the description of the hydrodynamic situation of the Ruhr carboniferous formation was performed by means of stationary simulation calculations on the different models with the NAMMU code.

The following hydraulic boundary conditions were defined for the model boundaries of the regional model: At the model's top surface, there was a potential distribution of groundwater levels that remained constant over time; the vertical boundaries were modelled as impermeable surfaces; the model's base was considered to be hydraulically sealed. The regional model and the corresponding data set were analysed under consideration of the mining-affected zones in order to obtain the boundary conditions with regard to pressure for the local-model calculations that were to follow. Subsequently, groundwater transport calculations were performed in the local model. In this context, the influence of the mining-related legacies (disaggregation zones, shafts, drifts) on the flow conditions was analysed.

When these calculations were completed, transport calculations were performed in the local model concerning heavy metals dissolved in the water. The time-dependent release behaviour of contaminants from the backfill area was investigated by Bochum University, using its code development for porous and jointed systems, taking into account the transport in joint and matrix. The results were used as boundary conditions in the transport analyses performed by GRS.

The contaminant transport analyses show the dominant contribution of the inner bar-

rier effect of the backfilled area itself, i.e. in particular a limited release of contaminants from the backfill area and the retardation of the contaminants in the near-field around the backfill. The far-field, for its part, represents a further retarding barrier for the contaminants that leave the near-field, and it has a large dilution potential. The analyses show that sorbing contaminants do not leave the near-field of the backfill even after several thousands of years. For non-sorbing contaminants, a dilution potential of several orders of magnitude is calculated. In these analyses, the influences of drifts and shafts on the transport processes were examined, and furthermore the effect of shaft barriers was demonstrated. To demonstrate the procedure in connection with the verification of the simulation results, uncertainty analyses were performed within the framework of the project. In addition, the parameters that have a substantial influence on the analysis result were identified with the help of sensitivity analyses.

In conclusion it can be said that the methodical procedure described above for the collection of data and development of models as well as the computer codes used for these purposes have proved to be suitable for safety assessments of waste disposal facilities in mines.

As regards the realism and validity of these analyses, one has to concede that compromises were made in the modelling. Owing to escalating calculation times and exhausted calculation capacities, the degree of detail (discretisation, dimensionality) of the numerical models, especially in connection with the contaminant transport analyses, had to be limited and optimised. It was possible to show that these analyses can provide an essential contribution to safety assessments of the post-operational phase of facilities for underground emplacement of waste materials.

B. Baltes, J. Larue, K. Fischer-Appelt

Forschung zur langfristigen Sicherheit von Endlagern und Untertagedeponien

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

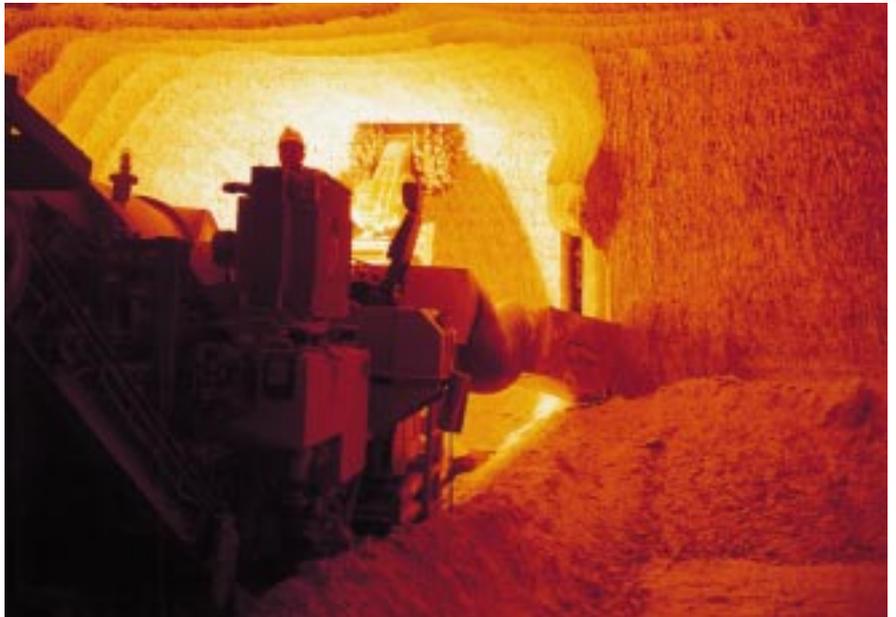
Unter Berücksichtigung der in den letzten Jahren erzielten Forschungs- und Entwicklungsergebnisse und auf der Grundlage des Förderkonzepts „Entsorgung gefährlicher Abfälle in tiefen geologischen Formationen“ des Bundesministerium für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie (BMBF) wurden die Aufgaben für die nächsten Jahre definiert. Die einzelnen Forschungsthemen des Aufgabenfelds „Endlagersicherheitsforschung“ sind den Schwerpunkten

- Langzeitverhalten geologischer Barrieren,
- Wirksamkeit geotechnischer Barrieren,
- sicherheitsanalytische Methoden und Rechenprogramme und
- natürliche Analoga zum Endlagerverhalten

zugeordnet. Dabei kommen der Kooperation mit ausländischen Institutionen und der Beteiligung an internationalen For-



Versuch zum thermomechanischen Verhalten von Salz im Bergwerk Asse
Experiment on the thermomechanical behaviour of salt in the Asse mine



Streckenvortrieb im Salzbergwerk Asse
Drifting in the Asse salt mine

schungsprojekten eine besondere Bedeutung zu.

Zum Langzeitverhalten geologischer Barrieren werden sowohl Salzgesteine als auch Granit untersucht. Dabei ist die Durchlässigkeit der Gesteine bzw. des Gebirges von besonderem Interesse, da sie das Isolationspotential von geologischen Endlagern maßgeblich bestimmt. Im Salzgestein sind es vorwiegend Auflockerungszonen im Nahbereich, bedingt durch die bergbaulichen Aktivitäten, die eine Ausbreitung von Gasen und Lösungen begünstigen. Hierzu werden in den Schachtanlagen Bernburg und Asse gezielt in-situ-Untersuchungen durchgeführt. Auch die Verteilung der entstandenen Risse, wie sie in der Umgebung steifer Einschlüsse nach einer Übergangszeit einsetzen kann, wird im Zug eines gezielten Forschungsprojekts geprüft. Die erwarteten Ergebnisse haben einen nachhaltigen Einfluß auf die Entwicklung geotechnischer Barrieren zum Verschuß von Einlagerungsstrecken.

Im Granit wird die durch natürliche Klüftung bestimmte Gebirgsdurchlässigkeit ermittelt. Ein besonderer Untersuchungsschwerpunkt ist der sogenannte Zweiphasenfluß, der sich bei größeren Gasbildungen im Endlager einstellen kann. Dazu wird im schwedischen Untertage-labor ÄSPÖ ein Meßprogramm durchgeführt, das die Datenbasis für weiterführende Modellrechnungen liefert.

Durch das Zusammenspiel gezielter experimenteller Untersuchungen in verschiedenen Gesteinsformationen und der Entwicklung von Rechen-codes zur 3-D-Modellierung von Zweiphasenströmungen werden Voraussetzungen geschaffen, um sowohl den Fluidtransport in einem elastischen als auch im elastisch-plastischen Gebirge realitätsnah zu simulieren. Dies ist besonders wichtig zur sicherheitsanalytischen Beurteilung der Gasentwicklung und Gasausbreitung im Endlager.

Die F&E-Arbeiten zur Entwicklung geotechnischer Barrieren zu Verfüllung und Verschuß von Endlagern beinhalten Mate-



Das DEBORA-1-Experiment zur Salzgrußkompaktierung im Bergwerk Asse
The DEBORA-1 experiment on salt breeze compaction in the Asse mine

rialuntersuchungen an Tongemischen einerseits und an Salzversatz andererseits. Dichtungen auf Tonbasis lassen sich zum Verschluss von Endlagern in fast allen Gesteinstypen einsetzen. Durch ihre Quelligenschaften werden Wasserzuflüsse über längere Zeiträume zurückgehalten. Wichtig ist der Einbau der Verschlusskörper und die Alterungsbeständigkeit der Mineralgemische. Beides wird in Labor- und in in-situ-Versuchen untersucht. Salzversatz eignet sich besonders für das Einbringen in die unmittelbare Umgebung wärmeerzeugender Abfälle im Salzgestein. Durch seine rheologischen Eigenschaften reagiert das Salz unter Druck und Wärme stark plastisch, weshalb die Endlagerbehälter in kurzer Zeit vollständig eingeschlossen werden. Hier sind die Versatzkompaktion als Funktion der Zeit und die daran gekoppelte Veränderung von Versatzporosität und -permeabilität vorrangige Untersuchungsziele der in-situ-Experimente in der Schachanlage Asse. Zukünftige Arbeiten richten sich verstärkt auf die Gasausbreitung im Versatz und die Entwicklung eines Zweiphasen-Strömungsmodells für den Endlagernahbereich.

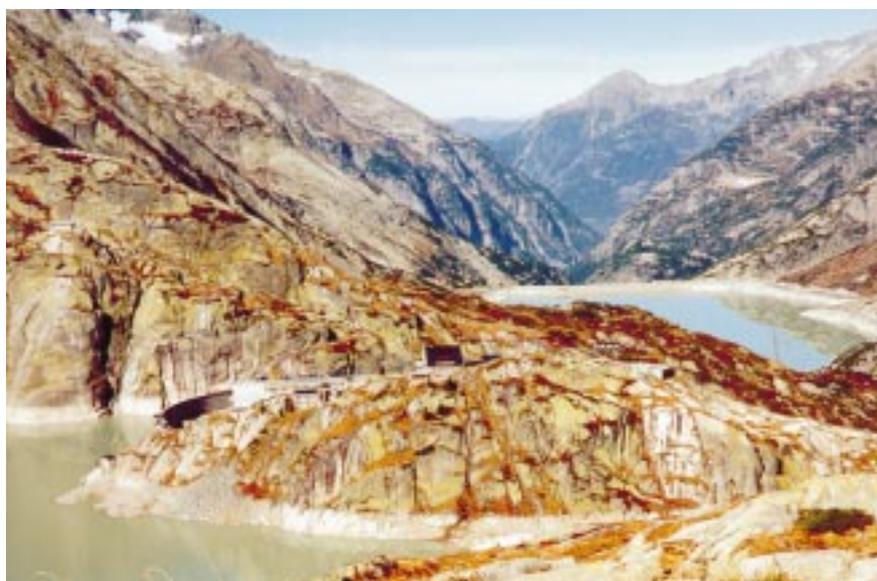
Auf der Basis der genannten Experimente und einem realitätsnäheren Verständnis der sicherheitsrelevanten Vorgänge im Endlager werden die wissenschaftlichen Grundlagen für Langzeitsicherheitsanalysen weiterentwickelt. Dabei finden auch die Ergebnisse aus internationalen For-

schungsprojekten und die Erfahrungen aus den nationalen Endlagerprojekten Berücksichtigung. Darauf aufbauend werden die Methoden für systematische Szenarienanalysen weiterentwickelt und die sicherheitsanalytischen Rechenprogramme dem fortschreitenden internationalen Stand angepaßt. Für die Abschätzung der Nuklidausbreitung im Endlager-Fernbereich wird, basierend auf den Lösungsansätzen eines neu entwickelten schnellen

Grundwassermodells, ein 3-D-Transportmodell entwickelt. Begleitend werden wesentliche Parameter, für die vorwiegend nur Labordaten existieren, durch In-situ-Tracerversuche und die Untersuchung natürlicher Analogien abgesichert.

Einzelne der vorher genannten Forschungsthemen sind auch für die untertägige Beseitigung von chemisch-toxischen Abfällen von Bedeutung. Da die Abfallvolumina in Untertagedeponien erhebliche Größenordnungen erreichen und das Abfallinventar sehr komplex ist, spielen Wechselwirkungsreaktionen beim Zutritt von Laugen sowie Ausfällung und Immobilisierung der Schadstoffe eine herausragende Rolle. In Laboruntersuchungen werden die wesentlichen geochemischen Parameter für hochionare Lösungen bestimmt und die thermodynamischen Modelle zur Abschätzung des Langzeitverhaltens der Deponiesysteme weiterentwickelt. Die Ergebnisse werden in einer Datenbank zusammengestellt und vor dem Hintergrund möglicher Belastungsszenarien für weiterführende Sicherheitsanalysen ausgewertet.

Um diese Forschungsthemen in ihrer gesamten fachlichen Tiefe untersuchen zu können, ist eine breite Zusammenarbeit im Rahmen internationaler Projekte erforderlich. Aus diesem Grund beteiligt sich die



Forschungsbergwerk Grimsel in der Schweiz. Hier werden Forschungen zur Endlagerung radioaktiver Abfälle in Granitformationen durchgeführt

The Grimsel research mine in Switzerland where research is performed on the final disposal of radioactive wastes in granite formations

GRS im Auftrag des BMBF an Arbeiten in den Untertagelabors in Schweden (ÄSPÖ), der Schweiz (GRIMSEL) und in Mol (Belgien) sowie an Arbeiten in den Untersuchungstunneln im Mt. Terri (Schweiz) und Tournemire (Frankreich). Im Rahmen weiterführender Grundlagenforschung besteht eine Zusammenarbeit mit dem Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI, Japan), dem Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI, Korea), der Nuclear Regulatory Commission (US-NRC, USA) und der Australian Nuclear Science and Technology Organisation (ANSTO, Australien). Ein Projekt zur Radionuklidmigration in tertiären Gesteinen als Analogie zur Radionuklidausbreitung im Deckgebirge eines Endlagers wird zusammen mit dem National Research Institute (NRI, Tschechische Republik) bearbeitet.

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

Taking into account the results of research and development in recent years and on the basis of the Federal Ministry for Education, Science, Research and Technology's (BMBF) R&D concept relating to the "Disposal of hazardous wastes in deep geological formations", the tasks for the years to come were defined. The research topics of the "Final Repository Safety Research" field of work are focused on the following central areas:

- long-term behaviour of geological barriers,
- efficiency of geotechnical barriers,
- safety-analytic methods and codes and
- natural analogues of final repository behaviour.

In this context, the co-operation with international institutions and participation in international research projects play a particularly important role.

As regards the long-term behaviour of geological barriers, rock salt as well as granite were examined. Here, the permeability of the different rock types or the rock formation are of particular interest as it

determines to a substantial degree the isolation potential of geological final repositories. In rock salt, it is mainly the disaggregation zones in the near-field which, originating from mining or excavation of underground voids, present favourable conditions for a dispersion of gases and solutions. In the Asse and Bernburg mines, in-situ tests are carried out for this purpose in particular. The "healing" of formed cracks, which may set in in the

By specific experimental examinations in different rock formations and the development of computer codes for the 3D-modelling of two-phase flows, the conditions have been created for the realistic simulation of fluid transport in an elastic as well as in an elasto-plastic rock formation. This is especially important for the safety-analytic assessment of gas formation and gas propagation in a final repository.



Bürokomplex über dem Hartgesteinslabor ÄSPÖ in Schweden. In der Bildmitte ist das turmförmige Schachtgebäude mit dem Fahrstuhl nach unter Tage bis ca. 500 m unter Geländeunterkante zu erkennen

Office complex above the ÄSPÖ hard-rock laboratory in Sweden. At the centre of the picture, the tower-shaped pit head building can be seen with the lift leading down to approx. 500 m below ground

surroundings of rigid enclosures after a certain period of transition, is also examined within the framework of a specific research project. The results that are expected will have a substantial effect on the development of geotechnical barriers for the sealing of emplacement drifts.

In granite, the subject of the investigations is the rock's permeability that is determined by natural jointing. One special focus of the analyses is on the so-called two-phase flow which can establish itself in the case of larger amounts of gas formed in the final repository. For this purpose, a measuring programme is being performed in the Swedish ÄSPÖ underground laboratory which is providing input for the database needed for further model calculations.

The R&D activities concerning the development of geotechnical barriers for backfilling and sealing final repositories also comprise material analyses of clay mixtures and also of salt backfill. Seals based on clay can be used for sealing final repositories in almost all types of rock. Their swelling characteristics make it possible to keep out inflowing water for longer periods of time. What is important are the installation of the seals and the ageing resistance of the mineral mixtures. Both aspects are being examined in laboratory and in-situ experiments. Salt backfill is specially suited for use in the direct surroundings of heat-generating wastes in rock salt. Owing to its rheological properties, the salt reacts highly plastically under the influence of pressure and heat, which is why the final



Sitz der Nuclear Regulatory Commission (NRC) in Washington D.C.

Nuclear Regulatory Commission (NRC) Headquarters in Washington, D.C.

storage casks will be fully enclosed following a short transitional period of time. In this context, the primary subjects of the in-situ experiments in the Asse mine are the compaction of the backfill as a function of time and the associated changes in the porosity and permeability of the backfill. Future activities will include more detailed analyses of gas propagation in the backfill and the development of a two-phase flow model for the near-field of final repositories.

On the basis of the above-mentioned experiments and a better understanding of the realities of the safety-relevant processes in a final repository, the scientific basis for long-term safety analyses undergoes further development. The results obtained in international research projects and the experience gained from national

final repository projects are also taken into account in this connection. Building on this, the methods for systematic scenario analyses are developed, and the safety-analytic computer codes are continuously adapted to the international state of the art. To assess the dispersion of nuclides in the far-field of the final repository, a 3D-transport model is under development which is based on the trial solutions of a newly developed fast groundwater model. In a parallel step, relevant parameters for which there mainly exist only laboratory data are corroborated by in-situ tracer experiments and the investigation of natural analogies.

Of the above-mentioned research projects, a few individual ones are also relevant for the underground disposal of chemo-

toxic wastes. As the waste volumes in underground repositories have reached considerable dimensions and the waste inventory is very complex, reactions on the interaction of waste and inflowing brine as well as precipitation and immobilisation of contaminants play a major role. In laboratory experiments, the relevant geochemical parameters for solutions with high ion concentrations were determined, and the thermodynamic models for the assessment of the long-term behaviour of repository systems underwent further development. The results are arranged in a data base and evaluated for further safety analyses against the background of possible load scenarios.

To be able to examine these research topics in their complete technical depth, broad co-operation is required in the context of international projects. For this reason, GRS on behalf of the BMBF is taking part in activities in the underground laboratories in Sweden (ÄSPÖ), Switzerland (GRIMSEL) and Belgium (Mol) as well as in the work performed in the experimental tunnels in Mt. Terri (Switzerland) and in Tournemire (France). Within the framework of on-going fundamental research, GRS co-operates with the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI, Japan), the Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI, Korea), the Nuclear Regulatory Commission (US-NRC, USA), and the Australian Nuclear Science and Technology Organisation (ANSTO, Australia). One particular project, on radionuclide migration in tertiary rock types as analogy to radionuclide dispersion in the overburden of a final repository, is performed jointly with the National Research Institute (NRI, Czech Republic).

W. Brewitz

Ein natürliches Analogon zur Radionuklid-Rückhaltung im sedimentären Deckgebirge von Endlagern

Endlager für Abfälle in tiefen geologischen Formationen, die konzipiert oder bereits errichtet wurden, sind in Mitteleuropa häufig von Sedimenten des Tertiärs und Quartärs überdeckt. In derartigen Sedimentformationen bestimmen geochemische Prozesse wie Sorption und/oder Filtration, bzw. Bildung anionischer Komplexe, beispielsweise mit Huminstoffen, die Nuklidrückhaltung, die damit wesentlich zur Sicherheit der Endlager beitragen können. In Deutschland wurden bisher umfangreiche Laborexperimente durchgeführt, um die relevanten Rückhalte-mechanismen für Radionuklide zu verstehen. In komplexen Aquifersystemen direkt gemessene in-situ-Löslichkeiten können sich von den im Labor ermittelten allerdings erheblich unterscheiden. Problematisch ist u.a., daß manche geochemischen Prozesse sehr langsam ablaufen und mit langsamem Fluidtransport gekoppelt sind. Detaillierte Studien von geeigneten natürlichen Analoga können dazu beitragen, die komplexen Wechselbeziehungen zwischen Transport und Rückhaltung von Radionukliden unter natürlichen Bedingungen besser zu verstehen.

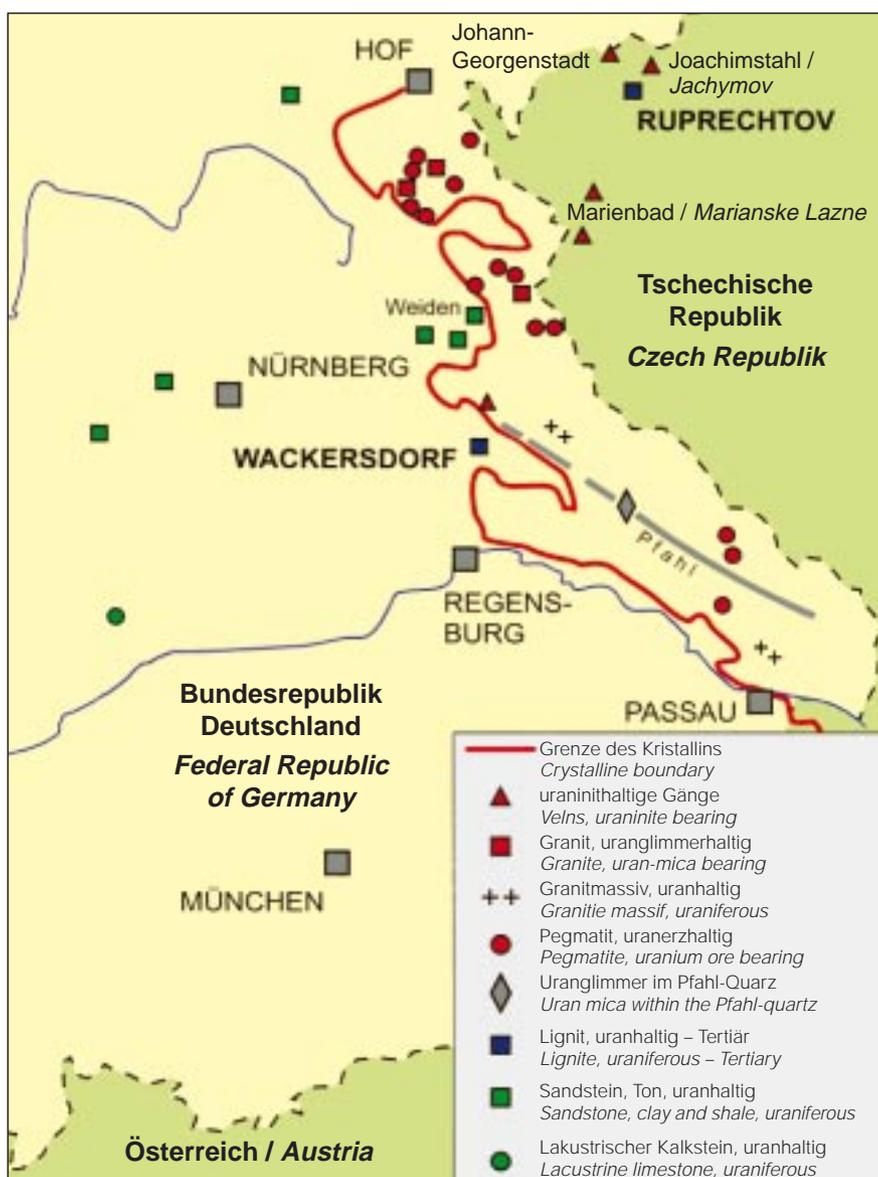
Vor diesem Hintergrund hat die GRS zusammen mit dem tschechischen National Research Institute (NRI) ein Pilotprojekt gestartet, um eine Uran-Thorium-Mineralisation in tertiären Sedimenten für entsprechende Untersuchungen zu identifizieren. In Ruprechtov, bei Karlovy Vary (Karlsbad) in der Tschechischen Republik, wurden ein geeigneter Standort gefunden und Pilotbohrlöcher zur ersten Untersuchung von Urananreicherungen abgeteufelt. Dabei wurden zwei Schichten mit signifikant erhöhten Urankonzentrationen nachgewiesen. Im folgenden werden die Ziele der Studie, die bisherigen Resultate und die geplanten zukünftigen Arbeiten erläutert.

Als Teil des Multibarrierensystems spielen geologische Formationen beim Nachweis der Langzeitsicherheit eines Endlagers in tiefen geologischen Formationen eine wesentliche Rolle. Speziell im Fall von Endlagern für hochradioaktive Abfälle muß die Langzeitsicherheit über Zeiträume von bis zu mehreren Millionen Jahren nachgewiesen werden. Dabei sind für Radionuklidtransport und -rückhaltung insbesondere hydro- und geochemische Parameter von Interesse.

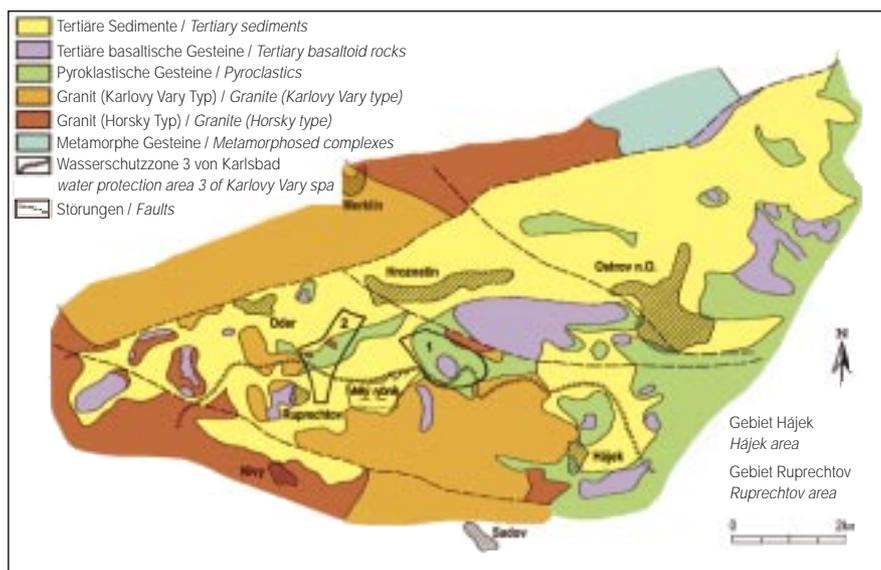
In einigen Endlagerkonzepten und an einigen potentiellen Standorten sind die Wirtsgesteine von mehreren 100 m mächtigen Sedimentformationen überlagert. Diese Formationen stellen zumeist eine wichtige Barriere für die Schadstoffmigration dar, da die Schadstoffkonzentrationen dort durch Verdünnung, Dispersion oder Rückhalteeffekte erheblich reduziert werden können. Im Tertiär und Quartär sind beispielsweise

Schichten aus Ton, Ligniteinlagerungen sowie Bereiche mit hohen Konzentrationen an organischen Substanzen (z.B. Humin- und Fulvinsäuren) enthalten. Derartige Schichten wirken stark sorbierend auf Nuklide und leisten somit einen wichtigen Beitrag zur Langzeitsicherheit von Endlagern.

In Deutschland wurden die Schichten des Quartär und des Tertiär in einem umfangreichen Standorterkundungsprogramm im Raum Gorleben untersucht, da diese Formationen den als Endlager vorgesehenen Salzstock überdecken und mit ihren weitgestreuten Aquiferen das Fernfeld des Endlagers darstellen.



Uranvorkommen in Südostdeutschland und im westlichen Teil der Tschechischen Republik
Uranium deposits in SE-Germany and in the western part of the Czech Republic



Geologische Kartenskizze des Hroznetín-Teils
Geological sketch map of Hroznetín part

Aspekte der Langzeitsicherheitsanalyse

Mit den zum Nachweis der Langzeitsicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle verwendeten Modellen wird sowohl die Freisetzung der Nuklide aus dem Nahbereich des Endlagers als auch der Transport durch das darüberliegende Deckgebirge und die Exposition in der Biosphäre berechnet. Der Transport im Fernfeld wird dabei üblicherweise mit eindimensionalen Codes simuliert, in denen die Prozesse advektiver Transport, Dispersion, Diffusion und Rückhaltung nach dem Gleichgewichtskonzept berücksichtigt werden. In deutschen Studien zur Langzeitsicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle hat sich gezeigt, daß das Deckgebirge eine erhebliche Barrierewirkung für einzelne Radionuklide haben kann. Als wichtigste dosisrelevante Nuklide traten dabei die Spaltprodukte Se-79, I-129, Cs-135 und Tc-99 wie auch Nuklide der Zerfallsreihen z.B. U-234 und Ra-226 auf.

In einem umfangreichen Programm zur Untersuchung der Sorption von relevanten Nukliden an quartären und tertiären Sedimentproben des Deckgebirges von Gorleben wurden von verschiedenen Forschungseinrichtungen sowohl Batch- als auch Säulenexperimente im Labor durchgeführt. Schwerpunkte des Programms waren die Bestimmung materialspezifischer K_d -Werte, Sorptionskapazitäten,

Löslichkeiten sowie auch die geochemische Modellierung relevanter thermodynamischer Prozesse. Es zeigte sich, daß das Verhalten gelöster Spezies in den Sedi-ment-Wasser-Systemen für eine Reihe von Nukliden noch nicht ausreichend verstanden ist. Gründe dafür können z.B. der Einfluß von Kolloiden, die als Träger für Nuklidkationen fungieren können, oder auch die Bildung von amorphen Festphasen sein.

Eine weitere Problemstellung liegt darin, daß die geochemischen Prozesse und der Transport der Radionuklide z. T. sehr langsam ablaufen. Lange Ausbreitungswege

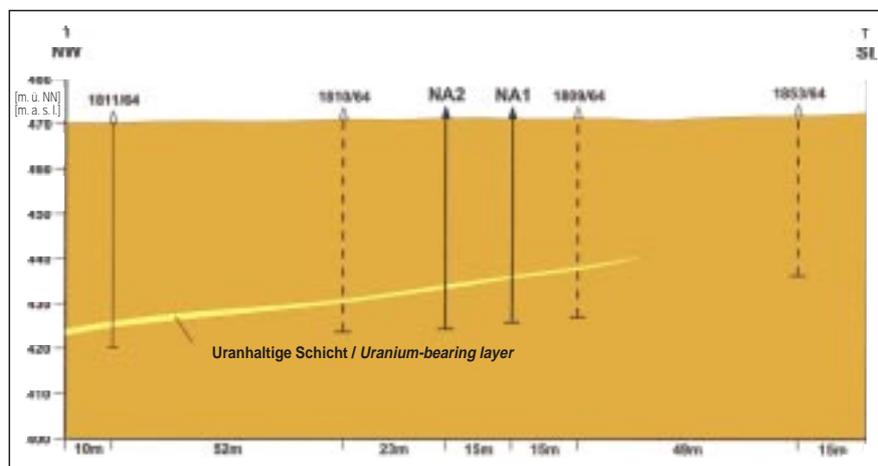
durch die Geosphäre bedingen in der Regel lange, d. h. geologische Zeiträume. Die entscheidende Frage ist, ob die Ergebnisse von Laborexperimenten, die maximal über Zeiträume von wenigen Jahren durchgeführt wurden, auf reale Systeme und sehr lange Zeiträume extrapolierbar sind. Die Untersuchung geeigneter natürlicher Analoga kann dabei wesentlich zum Verständnis der komplexen Wechselwirkungen zwischen Transport und Rückhalteprozessen von Nukliden unter natürlichen geologischen Bedingungen beitragen.

Geologische Verhältnisse im Gebiet Ruprechtov

Die Lokation Ruprechtov befindet sich im Nordwesten der Tschechischen Republik, etwa 8 km nördlich der Stadt Karlsbad, geologisch in einem tertiären Becken innerhalb eines Grabensystems, das sich im Vorland des Erzgebirges entwickelt hat und dessen Ursprung in Zusammenhang mit der alpidisch-karpatischen Gebirgsbildung steht. Die dominierenden Gesteinstypen sind (vom Liegenden zum Hangenden):

- Kaolinisierter Ton (sekundärer Kaolin) und Sand [Staré-Sedlo-Formation]
- Tuffe und vulkanische Agglomerate mit tonigen Ligniten und kohligten Tonen [vulkano-dentritische Formation].

Im Zuge früherer Untersuchungen an diesem Standort sind insgesamt drei uranhaltige Schichten identifiziert worden: die basale Schicht setzt sich in erster Linie aus



Schematischer Querschnitt mit Lage der uranhaltigen Schicht
Schematic cross-section with the position of uranium-bearing layer

Kohle und kohligem Ton zusammen, die beiden überlagernden Schichten werden aus Tuff und Tuffit mit einem deutlichen Anteil an organischem Material aufgebaut. Der Ursprung für die (makroskopisch unsichtbaren) Urananreicherungen wird

als die sogenannte vulkano-dendritische Formation mit Einschaltungen von Kohle und kohligem Ton abgelagert wurde. Es ist z.B. möglich, daß der Zerfall von organischem Material das Wasser mit Huminsäuren anreicherte, die dann das

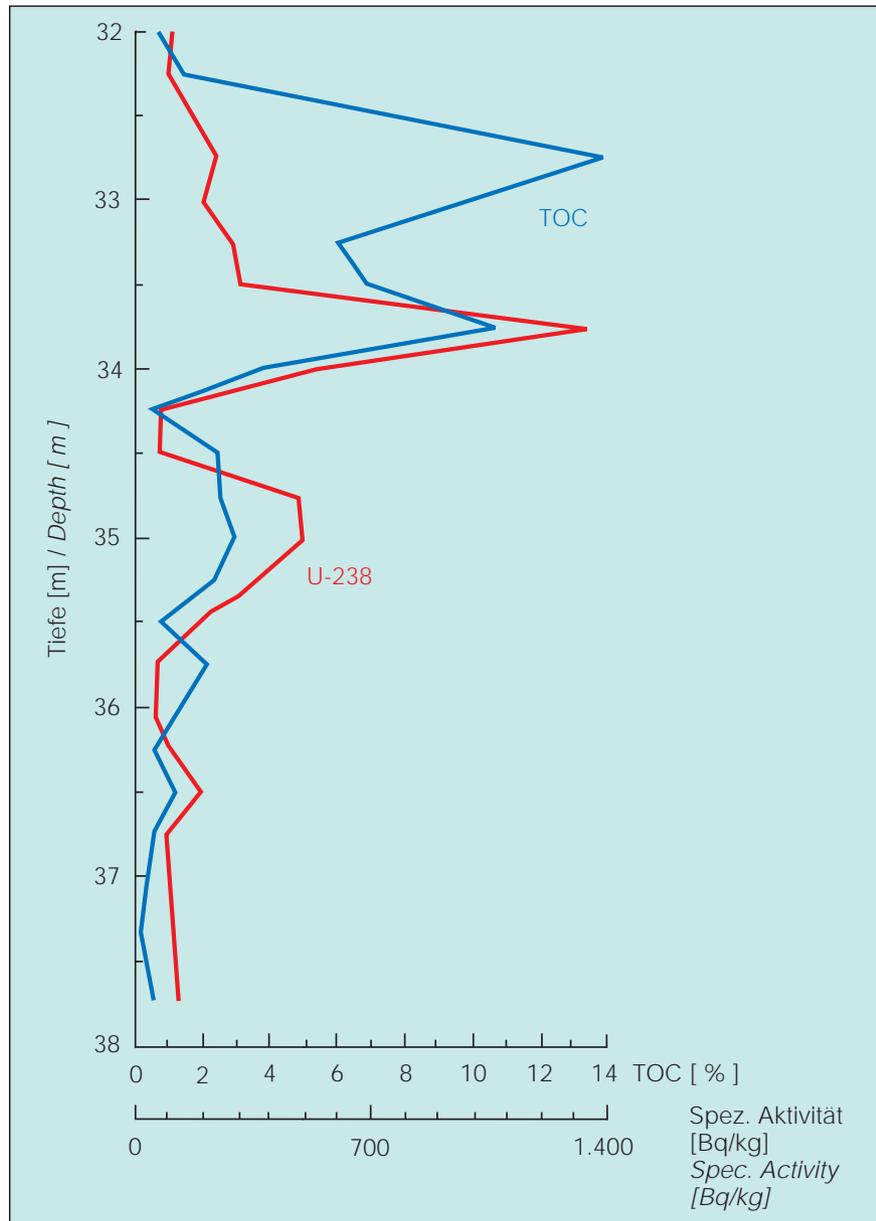
organische Bestandteile stattgefunden hat.

Erkundungsbohrungen, Feld- und Laboruntersuchungen

In Rahmen der Standort-Voruntersuchungen wurden 1996 und 1997 zur Untersuchung der Eignung dieses Standorts erste Aufschlußbohrungen (NA 1, NA 2, NA 3) durchgeführt. Die für die Auswahl des Standorts getroffenen Annahmen konnten dabei im wesentlichen bestätigt werden. Es wurden drei Urananreicherungsschichten identifiziert. Aus radiometrischen Messungen an den Uran- und Thorium-Isotopen verschiedener Zerfallsreihen (U-238, U-234, U-235, Th-232, Th-230, Th-228, Ra-228, Ac-227) wurden Gleichgewichts- bzw. Nichtgleichgewichtszustände identifiziert.

Zur Interpretation der Urananreicherungs-genese wurden außerdem die Elemente Ca, Ti, Cr, Mn, Fe, Ni, Cu, Zn, As, Br, Rb, Sr, Ce, Eu, Gd, Dy, Er, Pb, und U mittels TXRF-Röntgenspektren analysiert. Eine erste Auswertung zeigt unterschiedliche Verteilungsmuster: a) Korrelation von Konzentrationsmaxima (z.B. U-238 / Zn), b) „leicht verschobene“ Konzentrationsmaxima (z.B. U-238 / Fe, Cr) und c) ausgesprochen gegenläufige Maxima / Minima (z.B. U-238 / Mn, Ni, Rb). Weiterhin zeigte sich, daß vorhandene Uranpeaks deutlich mit Kohlenstoffanreicherungen korrelieren.

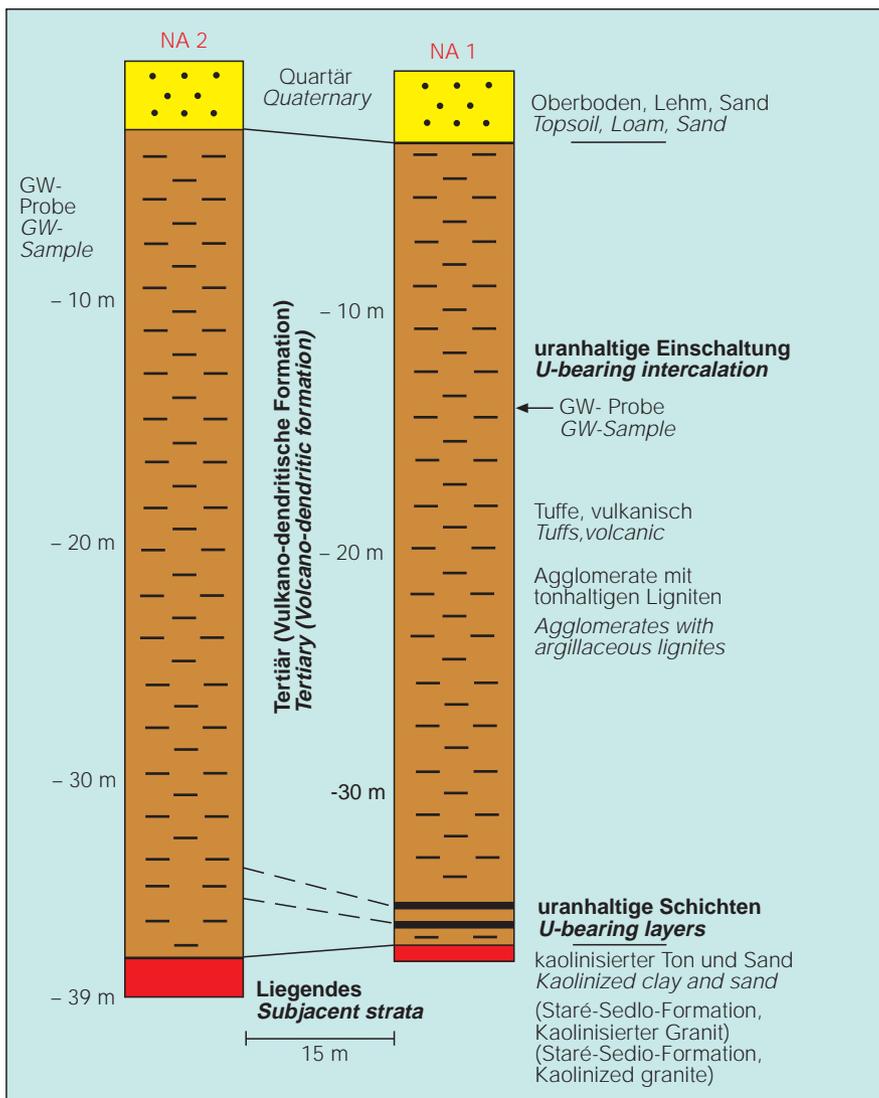
In Ergänzung hierzu ist Ende 1997 eine in erster Linie hydrogeologisch-hydrogeochemisch ausgerichtete Bohrung NA 3 abgeteuft worden. In diesem Zusammenhang wurde Wert darauf gelegt, neben neuem Kernmaterial auch Grundwasserproben aus Uranführenden Horizonten zu gewinnen, sowie mit geeigneten Verfahren eine Porenwasserextraktion vorzunehmen. Die entsprechende Übersichtsanalytik ist gegenwärtig in Bearbeitung. Erste Ergebnisse zeigen, daß trotz nur geringer Entfernung zwischen den Bohrungen NA 2 und NA 3 die maximalen Uranaktivitäten deutliche Unterschiede aufweisen (1 400 gegenüber 5 000 Bq/kg). Die in der Bohrung NA 3 in-situ ermittelten hydraulischen Leitfähigkeiten schwanken zwischen 10^{-6} und 10^{-7} m/s und liegen damit größenordnungsmäßig im Bereich der an Kernmaterial der Bohrung NA 2 aus den Korngrößenverteilungsbestimmungen abgeleiteten Werte.



U-238-Aktivität und Karbongesamtkonzentration, Ruprechtov NA2
U-238 activity and total carbon concentration Ruprechtov NA2

im umliegenden (und unterlagernden) kaolinisierten Granit karbonischen Alters mit hohen Uragehalten gesehen. Nach bislang vorliegenden Erkenntnissen zur Genese herrschten günstige klimatische Bedingungen für die Auslaugung und die Migration von Uran während des Miozäns,

Uran aus dem verwitterten Granit herauslösen konnten. Das Uran migrierte möglicherweise in Form von Huminkomplexen (Kolloiden) und wurde in erster Linie in Lagen mit höherem Gehalt an organischen Bestandteilen gebunden. Vorstellbar ist auch, daß eine Reduktion des Urans durch



Probefahrungen in Ruprechtov
Pilot-drillings at Ruprechtov

Interpretation der radiometrischen Messungen

In geologischen Zeiträumen stehen die einzelnen Glieder einer Zerfallsreihe immer im radioaktiven Gleichgewicht. Alle Radionuklide haben dann dieselbe Aktivität wie die Muttersubstanz, außer wenn aufgrund chemischer oder physikalischer Prozesse lokale Nichtgleichgewichtszustände auftreten. Ein wesentliches Standbein in Natürlichen-Analoga-Studien ist deshalb die Untersuchung solcher Nichtgleichgewichtszustände in natürlichen Zerfallsreihen, wobei insbesondere die Uranzerfallsreihe mit ihren langlebigen Gliedern U-238, U-234, Th-230 und Ra-226 von Interesse ist.

Folgende Informationen können ermittelt werden:

- Identifikation von Uran-Anreicherungs- und Abreicherungsprozessen,
- Ermittlung von Zeiträumen, in denen solche Prozesse stattgefunden haben und
- Abschätzung von Freisetzungs- und Anreicherungsraten.

Am Standort Ruprechtov wurden aus radiometrischen Messungen an den Uran- und Thorium-Isotopen verschiedener Zerfallsreihen (U-238, U-234, U-235, Th-232, Th-230, Th-228) Gleichgewichts- bzw. Nichtgleichgewichtszustände identifiziert.

Es konnte ein Nichtgleichgewichtszustand zwischen Th-230/U-238 an Punkten höchster Urankonzentration beobachtet werden, während sich das U-234/U-238 Verhältnis nicht signifikant von 1 unterschied. Das an den Bohrkernen NA 2 und NA 1 gemessene Th-230/U-238 Verhältnis von 0,74, bzw. 0,91 deutet auf einen Uran-Depositionsprozeß hin, weil Thorium, das in natürlichen Grundwassersystemen vierwertig vorliegt und immobil ist, weder an- noch abgereichert wurde. Sofern der Uranablagerungsprozeß heute abgeschlossen ist, kann das Ende nicht mehr als 5-10 Halbwertszeiten des Th-230 zurückliegen, was ca. 105 Jahren entspricht.

Zur Überprüfung dieser Aussagen können die Ergebnisse aus den beiden anderen Zerfallsreihen herangezogen werden. Für die beiden Nuklide der Thorium-Zerfallsreihe Th-232 und Ra-228 sind keine ausgeprägten Konzentrationsmaxima in Abhängigkeit von der Bohrlochteufe erkennbar. Das stützt die Vermutung, daß kein Thoriumtransport stattgefunden hat und daher das Th-230 ausschließlich über sein Mutternuklid U-234 gebildet wurde. Nichtgleichgewichtszustände haben in dieser Zerfallsreihe aufgrund der geringen Halbwertszeit der Tochternuklide keine Aussagekraft.

U-235 und Ac-227 aus der Actinium-Zerfallsreihe stehen bei den untersuchten Proben im Gleichgewicht. Pa-231 wurde nicht gemessen, müßte aber auch mit U-235 im Gleichgewicht stehen, da Ac-227 eine kurze Halbwertszeit von 21,8 Jahren hat und deshalb im radioaktiven Gleichgewicht mit Pa-231 stehen sollte. Wenn wie angenommen Uran abgelagert wurde, sind zwei Prozesse denkbar, die das Gleichgewicht in dieser Zerfallsreihe erklären. Erstens: Pa-231 wurde im gleichen Maße wie Uran transportiert und angereichert. Dagegen spricht aber, daß Protactinium im allgemeinen in natürlichen Grundwassersystemen sehr viel weniger mobil ist als Uran. Zweitens: Ausschließlich Uran wurde transportiert und abgelagert und das Gleichgewicht in dieser Zerfallsreihe hat sich wieder eingestellt. In diesem Fall müßte der Vorgang der Urananreicherung seit ca. 104 – 105 Jahren (5-10 Halbwertszeiten von Pa-231) abgeschlossen sein, was nicht im Widerspruch zur oben gemachten Hypothese steht.

Erste sedimentologische Untersuchungen deuten darauf hin, daß sich Uran zu einem großen Teil an organischen Bestandteilen, sowie an amorphen Eisenoxiden und carbonatischen Phasen befindet. Kristalline Uranphasen konnten bisher nicht nachgewiesen werden.

Diese Deutungen basieren auf einer sehr geringen Anzahl von Meßwerten an Sedimentproben und sollen anhand weiterer Messungen abgesichert werden. Untersuchungen der Grundwasserbestandteile sowie der hydrogeologischen Eigenschaften des Sediments können weitere wichtige Informationen liefern und die bisherigen Ausführungen stützen oder auf das Auftreten weiterer Prozesse hinweisen. Diesbezügliche Messungen werden in einem Nachfolgeprojekt durchgeführt.

Ausblick und zukünftiges Programm

Eine wichtige Frage aus Sicht der Langzeitsicherheitsanalyse ist, ob ein ausgeprägter advektiver Transport in dem beschriebenen geologischen System stattgefunden hat oder nicht. Dies sollte aus den hydraulischen Messungen, wie der Permeabilitäten und des hydraulischen Gradienten, hervorgehen. Falls ausschließlich Diffusion Antrieb für die Nuklidmigration gewesen ist, kann dieser Standort als natürliches Analogon für die Barrierefunktion von tonhaltigen Materialien dienen. Die Schwerpunkte eines Nachfolgeprojekts sind:

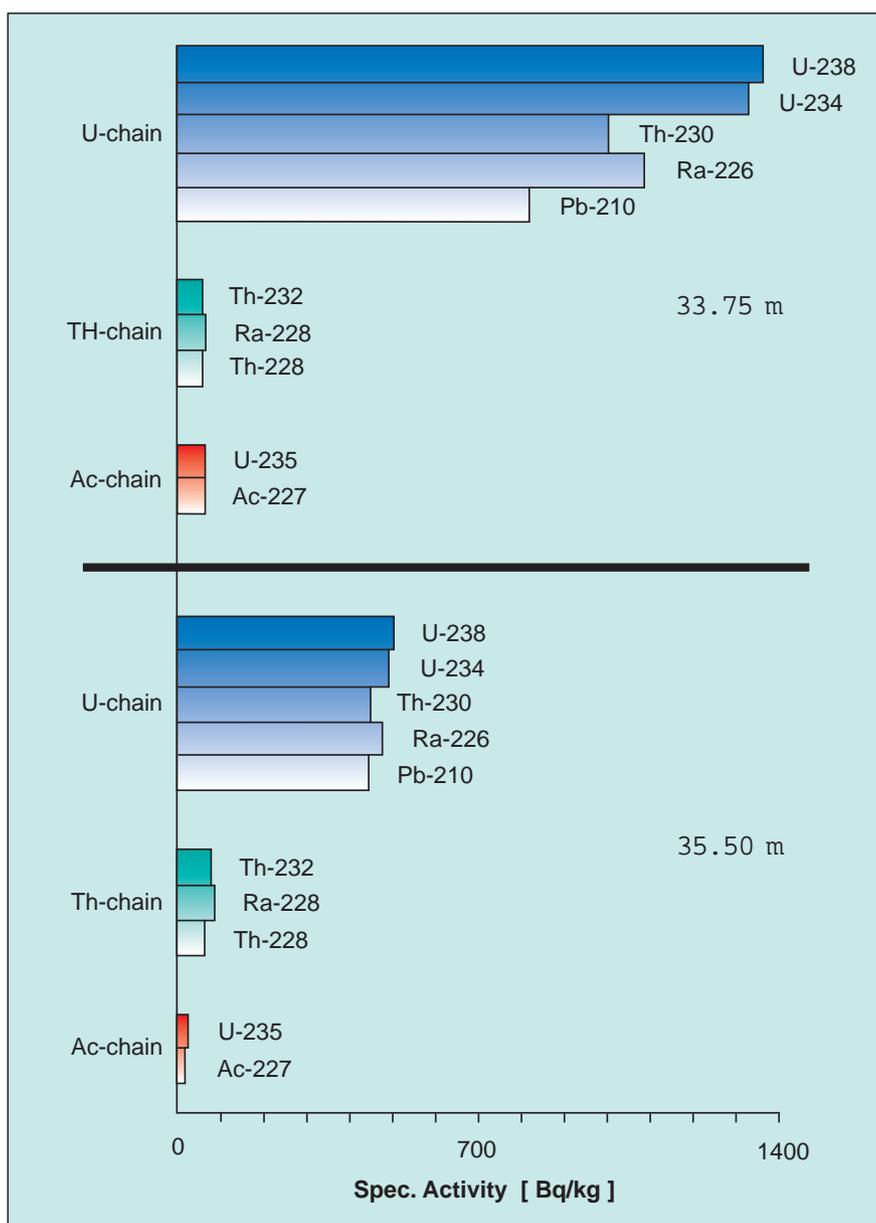
1. Es werden weitere umfangreiche experimentelle Arbeiten am Standort durchgeführt. Ein wichtiger Arbeitspunkt ist der Ausbau einer weiteren Bohrung zur Bestimmung hydraulischer und geochemischer Parameter. Zusätzlich werden an weiteren Proben die Zusammensetzung der Grundwasser und detailliertere Sedimentuntersuchungen durchgeführt. Aus den Ergebnissen der Aktivitätsmessungen an den Sedimenten und zugehörigen Grundwässern werden radiologische Gleichgewichts- und Nichtgleichgewichtszustände für die einzelnen Horizonte ermittelt. Mit den Aktivitätsdaten der zugehörigen Grundwässer können zum einen An- und Abreicherungsprozesse weitergehend identifiziert und Zeiträume, während derer diese Prozesse abgelaufen sind, abgeschätzt werden. Insbesondere sollen auch kumulative Effekte über lange Zeiträume ab-

geschätzt werden. Zum anderen können In-situ- K_d -Werte abgeleitet werden.

2. Zum Erreichen eines tieferen Verständnisses aktueller und eventuell auch früher abgelaufener geochemischer Prozesse sollen Rechnungen mit Speziationscodes durchgeführt werden. Damit kann insbesondere ermittelt werden, ob für die untersuchten Grundwassersedimentsysteme die Nuklidkonzentrationen über die Löslichkeit von Mineralphasen begrenzt sind, oder ob Sorptionseffekte maßgeblich für die Anreicherungen sind. Anhand derartiger Modellierungen soll auch überprüft

werden, ob sich die beobachteten Prozesse im Gleichgewicht befinden oder ob bestimmte Prozesse z.B. irreversibel sind. Durch Anwendung mechanistischer Modelle zur Beschreibung der Sorption (Oberflächenkomplexmodelle) sollen zusätzlich die Sorptionsvorgänge an den natürlichen Mineralien nachvollzogen werden.

Aus allen experimentellen und theoretischen Arbeiten soll ein Gesamtbild der Uran-/Thorium-Wechselwirkungsprozesse mit den Sediment-Grundwassersystemen, die an der Lokation Ruprechtov stattge-



Aktivität ausgewählter Radionuklide in zwei verschiedenen Abschnitten
Activities of selected radionuclides at two different sections

funden haben, abgeleitet werden. Diese sollen mit sicherheitsanalytischen Modellvorstellungen zum Langzeitverhalten von Endlager-Barriere-Systemen verglichen

werden. Damit soll überprüft werden, welche Ergebnisse für die Langzeitsicherheitsanalyse von Endlagern verwendbar sind.

In Germany, quarternary and tertiary layers have been investigated in detail in the course of the site characterisation programme at Gorleben. These covering formations make up the far-field of the envisaged repository with widespread aquifers.

A Natural Analogue for Radionuclide Retention in the Sedimentary Overburden of Final Repositories

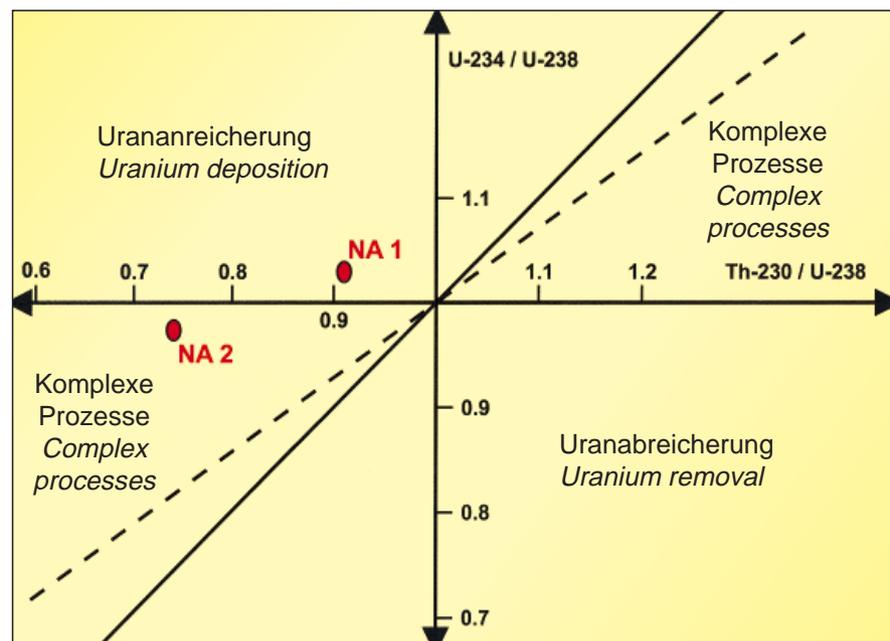
In Central Europe, underground waste repositories designed or constructed in deep geological formations are often covered by quarternary and tertiary sediments. In such sedimentary formations, geochemical processes control radionuclide retention by sorption and/or filtration as well as radionuclide mobilisation, e.g. by formation of anionic complexes with humic acids, thus having great potential to contribute considerably to the safety of final repositories. In Germany, extensive laboratory experiments have been performed in order to understand the relevant retention mechanisms for radionuclides. In complex aquifer systems, in-situ solubilities can be quite different to those observed in laboratory tests. One problem is that some of the geochemical processes are controlled by very slow reaction kinetics coupled with slow solution transport. Detailed investigations of suitable geological analogues may lead to a better understanding of the complex interrelations between transport and sorption of radionuclides under natural conditions.

Under these aspects, GRS – together with the Czech National Research Institute (NRI) – has started a pilot project in order to find a site with uranium/thorium mineralisation in tertiary sediments for laboratory analyses. A location near Ruprechtov, in the vicinity of Karlovy Vary (Karlsbad) in the Czech Republic, has been identified as a suitable site, and pilot holes have been drilled to allow a first analysis of uranium content. Two layers containing distinct uranium concentrations have been identified. This article describes the aims of the study, presents the results of the pilot-project, and outlines the future study programme.

As part of the multi-barrier system, geological formations play a decisive role with respect to the long-term safety of underground repositories. For high level waste in particular, the performance of the geological barriers has to be assessed for up to several million years. Concerning the migration and sorption of radionuclides, hydro- and geochemical parameters are of special interest.

In some final repository concepts as well as at a number of preselected sites, the host rock is covered by sedimentary formations of several 100 m thickness. In most cases, they also form an essential barrier for contaminant migration because contaminant concentrations can be considerably reduced here by dilution, disper-

sion or retention effects. In quarternary and tertiary strata, for example, there often exist layers of clay and lignite as well as areas



Aktivitätsverhältnisse in der Uranzerfallskette
Activity ratios in the uranium decay chain

with high concentrations of organic matter (e.g. humic and fulvic acids). Since clay and lignite are excellent sorbents for radionuclides, such sediments can contribute significantly to the long-term safety of a final repository.

Performance assessment aspects

For the performance assessment of radioactive waste repositories, the release of radionuclides from the near-field and far-field is modelled as well as the transport through the overburden and exposures in the biosphere. Far-field transport modelling is usually done with one-dimensional transport codes, considering advection, dispersion, diffusion as well as equilibrium sorption, based on the K_d concept. German studies on the long-term safety of final repositories for radioactive waste have shown that the overburden can have a considerable barrier effect for individual radionuclides. The most important dose-relevant nuclides in this connection are the fission products Se-79, I-129, Cs-135 and Tc-99 as well as the daughters U-234 or Ra-226.

In a comprehensive analysis programme on the sorption of relevant nuclides, carried out with quarternary and tertiary sediment samples from the overburden at Gorleben, various research institutions performed laboratory batch and column experiments.

The focus of these investigations was on the measurement of material-specific K_d -values and sorption capacities, the determination of solubility limits as well as the geochemical modelling of relevant thermodynamic processes. It turned out that the behaviour of dissolved species in a solid-fluid-phase system seems to be understood for some radionuclides only. Reasons for this might e.g. be an increased formation of colloids, which can act as a carrier for nuclide cations, and/or the growth of amorphous phases.

Another problem is that in reality the geochemical processes are governed by very slow reaction kinetics often coupled with very slow solution transport. Long travelling distances through the geosphere in

Tiefe [m] Depth [m]	austauschbare Carbonate exch. carbonates	Uraninit, org. gebunden uraninit/ org. bound	amorphes Eisenoxid amorphous Fe oxides	kristalline Eisenoxide crystalline Fe oxides	Rest Residuum
34.3	22.1	49.2	12.7	3.7	12.3
34.9	15.9	40.9	18.7	3.4	21.0
35.4	22.2	33.2	12.6	4.9	27.1
35.5	19.7	35.7	18.3	4.8	21.5
35.6	23.6	5.5	38.5	9.5	22.9

Anteile des Urans in einzelnen Sedimentfraktionen

Percentage of uranium in particular fractions of the sediment

– tuffs and volcanic agglomerates with argillaceous lignites and carbonaceous clays [volcano-dendritic formation].

carbonaceous clays, the two overlying layers are built from tuff and tuffite with clear patches of organic material. The macroscopically invisible uranium content originates most likely from the surrounding (Erzgebirge) and underlying granites of carboniferous age. From what is known about the uranium distribution, very favourable climatic conditions for leaching and migration of uranium prevailed during miocene, when the volcano-dendritic formation with intercalations of coal and carbonaceous clays was deposited. It is e.g. possible that due to the decay of organic material, the groundwater was heavily loaded with humic and fulvic acids, so that leached uranium could have migrated from the weathered granite as ionic carbonate complexes or bound to humics. Then it concentrated predominantly in clay layers with higher content of organic matters. It is also possible that the organic matters may have reduced the uranium.

korreliert correlated	versetzter Elementpeak slightly shifted	gegenläufig opposite
Ti	Cr	Ca
Cu	Fe	Mn
Zn	As	Ni
	Br	Rb
		Sr
		Ce

Korrelation von verschiedenen Elementkonzentrationen mit dem U-238 Gehalt in ausgewählten Sedimentproben

Correlation of different element concentrations in selected core samples with U-238 content

geological time frames have to be considered. The crucial question is whether the results of laboratory experiments performed for limited periods of time only can be extrapolated to a real system with respect to space and time. The investigation of suitable geological analogues may help a great deal to better understand the complex interrelations between transport and sorption of radionuclides under natural geological conditions.

Geology of the Ruprechtov Site

The Ruprechtov site is located in the north-west of the Czech Republic, about 8 km north of Karlovy Vary. Geologically, the site is situated in a tertiary basin within a rift-system, which has been developed at the southern edge of the Erzgebirge mountains and which has its origin in the formation of the alpidic karpatic mountains. The dominant sediments are (from bottom to top):

– kaolinised clay (secondary kaolin) and sand [Staré-Sedlo formation]

Three uranium-containing layers were detected at the site during the course of former exploration activities. The basal layer consists predominantly of coal and



Gammasspektrometrische Untersuchungen an Bohrkernproben

Gamma-spectrometric examination of core samples

Reconnaissance drillings and field/lab-investigations

Within the framework of preliminary site exploration, first exploratory boreholes (NA1 and NA 2) were drilled in 1996 to examine the suitability of the site. The assumptions made for the selection of the site could be largely confirmed during the course. Three uranium-containing layers were identified. Equilibria and disequilibria were identified by way of radiological measurements of the uranium and thorium isotopes of different decay chains (U-238, U-234, U-235, Th-232, Th-230, Th-228, Ra-228, Ac-227).

For an geochemical interpretation of the uranium distribution, the elements Ca, Ti, Cr, Mn, Fe, Ni, Cu, Zn, As, Br, Rb, Sr, Ce, Eu, Gd, Dy, Er, Pb, and U were analysed by means of TXRF-radiographic spectra. A



Bohrkerne für chemische, mineralogische, sedimentologische und radiometrische Untersuchungen im Labor. Der Farbwechsel dokumentiert den Übergang von quartären (hell) zu tertiären Sedimenten (dunkel)

Core samples for chemical, mineralogical, sedimentological and radiometric laboratory analyses. The changing colour shows the transition from quarternary (light) to tertiary sediment (dark)

first evaluation reveals different distribution patterns: a) correlation of maximum concentrations (e.g. U-238 / Zn), b) "slightly shifted" maximum concentrations (e.g. U-238 / Fe, Cr), and c) markedly counter-moving maxima/minima (e.g. U-238 / Mn, Ni, Rb). It was furthermore shown that existing uranium peaks correlate clearly with carbon accumulations.

In supplement, an additional borehole NA 3 which was mainly hydrogeologically/hydrochemically oriented was drilled at the end of 1997. In this context, great care was taken that apart from new cored samples, groundwater samples were also taken from the uranium-containing horizons and that a pore water extraction was made with suitable procedures. The corresponding analysis survey is currently under investigation. First results have shown that despite the short distance between the NA 2 and NA 3 boreholes, there are clear differences in the maximum uranium activities (1,400 as compared to 5,000 Bq/kg). The hydraulic conductivities determined in situ in the NA 3 borehole fluctuate between 10^{-6} and 10^{-7} m/s and thus lie within the range of the values derived from the grain size distribution of the core material sampled from the NA 2 borehole.

Interpretation of the radiometric measurements

During geological periods, the individual members of a decay chain are always in radioactive equilibrium. All radionuclides have then the same activity as the mother substance, except when local disequilibria occur owing to chemical or physical parameters. One important supporting factor in natural analogue studies is therefore the investigation of such disequilibria in natural decay chains, with the uranium decay chain with its long-lived members U-238, U-234, Th-230 and Ra-226 being of special interest. The following information can be obtained:

- identification of uranium concentration and depletion processes,
- identification of time periods during which such processes have occurred,
- assessment of release and concentration rates.

At the Ruprechtov site, equilibria and disequilibria were identified from the radiometric measurements of the uranium and thorium isotopes of different decay chains (U-238, U-234, U-235; Th-232; Th-230, Th-228). Between Th-230/U-238, a disequilibrium could be observed at points of

highest uranium concentration, while the U-234/U-238 ratio is hardly indistinguishable from unity. The radioactive disequilibrium between the Th-230/U-238 pair of 0.74 (sample NA 2) and 0.91 (sample NA 1) indicates that uranium has been deposited because neither removal nor deposition of thorium, which in natural groundwater systems always exists in the tetravalent state and is usually immobile, has taken place. If this uranium deposition process occurred in the past and has been terminated, it could not have happened more than some 105 years ago, which corresponds to five to ten half-lives of the daughter isotope Th-230.

To counter-check these findings, the results of the other two decay chains can be used. Within the thorium decay chain, no marked concentration maximum of Th-232 and Ra-228 as a function of borehole depth is detectable. This supports the assumption that no transport of thorium has occurred, i. e. Th-230 is produced exclusively by its parent nuclide U-234. Disequilibria within this decay chain are of no interest because of the very short half-lives of the daughter nuclides.

Within the actinium chain, U-235 and Ac-227 are in equilibrium. Pa-231 has not been analysed but should also be in activity equilibrium with U-235 because Ac-227 has a short half-life of 21.8 years and, therefore, is expected to be in equilibrium with Pa-231. If as assumed a deposition of uranium occurred, two possible processes could explain this equilibrium state. Firstly, Pa-231 could have been transported and deposited together with uranium. But this is unlikely because in many studies protactinium turned out to be less mobile in natural groundwater systems than uranium. Secondly, only uranium was transported and deposited, and the equilibrium within this decay chain has reestablished itself since then. In this case, the process should have taken place 104 – 105 years ago (5-10 half-lives of Pa-231), which does not contradict the above hypothesis.

First sedimentological analyses indicate that uranium is largely bound to organic substances as well as to amorphous iron oxides and carbonate phases. No crystalline uranium phases could so far be detected.

This interpretation is based on only few radiometric measurements of sediment

samples and should be proved by additional measurements. Investigations of the constituents of the groundwater as well as of the hydrogeological properties of the sediment can yield further relevant information and support the findings so far or point at the occurrence of further processes. Measurements in this respect will be carried out in a follow-up project.

Outlook and future programme

An important question from the viewpoint of performance assessment is whether a

marked advective transport has taken place in the described geological system or not. This should become clear from the hydraulic measurements, as those of the permeabilities and the hydraulic gradients. If diffusion was the only cause for nuclide migration, the site can serve as natural analogue for the barrier function of argillaceous materials. In a follow-up project, the following major topics will be addressed:

1. Further comprehensive experimental work will be performed at the site. One

important item of the work will be the drilling of another borehole for the determination of hydraulic and geochemical parameters. In addition, further samples will be taken to examine the composition of the groundwaters and to perform detailed sediment analyses. Radiological equilibria and disequilibria will be identified for the individual horizons from the results of the activity measurements of the sediments and the associated groundwaters. With the activity data of the associated groundwaters it will be possible to identify to a large degree the concentration and depletion processes and to estimate the time periods during which these processes occurred. In particular, cumulative effects over longer periods shall be assessed. Apart from this, in-situ K_d -values can also be derived.

2. For a better understanding of current and possibly also past geochemical processes, calculations with speciation codes will be performed. With these it will be possible to determine in particular whether the nuclide concentrations of the analysed groundwater sediment systems are limited by the solubilities of certain mineral phases or whether sorption effects are decisive for the concentrations. With the help of these models, checks will also be made with regard to whether the observed processes are in equilibrium or whether certain processes are e.g. irreversible. By applying mechanistic codes for the description of sorption (surface complex models), the sorption processes in the naturally occurring minerals will be analysed.

An overall picture will be derived from the experimental and analytical activities, describing the uranium/thorium interaction processes with the sediment/groundwater systems that have taken place at the Ruprechtov site. These will be compared with the safety-analytic model assumptions relating to the long-term behaviour of final repository barrier systems. This is to check which of the results can be used for the long-term safety analysis of final repositories.

Th. Brassler, U. Noseck



Zur Überprüfung der Standortverhältnisse wurden in der Umgebung von Ruprechtov Aufschlußbohrungen bis ca. 40 m abgeteuft

To examine the site conditions, exploratory drillings down to approx. 40 m were performed in the surroundings of Ruprechtov

Wege zur Bestimmung des Langzeitverhaltens von chemisch-toxischen Abfällen im Nahfeld von Untertagedeponien in Salzformationen

In der Bundesrepublik Deutschland werden infolge der intensiven industriellen Nutzung natürlicher Ressourcen gewaltige Stoffströme in der „Primärwirtschaft“ erzeugt, die nach deren Nutzung und Verbrauch als ähnlich große Reststoffströme in einer „Abfallwirtschaft“ münden. Das Mengenaufkommen der auch als „gefährdende Sonderabfälle“ bezeichneten Stoffe wird dabei auf ca. 15,5 Mio. t/a kalkuliert. Schwerpunktmäßig entstehen solche Sonderabfälle im Bereich der chemischen sowie der metallverarbeitenden Industrie.

Falls keine Aufarbeitungstechniken vorhanden sind, müssen Sonderabfälle in dazu geeigneten Deponien abgelagert werden. Dies regelt in Deutschland die 1991 vom Bundesumweltminister veröffentlichte Technische Anleitung Abfall (TA Abfall). Das Ziel, besonders gefährliche Schadstoffe dauerhaft und nachsorgefrei von der Biosphäre fernzuhalten, kann durch eine Ablagerung in Untertagedeponien (UTD) erreicht werden. Das jährliche Aufkommen von Abfällen, die für die untertägige Ablagerung vorgeschlagen werden, beläuft sich auf etwa 400 000 bis 600 000 Tonnen.

UTD in Salzformationen erscheinen aus sicherheitstechnischen, betriebstechnischen und wirtschaftlichen Gründen als besonders geeignet. Gegenwärtig sind in der Bundesrepublik drei UTD in Salzformationen im Betrieb: Herfa-Neurode in Hessen, Heilbronn in Baden-Württemberg und Zielitz in Sachsen-Anhalt. Das Kalibergwerk Niedersachsen Riedel in Niedersachsen wird zur Zeit auf seine Eignung als UTD untersucht.

Eine sichere Ablagerung chemisch-toxischer Abfälle und schadstoffhaltiger Ver-

stanzstoffe setzt die Kenntnis und Beherrschung der Wechselwirkungen zwischen abgelagerten Schadstoffen und der Umwelt voraus. Nur auf der Grundlage einer Sicherheitsanalyse läßt sich abschätzen, ob der von der TA Abfall geforderte dauerhafte Abschluß von der Biosphäre an einem konkreten Standort auch unter den Bedingungen des Störfalls „Wasserzutritt“ gewährleistet ist. Von zentraler Bedeutung sind hierbei die möglichen chemischen Reaktionen, die zwischen den abgelagerten Abfällen, dem Wirtsgestein und den ggf. zutretenden salinaren Lösungen stattfinden können.

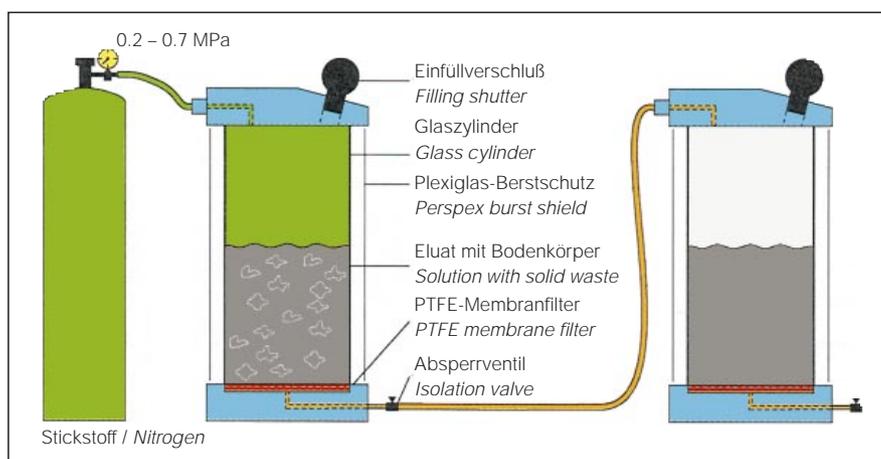
Ziel der hier vorgestellten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, die bereits Ende der 80er Jahre begonnen wurden, ist es, das Langzeitverhalten von Abfällen im Nahfeld einer Untertagedeponie im Salzgestein unter den Bedingungen eines Lösungszutritts zu untersuchen. Um dieses Ziel zu erreichen, müssen die zu erwartenden Wechselwirkungsreaktionen zwischen Abfall und Salzlösungen bis zum Erreichen eines thermodynamischen Gleichgewichts quantifiziert werden. Dafür werden zwei unabhängige Wege verfolgt. Zum einen werden Auslaugversuche mit

Abfallarten, die in großen Mengen auftreten, unter UTD-relevanten Bedingungen mit charakteristischen Salzlösungen durchgeführt. Für derartige Versuche wurde von der GRS ein neues, an die spezielle Problematik angepaßtes Auslaugverfahren entwickelt. Zum anderen werden in einem theoretischen Teil der Arbeiten die notwendigen thermodynamischen Daten ermittelt und die experimentell beobachteten Reaktionen mit dem geochemischen Rechenprogramm EQ3/6 nachmodelliert.

Auslaugverfahren

Der Schadstoffgehalt eines Abfalls gestattet allein noch keine Aussage über die Konzentrationen, die sich in Salzlösungen einstellen können. Es ist deshalb Ziel von Auslaugverfahren, Aussagen über die Mobilität von Abfallinhaltsstoffen bei der Umsetzung mit wäßrigen Lösungen zu gewinnen. Es wird untersucht, wie stark die Schadstoffmobilisierung aus dem Abfall ist, welchen zeitlichen Verlauf die Umsetzung zwischen Abfall und Deponiewässern nimmt und welche Schadstoffhöchstkonzentrationen in den Reaktionslösungen erreicht werden können. Für die oberirdische Ablagerung sind eine Reihe von Verfahren erprobt und teilweise in nationalen Standardverfahren berücksichtigt. Dazu gehören: die Bestimmung der Eluierbarkeit mit Wasser (DEV-S4), die Toxicity Characteristics Leaching Procedures EPA 1311 (TCLP), der Wisconsin-Test, das Säulenelutionsverfahren, der SOSUV-Test, die Sequentielle Extraktion u. a. Diese Verfahren können auch für Abfälle, die für die Untertagedeponierung vorgesehen sind, erste Hinweise auf die Mobilisierbarkeit der toxischen Inhaltsstoffe geben. Da sie aber vor allem die Verhältnisse in oberirdischen Deponien berücksichtigen, sind sie nicht geeignet, Daten für die Abschätzung des Langzeitverhaltens von Schadstoffen unter den besonderen Bedingungen von Untertagedeponien in Salzformationen zu liefern.

Da der DEV-S4-Test in der Abfalluntersuchung sehr häufig Verwendung findet (DEV = Deutsches Einheitsverfahren), wurde er zu Vergleichszwecken, trotz seiner Defizite, auch zu einer ersten Charakterisierung des Auslaugverhaltens von UTD-relevanten Abfällen eingesetzt. Die Versuche haben gezeigt, daß die ausgelaugten Schadstoffmengen die Grenz-



Aufbau der Elutionsgefäße und Prinzip der Druckfiltration im GRS-Auslaugverfahren
Structure of the elution vessels and principle of pressure filtration in the leaching procedure of GRS

werte der Trinkwasserverordnung (TVO) bereits nach einer eintägigen Auslaugung mit Wasser teilweise um bis zu mehrere Größenordnungen übersteigen. Bei einer längeren Auslaugung in Wasser können die Schwermetallkonzentrationen weiter ansteigen. Aus DEV-S4-Tests sind jedoch keine belastbaren Anhaltspunkte über die Gesamtauslaugbarkeit und damit über das Langzeitverhalten eines Abfalls zu erwarten. Zudem sind Auslaugversuche mit Wasser nicht repräsentativ für die Verhältnisse im Salz. Schwermetalle werden in Salzlösungen in aller Regel stärker ausgelaugt. So wurde festgestellt, daß die Pb-Konzentrationen im Eluat nach einer eintägigen Auslaugung eines Elektrofilterstaubs in einer NaCl-Lösung um ca. 800 mal und in einer $MgCl_2$ -Lösung um ca. 600

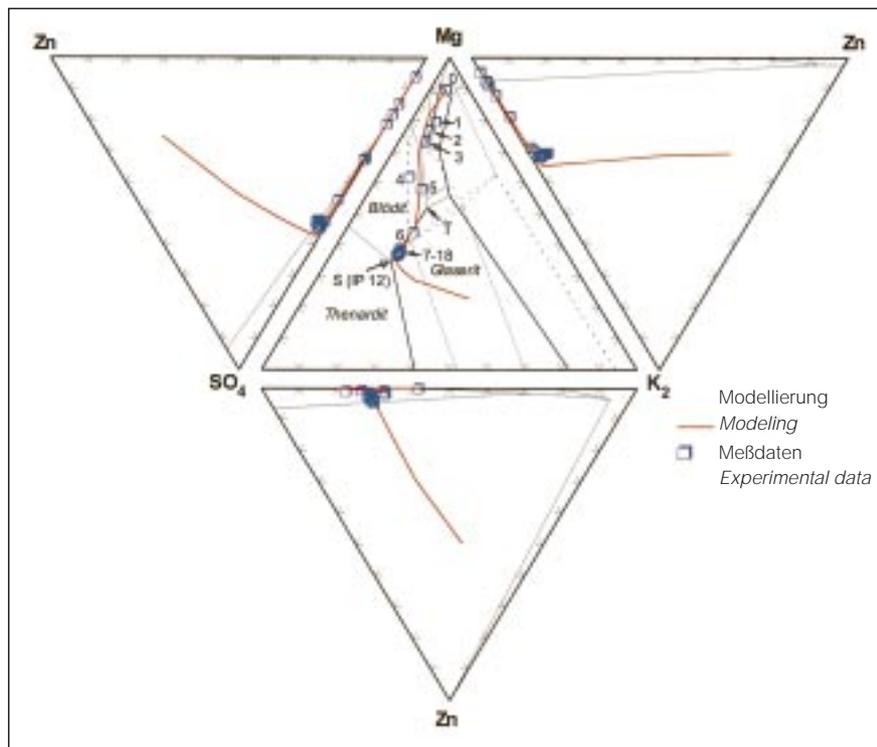
mal höher waren als bei der Auslaugung mit Wasser.

Das neuentwickelte GRS-Auslaugverfahren berücksichtigt die für UTD relevanten Randbedingungen wie: typische Auslauglösungen, ein Abfall- und Standort-spezifisches Verhältnis Abfall/Lösung, den fehlenden Luftsauerstoff und die Temperatur.

Als Auslauglösungen werden stark salzhaltige Lösungen verwendet, deren Zusammensetzung in typischer Weise von der Art der im Salzbergwerk aufgeschlossenen Minerale abhängt. Zwei unterschiedliche Lösungen mit sehr unterschiedlichen chemischen Eigenschaften, eine NaCl-reiche und eine $MgCl_2$ -reiche

Lösung, sind für UTD im Salzgestein als potentiell relevant anzusehen.

Im Unterschied zu oberirdischen Deponien kann in UTD von einem sehr lange andauernden Lösungskontakt mit dem Abfall ausgegangen werden. Entsprechend ist auf lange Sicht davon auszugehen, daß sich ein thermodynamisches Gleichgewicht einstellt. Kinetische Einflüsse treten in den Hintergrund. Abschätzungen zeigen, daß sich in einer UTD Abfall-Lösungsverhältnisse zwischen ca. 3:1 bis 8:1 einstellen können. Diese Variationsbreite muß in den Auslaugversuchen abgedeckt werden. (Zum Vergleich: in der DEV-S4 ist das vorgeschriebene Verhältnis 1 Teil Feststoff : 10 Teile Lösung).



Experimentelle und berechnete Lösungsentwicklung bei der Auslaugung eines schwermetallreichen Abfalls aus der Glasindustrie mit einer $MgCl_2$ -reichen Salzlösung.

Darstellung der Lösungszusammensetzungen in der aufgeklappten Tetraederdarstellung des Systems (Na)-K-Mg-Zn-(Cl)- SO_4 . Die für NaCl-gesättigte Lösungen geltende Darstellung zeigt die Mengenverhältnisse zwischen den Hauptkomponenten der Eluate: Mg, K, Zn und S. Auffällig ist die gute Übereinstimmung der Ergebnisse aus Experiment und geochemischer Modellierung. Dies trifft auch auf die in dieser Abbildung nicht dargestellten Schwermetalle Pb und Cd zu.

Experimental and calculated solution development on leaching of waste with a high heavy-metal content from the glass industry with a brine solution rich in $MgCl_2$.

Representation of the composition of solutions in the unfolded tetrahedron of the system (Na)-K-Mg-Zn-(Cl)- SO_4 . The representation for NaCl-saturated solutions shows the distribution of the main components of the eluates: Mg, K, Zn and S. The good agreement of the experimental and geochemical modelling results is striking. This also applies to the heavy metals Pb and Cd that are not shown in this diagram.

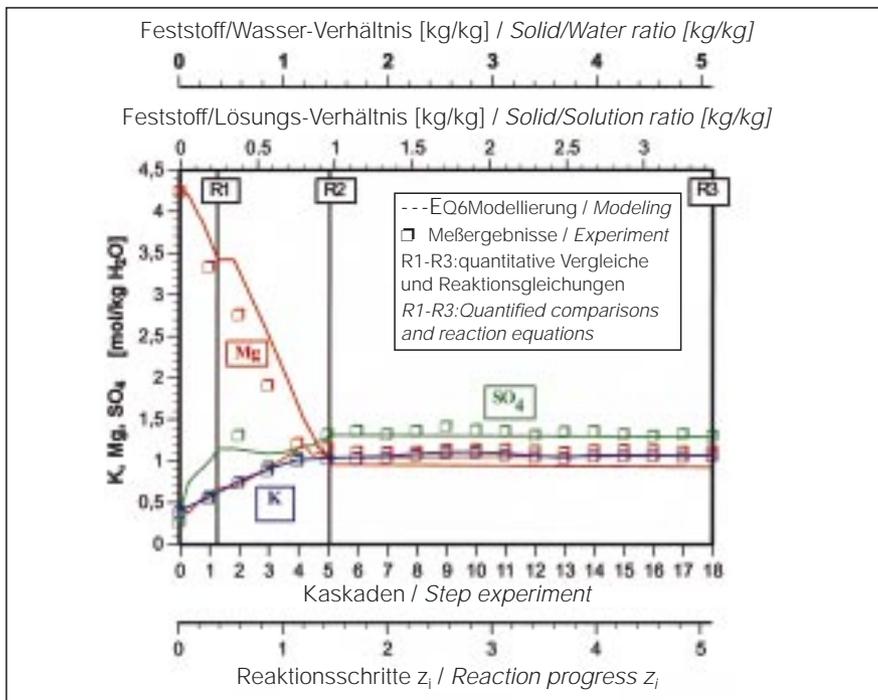
In einem untertägigen Deponiebereich ist wegen des geringen Resthohlraums nur eine begrenzte Sauerstoffmenge vorhanden, die durch Oxidationsreaktionen schnell abgebaut wird. Es herrschen Temperaturen zwischen 25°C und ca. 35°C (in 800 m Tiefe).

Im GRS-Auslaugverfahren wird der Abfall zunächst mit einer UTD-relevanten Salzlösung in Kontakt gebracht und bei einer Temperatur von 25°C ca. drei Tage lang geschüttelt. Das erhaltene Eluat wird nach Erreichen einer stationären Zusammensetzung abfiltriert und in einem weiteren Schritt (Kaskade) mit frischem Abfall in Kontakt gebracht. Der Versuch wird von Kaskade zu Kaskade ohne zwischenzeitlichen Luftkontakt fortgesetzt. Mit steigender Kaskadenzahl stellen sich immer größere Abfalllösungsverhältnisse ein, wodurch sich die Eluate zunehmend mit Abfallinhaltsstoffen sättigen. Durch diese Vorgehensweise wird im Reaktionsverlauf außerdem das für UTD relevante Abfall-Lösungsverhältnis ermittelt. Die erreichbare Zahl der Kaskaden liegt bei etwa 20. Sie wird durch die stetig abnehmende Eluatmenge begrenzt. Im Versuch wird angestrebt, das thermodynamische Gleichgewicht der Lösung mit allen im Abfall enthaltenen Mineralphasen möglichst genau zu erreichen. Als Elutionsgefäße werden 400-ml-Druckfiltrationseinheiten verwendet. Mit den druckdichten Gefäßen wird der Wasserverlust durch Verdampfung minimiert. Durch Spülung der Gefäße mit Stickstoff vor der Auslaugung und bei der

Filtration wird der Kontakt der Proben mit Luftsauerstoff unterbunden. Die Auslauggefäße bestehen ausschließlich aus Glas und Kunststoff. Damit wird eine unbeabsichtigte Einschleppung von Metallen durch Korrosion der Gefäße im Kontakt zu den korrosiven Lösungen vermieden.

schrieben werden. Daher wird mittels geochemischer Modelle der Versuch nachgerechnet und bei guter Übereinstimmung auf der Basis zutreffender theoretischer Modellannahmen bis zur Einstellung von Gleichgewichtskonzentrationen extrapoliert. Dabei wird davon ausgegangen, daß

tifiziert und quantifiziert werden, die beim Kontakt von Lösungen mit Festkörpern ablaufen. Dafür müssen realitätsnahe Modellvorstellungen entwickelt und diese anhand von experimentellen Ergebnissen überprüft werden. Zustände und Prozesse in aquatischen Systemen können auf der Grundlage der Gleichgewichts-Thermodynamik modelliert und interpretiert werden. Es kann z.B. ermittelt werden, in welcher Form die Wasserinhaltsstoffe vorliegen, ob thermodynamisch eine Fällung oder Lösung bestimmter Minerale möglich ist oder wie sich die Wasserzusammensetzung beim Kontakt mit der Festphase ändert.



Experimentelle und berechnete Lösungsentwicklung bei der Auslaugung eines Glashüttenabfalls mit $MgCl_2$ -Lösung.

Konzentrationsverläufe von Mg, K und SO_4 und Darstellung der Abhängigkeit vom Abfall-Lösungsverhältnis. Der berechnete Reaktionsverlauf wurde am Ende des Auslaugversuchs abgeschnitten. Während aus versuchsbedingten Gründen das praktische Experiment nach der 18. Kaskade bei einem Abfall-Lösungsverhältnis von 3,5 Teilen Abfall und einem Teil Lösung abgebrochen werden mußte, kann die theoretische Berechnung weitergeführt werden, was eine belastbare Extrapolation der experimentellen Ergebnisse erlaubt.

Experimental and calculated solution development on the leaching of waste from a glassworks with $MgCl_2$ -solution.

Concentration distributions of Mg, K and SO_4 and representation of the dependence on the waste/solution ratio. The calculated course of the reaction was cut off at the end of the leaching experiment. While for reasons on account of the experiment the practical experiment could not be continued further than the 18th cascade at a waste/solution ratio 3.5 parts waste and one part solution, it was possible to continue the theoretical calculation, which allows a verifiable extrapolation of the experimental results.

Der Auslaugversuch ergibt eine Reihe von Eluaten, die den Verlauf des Reaktionspfades auf dem Weg zum thermodynamischen Gleichgewicht zwischen Abfall und Lösung quantitativ beschreiben. Mit den Analyseergebnissen werden Diagramme erstellt, die die Entwicklung der toxischen Inhaltsstoffe (Schwermetalle) in Lösung veranschaulichen. Allerdings kann mit dem Versuch nur ein Teil des Weges zu einer Gleichgewichtskonzentration be-

sich bei Lösungszutritt in eine UTD langfristig ein Stoffgleichgewicht in der Lösung einstellen. Die Belastung dieser Lösung mit Schadstoffen stellt eine wesentliche Grundlage zur Sicherheitsbewertung eines Deponiesystems in Salzgestein dar.

Geochemische Modellierung

Mit Hilfe von geochemischen Rechenprogrammen können die Reaktionen iden-

Für die Reaktionspfadberechnungen wird das geochemische Rechenprogramm EQ3/6 eingesetzt. Die im Programmumfang enthaltene thermodynamische Datenbasis von Harvie, Moeller und Weare (1984) erlaubt es, das System der ozeanischen Salze $Na-K-Ca-Mg-Cl-SO_4-H_2O$ bei $25^\circ C$ zu beschreiben und damit die Reaktionen zwischen Wasser und dem Salzgebirge richtig wiederzugeben. Für die Modellierung der Wechselwirkungen von schwermetallhaltigen Abfällen in hochsalinaren Lösungen muß die Datenbasis weiterentwickelt werden. Ein wichtiger Teil der Arbeiten konzentrierte sich bisher auf die Ermittlung von sogenannten Pitzerkoeffizienten, die das Verhalten der Schwermetalle Zn, Cd, Pb, Hg, As und Se in hochsalinaren Lösungen beschreiben. Diese Metalle sind aufgrund ihrer Konzentrationen in den Abfällen, ihrer Auslaugfähigkeit sowie ihrer Toxizität von besonderer Bedeutung. Ermittelt wurden weiterhin die Löslichkeitskonstanten von Bodenkörpern, die die genannten Metalle enthalten. Mit der bisher geschaffenen neuen Datenbasis kann das Verhalten von Cd, Zn und Pb hinreichend genau modelliert werden. Diese thermodynamische Datenbasis liefert den Quelltherm für Ausbreitungsrechnungen im Barriersystem von UTD und für die Betrachtung von Störfallkonsequenzen.

Die bisherigen Ergebnisse zeigen, daß es prinzipiell möglich ist, das Langzeitverhalten von schwermetallhaltigen chemisch-toxischen Abfällen in UTD in Salzformationen richtig zu beschreiben.

Ways to Determine the Long-Term Behaviour of Chemotoxic Wastes in the Near-Field of Underground Repositories in Salt Formations

In the Federal Republic of Germany, the intensive industrial use of natural resources by the "primary industry" generates massive material flows which, after their use, end up as similarly large waste flows in a "waste management system". The emerging quantity of the substances that are also referred to as "hazardous wastes" is calculated to be approx. 15.5 million tons/a. These "hazardous wastes" are mainly generated by the chemical and metal-processing industry.

If no reprocessing techniques are available, hazardous wastes have to be deposited in suitable repositories. In Germany, this is regulated by the Technical Instruction on Waste (TA Abfall) issued by the Federal

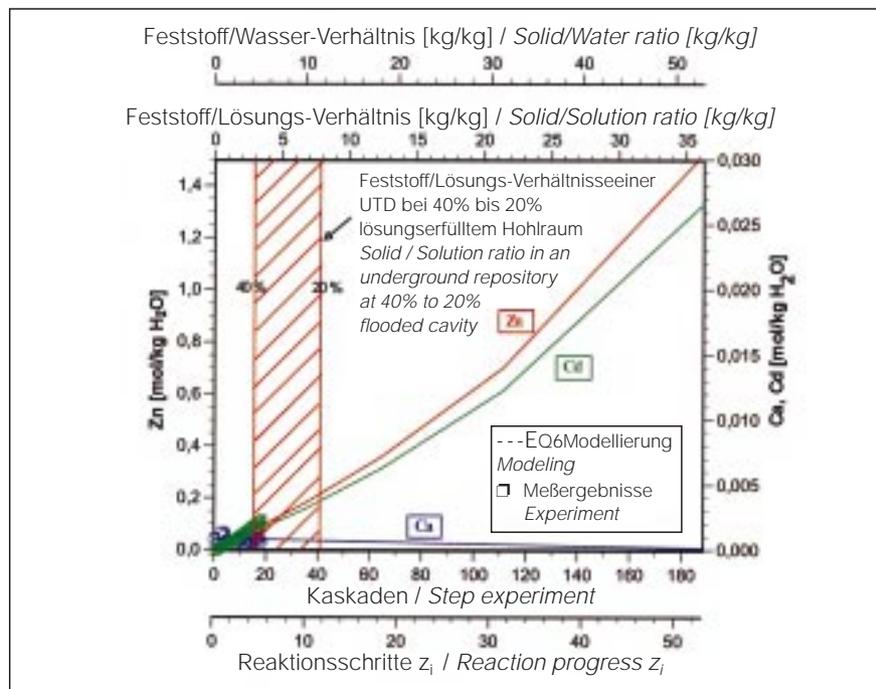
URs in salt formations appear to be particularly suitable for safety-related, operational and economic reasons. At present, three URs in salt formations are operational in the Federal Republic of Germany: Herfa-

interactions between emplaced contaminants and the environment. Only on the basis of a safety analysis is it possible to assess whether the permanent enclosure of the contaminants from the biosphere – as postulated by the Technical Instruction on Waste – can be guaranteed for a real repository site even under the "water intrusion" accident scenario. Of central importance here are the possible chemical reactions that may take place between the deposited wastes, the host rock, and the possibly intruding saliferous solutions.

The aim of the research and development activities that are described here and were already begun at the end of the 80s is to investigate the long-term behaviour of wastes in the near-field of an underground repository in salt rock under the condition of an intrusion of brine. In order to achieve this aim, the expected reactions resulting from the interaction of waste and brine have to be quantified up to the point where a thermodynamic equilibrium has been reached. There are two independent ways towards this end. Firstly, leaching experiments are performed under UR relevant conditions, subjecting waste types that occur in large amounts to characteristic brine solutions. For experiments like these, GRS developed a new leaching procedure adapted to the special problem area. Secondly, in a theoretical part of the work, the necessary thermodynamic data are obtained, and the reactions observed in the experiments are modelled with the geochemical calculation code EQ3/6.

Leaching procedure

The contaminant content of a waste unit alone does not yet allow drawing a conclusion as to the concentrations that may occur in brine solutions. The aim of the leaching procedure is therefore to enable predictions of the effects of mobility of the substances contained in the waste on their transposition with aqueous solutions. What is examined is the extent of contaminant mobilisation from the waste, the time dependent distribution of the transposition between waste and repository waters, and the maximum contaminant concentrations in the solutions where the reactions take place. Regarding surface depositing, a number of methods have been tested, and some have been considered in national standard procedures. They include e.g. the determination of the possibility to elute with water (DEV-S4), the Toxicity Character-



Experimentelle und berechnete Entwicklung bei der Auslaugung des Glashüttenabfalls mit der $MgCl_2$ -reichen Salzlösung. Die geochemische Modellierung geht weit über das erreichbare Ende des praktischen Auslaugversuchs hinaus und deckt den UTD-relevanten Teil des Reaktionspfades ab.

Experimental and calculated development on the leaching of the waste from a glassworks with the $MgCl_2$ -rich brine solution. The geochemical modelling goes far beyond the point that can be reached by the practical leaching experiment and covers the part of the reaction path that is relevant for final repositories.

Minister for the Environment, Natur Conservation and Nuclear Safety in 1991. The aim namely, to keep particularly hazardous wastes away from the biosphere permanently and without the need for after-care, can be achieved by emplacing the waste in an underground repository (UR). The annual amount of waste proposed for underground storage is about 400,000 to 600,000 tons.

Neurode in Hesse, Heilbronn in Baden-Württemberg, and Zielitz in Saxony-Anhalt. The potash mine Niedersachsen Riedel in Lower Saxony is currently being investigated as to its suitability as UR.

The safe disposal of chemotoxic wastes and contaminated backfill material presupposes the knowledge and control of the

Reaktion Reaction		Zusammensetzung [mol/kg H ₂ O in der Ausgangslösung] Composition [mol/kg H ₂ O in the starting solution]
R3 z _i = 3,162	Ausgangs- lösung Starting solution	[56,613 O + 111,017 H + 0,353 Na + 0,395 K + 0,001 Ca + 4,242 Mg + 8,681 Cl + 0,276 S + 0,000 Zn + 0,000 Cd]
	Ausgangs- reaktanden Starting reactants	0,379 CaSO ₄ (Anhydrit) + 0,885 K ₂ SO ₄ (Arcanit) + 8,393 Na ₂ SO ₄ (Thenardit) + 0,039 ZnSO ₄ (Zinksulfat) + 0,001 CdSO ₄ (Cadmiumsulfat) + 0,221 MgSO ₄ (Magnesiumsulfat)
	Endprodukte end points	3,778 Na ₂ Mg(SO ₄) ₂ (Blödit) + 0,468 K ₃ Na(SO ₄) ₂ (Glaserit) + 0,38 Na ₂ Ca(SO ₄) ₂ (Glauberit) + 4,575 NaCl (Halit) + 0,001 ZnO (Zincit)
	Endlösung* End solution	1,374 · [44,179 O + 80,796 H + 3,782 Na + 0,763 K + 0,001 Ca + 0,685 Mg + 4,106 Cl + 0,945 S + 0,001 Cd + 0,039 Zn]
R4 z _i = 53,520	Ausgangs- lösung Starting solution	[56,613 O + 111,017 H + 0,353 Na + 0,395 K + 0,001 Ca + 4,242 Mg + 8,681 Cl + 0,276 S + 0,000 Zn + 0,000 Cd]
	Ausgangs- reaktanden Starting reactants	6,422 CaSO ₄ (Anhydrit) + 14,986 K ₂ SO ₄ (Arcanit) + 22,343 Na ₂ SO ₄ (Thenardit) + 0,668 ZnSO ₄ (Zinksulfat) + 0,012 CdSO ₄ (Cadmiumsulfat) + 3,746 MgSO ₄ (Magnesiumsulfat)
	Endprodukte End products	7,791 Na ₂ Mg(SO ₄) ₂ (Blödit) + 9,866 K ₃ Na(SO ₄) ₂ (Glaserit) + 6,424 Na ₂ Ca(SO ₄) ₂ (Glauberit) + 4,026 NaCl (Halit) + 0,001 ZnO (Zincit)
	Endlösung* End solution	2,280 · [25,515 O + 48,694 H + 2,718 Na + 0,767 K + 0,198 Mg + 4,655 Cl + 0,292 S + 0,012 Cd + 0,667 Zn]
*Das Produkt der Zusammensetzung der Endlösung und dem Faktor vor der Klammer ergibt die Zusammensetzung der Endlösung in mol/kg H ₂ O. Für die Ladungsbilanz wird der Faktor nicht benötigt. *The product of the composition of the end solution with the factor before the bracket yields the composition of the end solution in mol/kg H ₂ O. This factor is not needed for the electrical balance.		

Beispiele von Reaktionsgleichungen, die für die Wechselwirkungen eines schwermetallreichen Glashüttenabfalls mit einer MgCl₂-reichen Lösung an zwei verschiedenen Punkten des Reaktionspfades berechnet wurden. Die Reaktion R3 gilt für die 18. Kaskade des Auslaugversuchs, d.h. für das erreichbare Ende des praktischen Versuchs. Sie entspricht dem thermodynamischen Gleichgewicht, das sich zwischen Abfall und Lösung bei einem Verhältnis von 3,5 Teilen Abfall und einem Teil MgCl₂-Lösung einstellt. Ein solches Verhältnis stellt sich bei einem Füllungsgrad des Deponiehohlrums von ca. 60% ein. Die Reaktionsgleichung R4 gilt für das Ende des modellierten Reaktionspfades bei einem Abfall/Lösungsverhältnis von 36:1.

Examples of reaction equations that were calculated for the interaction of glassworks waste with high heavy-metal content and a MgCl₂-rich solution at two different points of the reaction path. Reaction R3 applies to the 18th cascade of the leaching experiment, i.e. for the achievable end of the practical experiment. It corresponds to the thermodynamic equilibrium that establishes itself between waste and solution at a ratio of 3.5 parts waste and one part MgCl₂-solution. Such a ratio establishes itself when the repository volume is backfilled to approx. 60%. Reaction equation R4 applies to the end of the modelled reaction path at a waste/solution ratio of 36:1.

istics Leaching Procedures EPA 1311 (TCLP), the Wisconsin test, the column elution procedure, the SOSUV test, sequential extraction, etc. These procedures can also give first hints as to the mobilisation poten-

tial of the toxic substances contained in waste intended for disposal in an underground repository. However, as they mainly consider the conditions prevailing in surface repositories, they are not suited for the pro-

vision of data needed for assessing the long-term behaviour of contaminants under the special conditions of an underground repository in a salt formation.

Since the DEV-S4 test (DEV = Deutsches Einheitsverfahren, German standard procedure) is frequently used for waste characterisation, it was also employed – despite its shortcomings – for a first characterisation of the leaching behaviour of UR relevant wastes for the purpose of comparison. The experiments have shown that the leached amounts of contaminants already exceed the limits of the Drinking Water Ordinance (TVO) after one day of leaching with water, sometimes by up to several orders of magnitude. If the leaching in water takes place over a longer period, the heavy metal concentrations may rise even further. However, the DEV-S4 tests do not provide any reliable clues as to the overall leaching potential and thus neither to the long-term behaviour of a certain waste unit. In addition, leaching experiments with water are not representative of the conditions in salt. Heavy metals are usually leached to a greater extent than other contaminants. It was found, for example, that following one day of leaching of electrostatic precipitator dust in a NaCl solution, the Pb-concentrations in the eluat were about 800 times higher than they would have been if leached in water; following leaching in a MgCl₂ solution, they were about 600 times higher.

The newly developed GRS leaching procedure considers the boundary conditions that are relevant for URs, like typical leaching solutions, a waste and site specific waste/solution ratio, the lack of atmospheric oxygen, and the temperature.

Highly briny solutions are used as leaching solutions; their composition typically depends on the type of minerals disaggregated in the salt mine. Two different solutions with very different chemical properties, one rich in NaCl and the other rich in MgCl₂, have to be considered as potentially relevant for URs in salt rock.

Contrary to surface repositories, one can assume that in a UR the waste will be in contact with the solution for a very long time. Correspondingly, one can assume that in the long run a thermodynamic equilibrium will establish itself. Kinetic effects will play a subordinate role. Estimates have shown that waste/solution ratios of about

	Verfüllgrad des Deponiehohlraums <i>Disposal ratio of the repository cavity (%)</i>	Lösungserfüllter Hohlraum <i>Flooded cavity (%)</i>	Feststoff/Lösungsverhältnis <i>Solid / solution ratio (kg/kg)</i>	Zn-Konzentration in Lösung <i>Zn concentration in solution (mol/kg H₂O)</i>	Cd-Konzentration in Lösung <i>Cd concentration in solution (mol/kg H₂O)</i>
Auslaug. mit MgCl₂-Lösung. <i>Leaching with MgCl₂-solution</i>	60	40	3,1	0,035	0,00054
	80	20	8,2	0,181	0,00317
Auslaug. mit NaCl-Lösung. <i>Leaching with NaCl-solution</i>	60	40	3,3	0,072	0,00027
	80	20	8,8	0,151	0,00809

Zn- und Cd-Konzentrationen in den Lösungen, die sich in einer Untertagedeponie in Salzformationen bei der Auslaugung des Glashüttenabfalls langfristig einstellen können. Die Ergebnisse sind abhängig von der Zusammensetzung der Ausgangslösung, die sich im Kontakt zum Salz in der UTD einstellt, und vom Verfüllungsgrad des Deponiehohlraumes.

Zn and Cd concentrations in the solutions that may establish themselves in the long run in an underground repository in a salt formation during leaching of the glassworks waste. The results depend on the composition of the initial solution establishing itself in the underground repository on contact with the salt as well as on the degree to which the repository volume is backfilled.

3:1 to 8:1 can establish themselves in a UR. This variation range has to be covered in the leaching experiments (in comparison: in the DEV-S4, the prescribed ratio is 1 part solid material to 10 parts solution).

In an underground repository area there is only a limited amount of oxygen around owing to the little remaining volume of cavities; this oxygen is rapidly decomposed by oxidation reactions. The prevailing temperatures lie between 25°C and approx. 35°C (at 800 m depth).

In the leaching procedure developed by GRS, the waste is initially brought into contact with a UR-relevant brine solution and shaken for about three days at a temperature of 25°C. The thus obtained eluate is filtered once a stationary composition has been reached and in the next step (cascade) is brought into contact with fresh waste. The experiment is continued from cascade to cascade, and there is no contact with air in the meantime. With rising numbers of cascades, larger and larger waste/solution ratios establish themselves, and as a result the eluates become increasingly saturated with substances contained in the waste. With this procedure, the waste/solution ratio that is

relevant for the UR is also determined during the course of the reaction. The number of cascades that can be reached is about 20. It is limited by the constantly decreasing amount of eluate. In the experiment, an attempt is made to reach the

thermodynamic equilibrium of the solution with all the mineral phases contained in the waste as exactly as possible. 400 ml pressure filtration receptacles were used as elution containers. By using the pressure tight receptacles, the loss of water through evaporation is minimised. By cleansing the receptacles with nitrogen before leaching and during filtration, there is no contact of the samples with atmospheric oxygen. The leaching receptacles are exclusively made of glass and plastic. This way, an inadvertent admission of metals through corrosion of the receptacles induced by the contact with the corrosive solutions is avoided.

The leaching experiment results bring forth a number of eluates which describe quantitatively the course of the reaction path on the way to the thermodynamic equilibrium between waste and solution. The analysis results are used to draw up diagrams that illustrate the development of the toxic substances (heavy metals) in dissolved state. However, the experiment can only describe part of the way to the equilibrium concentration. For this reason, postcalculations are performed with geochemical models, and if there is good agreement, extrapolations are made on the basis of applicable theoretical model assumptions until equilibrium concentrations have established themselves. In this context the assumption is that on the influx of solution



Versuchseinrichtung zur Untersuchung von Wärmeeinwirkung auf Salz
Experimental set-up to investigate the influence of heat on salt



Wechselablagerung von Salz (hell) und Anhydrit (dunkel)
Alternate layers of salt (light) and anhydrite (dark)

into a UR, a substance equilibrium will establish itself in the solution. The contamination of this solution is one of the fundamental aspects to be considered in the safety assessment of a repository system in salt rock.

Geochemical modelling

With the help of geochemical calculation codes, the reactions that occur upon contact of solutions with solid bodies can be identified and quantified. For this purpose, realistic models have to be developed and verified with experimental results. States and processes in aquatic systems can be modelled and interpreted on the basis of equilibrium thermodynamics. For example, it is possible to determine in which form the substances exist in the water, whether from a thermodynamic point of view a precipitation or solution of

certain minerals may be possible, or how the composition of the water changes on contact with the solid phase.

For the calculations of the reaction path, the geochemical EQ3/6 code is used. The thermodynamic database of Harvie, Moeller and Wear (1984) that is contained in the scope of the code makes it possible to describe the system of the oceanic salts Na-K-Ca-Mg-Cl-SO₄-H₂O at 25 °C and thereby to model correctly the reaction between water and salt rock. The database has to be developed further in order to be able to model the interaction of heavy-metal-containing wastes in highly saline solutions. An important part of the work has so far concentrated on the determination of so-called Pitzer coefficients which describe the behaviour of the heavy metals Zn, Cd, Pb, Hg, As and Se in high-

ly saline solutions. These elements are of particular relevance owing to their concentrations in the wastes, their leaching potential, and their toxicity. Furthermore, the solubility constants of soil substances that contain the above-mentioned metals were determined. With the help of the new database it is possible to model the behaviour of Cd, Zn and Pb with adequate exactness. This thermodynamic database provides the source term for the dispersion calculations in the barrier system of URs needed for the analysis of accident consequences.

The results so far have shown that on principle it is possible to describe correctly the long-term behaviour of heavy-metal-containing chemotoxic wastes in URs located in salt formations.

H.-J. Herbert

Anlagensicherheit und Umwelt

Plant Safety and Environment

Als die GRS im Juli 1991 ihren Namen um den Begriff „Anlagensicherheit“ erweiterte, wurden insbesondere verstärkt nicht-nukleare Aufgabenstellungen angestrebt, die mit „kerntechnischer“ Sicherheitsmethodik und den dort verwendeten Tools gelöst werden können.

U. a. wurden folgende Einzelaufgaben angegangen:

- Untersuchungen beim Übergang von Trocken- zum Naßbetrieb von Sauerstofffeldleitungen und die daraus resultierenden Konsequenzen für die Leck-/Bruchhäufigkeit der Rohrleitungen,
- Erstellung einer Störfalldatenbank für das Umweltbundesamt für den Bereich Anlagensicherheit entsprechend dem Anhang V der Störfallverordnung. Anlagenbetreiber, Behörden und sonstige an den Genehmigungen beteiligten Institutionen sollen umfassend Erkenntnisse aus Störfällen, aus Störungen des bestimmungsgemäßen Betriebs sowie über sonstige sicherheitsrelevante Ereignisse erhalten,

- Auswertung der Betriebserfahrungen zur Reduzierung der störungsbedingten Ausfälle der Elektrolytbeschichtungsanlage EBA-2 (siehe nachfolgenden Beitrag)

- Entwicklung und Anwendung analytischer Methoden zur Eignungsuntersuchung der Verbringung bergbaufremder Rückstände in dauerhaft offene Grubengebäude im Festgestein,

- Führung der Geschäftsstelle für die Sachverständigenkommission zum Umweltgesetzbuch beim Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU),

- Führung der Geschäftsstellen für die Störfall-Kommission nach § 51 a des Bundes-Immissionsschutzgesetzes und den Technischen Ausschuß nach § 31 a (siehe folgenden Beitrag).

Mit der Integration des Instituts für Tief- und Umweltaufklärung der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltaufklärung (GSF) 1995 in die GRS erweiterte sich der Bereich der nicht-nuklearen Aufgaben.

Konkret werden Arbeiten zur geochemischen Charakterisierung von geologischen Einlagerungsformationen, von Abfällen und von Versatzmaterialien und zu deren Wechselwirkungen durchgeführt. Die Analytik umfaßt die Bestimmung der Zusammensetzung von festen, flüssigen und gasförmigen anorganischen Stoffen. Die theoretischen Arbeiten beinhalten neben grundsätzlichen Modellentwicklungen auch die Erhebung neuer thermodynamischer Daten für die geochemische Modellierung der Mobilisierungs- und Transportvorgänge im Nah- und Fernbereich von Endlagern und Untertagedeponien.

Folgende Vorhaben werden u. a. bearbeitet:

- Experimentelle Untersuchungen und geochemische Modellierung zum Verhalten schwermetallhaltiger chemisch-toxischer Abfälle in Untertagedeponien im Salzgestein,

- Untersuchungen zur geochemischen Stabilität von Tonen in Endlagern und Untertagedeponien im Salzgestein,

- Erweiterung und Übertragung von Untersuchungsmethoden für die untertägige Einbringung von Abfällen,

- Realitätsnahe Untersuchungsmethoden zur Bestimmung des Langzeitverhaltens.

Im 5. Rahmenprogramm der Europäischen Gemeinschaft im Bereich der Forschung, technologischen Entwicklung und Demonstration (1998 – 2002) und der Phare/Tacis-Programme strebt die GRS zukünftig verstärkt nichtnukleare Kooperationsprojekte an. Schwerpunkte dabei sind Fragestellungen des „Grundwasser-Managements“ im thematischen Programm „Erhaltung des Ökosystems“ und mögliche Aufgabenstellungen bei der Sicherheitsbeurteilung russischer Industrieanlagen im Rahmen von Tacis-Projekten.



Die Tanklagerung brennbarer Flüssigkeiten, die den strengen Anforderungen der BImSchV unterliegt, ist einer der Themenschwerpunkte des Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit (TAA), (Foto: Bayer AG)

The tank storage of burnable liquids, which is subject to the stringent requirements of the BImSchV, is one of the main issues of the Technical Committee on Plant Safety (TAA)

Plant Safety and Environment

When in July 1991 GRS changed its name to include the term "Anlagensicherheit" (plant safety), the aim was to increase efforts to move into the field of non-nuclear challenges that can be solved by application of "nuclear" safety methodology and the tools used in this sector.

Among other things, the following projects were started:

- Analyses in connection with the transition from dry to wet operation of mobile acid gas pipelines and the resulting consequences for the pipeline leak-before-break probabilities.
- Setting-up of a hazardous incidents database for the Federal Environmental Agency for the area of plant safety in accordance with Appendix A of the Incidents Ordinance. Plant operators, authorities and other institutions involved in the licensing processes are to be provided comprehensively with insights gained from incidents, occurrences during normal operation, and other safety-relevant events.
- Evaluation of operating experience with a view to a reduction of disturbance-related failures of the EBA-2 electrolytic coating plant (see the article below).

- Development and application of analytical methods for the qualification testing of the emplacement of non-mining residues in permanently open underground mine structures in solid rock.
- Running of the General Secretariat of the Independent Expert Commission on the Environmental Code, set up by the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU).
- Running of General Secretariats of the Accident Commission in accordance with Sec. 51 a of the Federal Immission Control Act and of the Technical Committee on Plant Safety in accordance with § 31 a (see the article below).

With the integration of the Institut für Tief-lagerung der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung (GSF) into GRS in 1995, the field of non-nuclear tasks was extended even further.

To be more specific, work is carried out concerning the geochemical characterisation of geological formations for waste emplacement as well as of wastes and backfill materials and their interaction. The analyses comprise determinations of the composition of solid, liquid and gaseous inorganic substances. The theoretical work comprises apart from model development also the collection of new thermodynamic data for the geochemical modelling of the

mobilisation and transport processes in the near- and far-fields of final repositories and underground storage facilities.

Among other things, the following projects were started:

- Experimental investigations and geochemical modelling concerning the behaviour of heavy-metal-containing chemotoxic wastes in underground storage facilities in salt rock.
- Investigations concerning the geochemical stability of clays in underground storage facilities in salt rock.
- Expansion and transfer of analysis methods for the underground emplacement of wastes,
- Realistic analysis methods for the determination of long-term behaviour.

In connection with the European Union's 5th Framework Programme in the areas of research, technological development and demonstration (1998 – 2002) and the Phare/Tacis-Programme, GRS will in future increase efforts to take part in non-nuclear co-operation projects. Here, the focus will be on issues of "groundwater management" in the specific research programme "Preserving the Ecosystem" as well as on possible tasks in connection with the safety assessment of Russian industrial plants within the framework of Tacis projects.

U. Holzhauser



Streckenvortrieb im Salzgestein
Tunneling in salt rocks

Technische Beratung der GRS zur Verbesserung der Produktivität einer Verarbeitungsanlage in der Stahlindustrie

In der Zeit von August 1996 bis März 1997 wurde von der GRS im Auftrag der Thyssen Stahl AG das Pilotprojekt „Auswertung der Betriebserfahrungen zur Reduzierung der störungsbedingten Ausfälle der Elektrolytbeschichtungsanlage EBA-2“ durchgeführt. Bei der EBA-2 handelt es sich um eine Elektrolytbeschichtungsanlage in der Bleche für die Automobilindustrie verzinkt werden, wobei hohe Qualitätsanforderungen einzuhalten sind.

Das Pilotprojekt umfaßte folgende Arbeitsschwerpunkte:

- Auswertung der Betriebserfahrungen. Anhand der beim Auftraggeber vorhandenen Dokumentation über die Betriebserfahrung der Elektrolytbeschichtungsanlage sollten die Störungsschwerpunkte der Anlage identifiziert werden. Hierbei sollten die störungsverursachenden Anlagenteile, Komponenten, Bauteile und Betriebsweisen einschließlich der zugehörigen Software mit ihrem Einfluß auf die Ausschußproduktion ausgewiesen werden.

punkten aufgezeigt und Abhilfemaßnahmen empfohlen werden.

Das Projekt wurde im geplanten Kostenrahmen termingerecht zur vollen Zufriedenheit des Auftraggebers abgeschlossen. Eine Fortsetzung im Zuge der Umsetzung der gegebenen Empfehlung ist vorgesehen.

Zielsetzung

Auf der Basis der 20-jährigen Erfahrung bei der Auswertung der Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken hat die GRS die

des Produktausstoßes wäre nur möglich, wenn es gelänge, die Störungshäufigkeit zu reduzieren. Interne Maßnahmen zur Verbesserung des Anlagenverhaltens zeigten aber nur wenig Erfolg. Aus diesem Grunde wurde die GRS als externer Fachberater, der nicht in betriebsinterne Abläufe eingebunden ist, herangezogen.

Ziel der Arbeiten war es in erster Linie, technische Verbesserungsvorschläge herauszuarbeiten, durch deren Umsetzung die Störungshäufigkeit der Anlage reduziert werden kann.

Außerdem sollten die betrieblichen Abläufe des Anlagenbetriebs und bei der Instandhaltung analysiert werden, um Vorschläge für effizientere Instandhaltungsstrategien zu erarbeiten.

Durchgeführte Arbeiten

Anhand der Betriebsdokumentation der EBA-2 wurden die Störungsschwerpunkte der Anlage identifiziert und die Wirksamkeit der Instandhaltungsmaßnahmen analysiert. Hierzu wurde zunächst die Instandhaltungsdokumentation sowie weitere betriebliche Informationen der EBA-2 gesichtet. Bei den anschließenden betriebsbegleitenden Untersuchungen vor Ort wurde der Anlagenbetrieb beobachtet und die gewonnenen Erkenntnisse in Mitarbeitergesprächen vertieft.

In der Instandhaltungsdokumentation sind alle Maßnahmen, wie störungsbedingte und vorbeugende Instandhaltung, Prüfung, Wartung etc., die vom Instandhaltungspersonal durchgeführt werden, festgehalten. Zur weiteren Betriebsdokumentation gehört außerdem die Aufzeichnungen der Produktion (Schichtbücher, Störungslisten etc.), Aufzeichnungen der Qualitätssicherung (Produktionsbewertung) sowie weitere Informationen aus anderen Organisationseinheiten, die zur Beurteilung des Betriebs- und Störungsverhaltens der Anlage notwendig sind.

Auf der Basis der gewonnenen anlagenspezifischen Kenntnisse wurde dann die Betriebsdokumentation der EBA-2 systematisch analysiert. Hierbei wurden die Störungsschwerpunkte der Anlage eingegrenzt und, soweit es die Informationstiefe zuließ, Empfehlungen zu deren Verringerung ausgesprochen. Anhand von Beispielen aus der Betriebsdokumentation



Elektrolytische Beschichtungsanlage 2 der Thyssen AG in Beeckerwerth
Electrolytical coating facility of Thyssen AG in Beeckerwerth

- Bewertung der Wirksamkeit der Instandhaltung. Auf der Basis der bei der Auswertung der Betriebserfahrung gewonnenen Ergebnisse sollte die Wirksamkeit der Instandhaltungsmaßnahmen analysiert werden. Hierbei sollten unter Berücksichtigung der Wirtschaftlichkeit insbesondere die Voraussetzungen für die Identifizierung von Störungsschwer-

betriebsdokumentation und die Betriebsabläufe für den Betrieb und die Instandhaltung in der Elektrolytbeschichtungsanlage der Thyssen Stahl AG ausgewertet.

Die Elektrolytbeschichtungsanlage war aufgrund des Automobilbooms der letzten Jahre vollständig ausgelastet. Eine Erhöhung



Beschichtete Coils
Galvanised coils

wurde die Wirksamkeit der Instandhaltungsmaßnahmen untersucht. Hierbei wurden die Informations- und Arbeitsabläufe bei der vorbeugenden und störungsbedingten Instandhaltung sowie bei der Auswertung und Umsetzung der Betriebserfahrungen bewertet, Defizite ausgewiesen und Optimierungsvorschläge zur Verbesserung der Anlagenzuverlässigkeit unterbreitet.

Ergebnisse

In einem Abschlußbericht wurden die Ergebnisse detailliert beschrieben und es wurde ausführlich auf die Ursachen der ermittelten Defizite eingegangen. Des Weiteren wurden insgesamt 56 detaillierte Empfehlungen zur Optimierung gegeben, die sich auf die folgenden Fachgebiete verteilen:

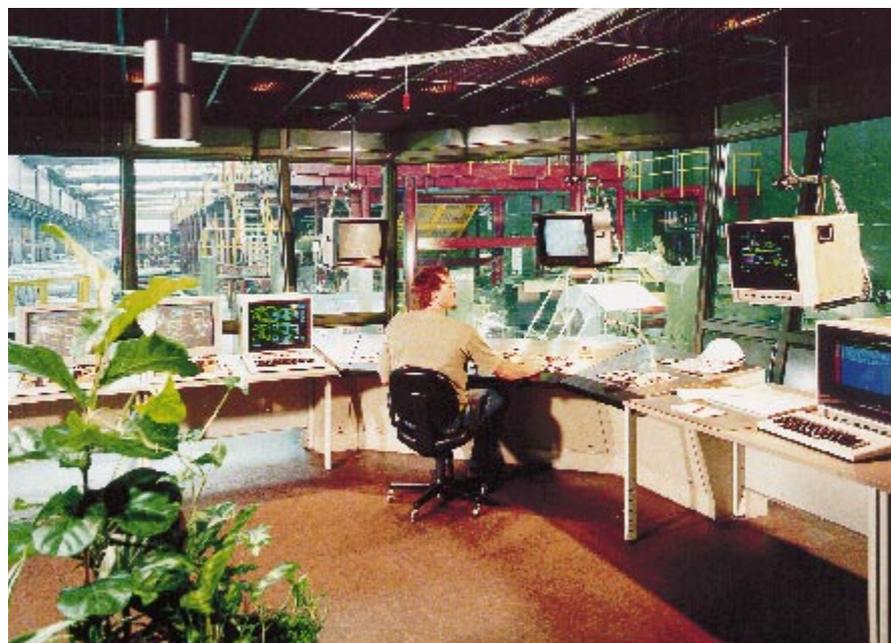
- Anlagentechnik,
- Organisation der Produktion und der Instandhaltung,
- Betriebsdokumentation,
- Personaleinsatz.

Die Optimierungsvorschläge wurden eingeteilt in Sofortmaßnahmen und Maß-

nahmen, die mittelfristig bzw. langfristig umzusetzen sind. Es wurden Vorschläge zur Verbesserung des technischen Grundzustands der Anlage, sowie 26 detaillierte weitere Verbesserungsmaßnahmen zur technischen Optimierung der

Anlage erarbeitet. Außerdem wurden zu organisatorischen Abläufen bei der Produktion sowie bei der Instandhaltung Maßnahmen vorgeschlagen, die sicherstellen, daß eine fundierte Informationsbasis für zukünftige Entscheidungen abrufbereit vorliegt. Diese Maßnahmen betreffen nicht allein EBA-2 sondern auch andere Organisationseinheiten, die zur Informationsbeschaffung über das Anlagenverhalten sowie die Produktqualität beitragen können. Außerdem wurde aufgezeigt, wie durch konsequenten Einsatz eines DV-gestützten Betriebsführungssystem die notwendige Betriebs- und Instandhaltungsinformationen bereitgestellt und die entsprechenden qualitätssichernden Maßnahmen durchgeführt werden können.

Abschließend wurden Prognosen über die zu erwartende Reduzierung der Störungshäufigkeit bei der Umsetzung unserer Empfehlungen gegeben. In Abhängigkeit von zukünftigen Investitionen und dem geplanten Personaleinsatz könnte dadurch eine Reduzierung der Störungshäufigkeit bis zu 35% erreicht werden. Außerdem wurde aufgezeigt, daß mit zusätzlichem Personal und verbesserter Betriebsführung wesentliche Verbesserungen für den Betrieb der Anlage sowie für eine effizientere Instandhaltung realisierbar sind.



Steuerstand der EBA-2
EBA-2 control room

Technical Advisory Assistance Provided by GRS to Improve Productivity of a Processing Plant of the Steel Industry

Between August 1996 and March 1997, GRS – commissioned by the Thyssen Stahl AG steel company – performed the pilot project "Evaluation of operating experience with the aim of reducing disturbance-related failures of the electrolytical coating facility EBA-2". The EBA-2 is an electrolytical coating facility in which sheet metal for the automobile industry is galvanised, with a corresponding need for fulfilment of very high quality standards.

The pilot project comprised the following main areas of work:

- Evaluation of operating experience. Using the documentation provided by the customer concerning operating experience with the electrolytical coating line, the plant's main areas of disturbance were to be shown up. In this connection, the items of equipment, components, parts and operating modes including the corresponding software and their influence on the production of reject material were to be identified.
- Judgement of the effectiveness of maintenance measures. On the basis of the insights gained from the evaluation of operating experience, the effectiveness of maintenance measures was to be analysed. Here, one major aim was to show up in particular the prerequisites for the identification of main areas of disturbance under economical aspects, and to recommend corrective measures.

The project was concluded to the customer's full satisfaction within the specified framework of time and expenditure. A continuation during the course of implementation of the given recommendations is planned.

Objective

On the basis of its 20 years' experience in evaluating the operating experience of nuclear power plants, GRS evaluated operating documents and the operational sequences of the production unit and the maintenance unit of an electrolytical coating facility of the Thyssen Stahl AG company.

Due to the boom in the automobile industry over the last years, the electrolytical coating was far used to full capacity. An increase in product output would only be possible if a reduction of the disturbance frequency were to be achieved. However, internal measures to improve plant be-

haviour showed only little success. For this reason, GRS was commissioned as external expert adviser who was not part of plant-internal processes.

The aim of the activities was in the first place to work out measures to reduce the plant's disturbance frequency.

In addition, the operational processes of the coating facility's operation and maintenance were to be analysed in order to work out proposals for more efficient maintenance strategies.

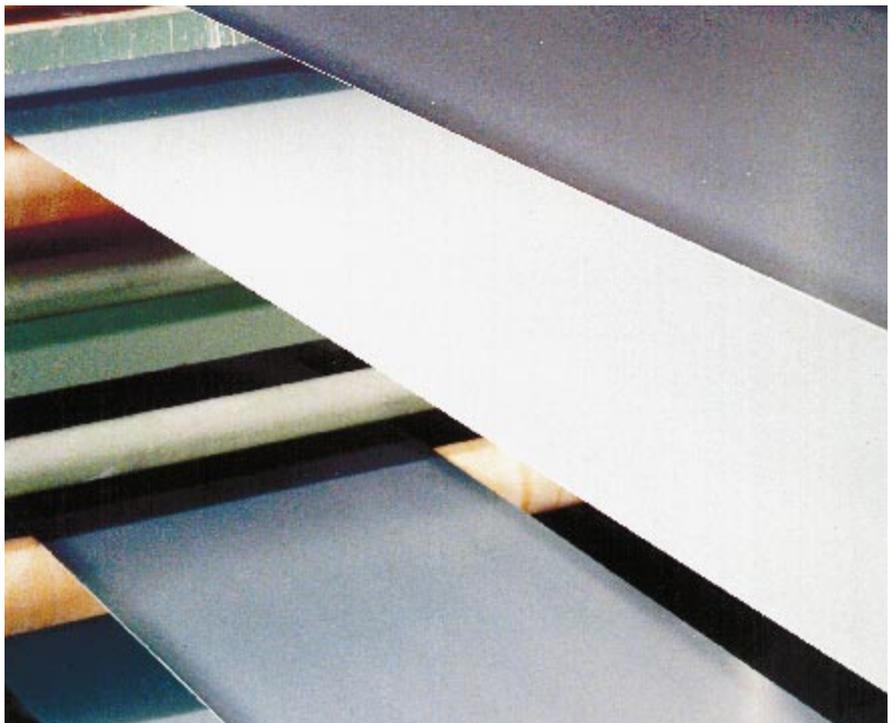
Description of work performed

Using the operational documentation of the EBA-2, the plant's main areas of disturbance were identified, and the effectiveness of maintenance measures was ana-

lysed. For this purpose, an initial classification of the maintenance documents as well as of other operations related information on the EBA-2 was made. During the subsequent on site analyses, plant operation was observed and the resulting findings discussed in detail in staff interviews.

The maintenance documentation includes records of all measures, like corrective and preventive maintenance, inspection, etc., that are carried out by the maintenance personnel. The other operating documentation includes production records (shift logs, lists of disturbances, etc.), quality assurance records (production assessment) as well as further information from other operating units that is necessary for the assessment of the plant's operational and disturbance behaviour.

On the basis of the gained plant-specific insights, the operating documentation of the EBA-2 was then systematically analysed. In this connection, the plant's main disturbance areas were singled out, and recommendations for their reduction were made wherever the information available was detailed enough. The effectiveness of maintenance measures was analysed on



Beschichtete Bänder
Galvanised strip

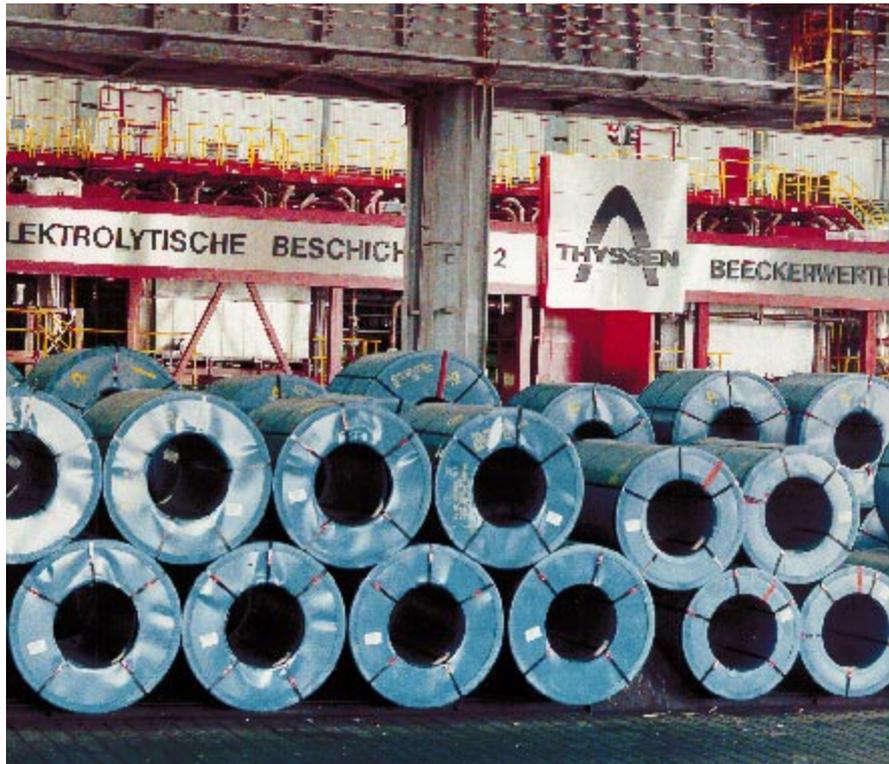
examples taken from the operating documentation. Here, the information and work sequences of corrective and preventive maintenance as well as the evaluation and implementation of operating experience were assessed, deficiencies identified, and proposals made for an improvement of the plant's reliability.

Results

The results were described in detail in a final report, and the causes of the found deficiencies were discussed in detail. Furthermore, a total of 56 detailed recommendations for optimisations were given concerning the following subject areas:

- systems engineering,
- organisation of production and maintenance,
- operating documentation,
- personnel deployment.

The proposals for optimisation were divided into immediate measures and those measures that are to be implemented in the medium or long term. Proposals were made for improving the basic technical condition of the plant as well as far 26 detailed improvement measures for a technical optimisation of the plant. In addition,



Versandfertige Coils
Coils ready for dispatch

measures were proposed relating to organisational processes of production and maintenance to ensure that a sound infor-

mation base is at hand for any future decision. These measures do not concern the EBA-2 alone but also other organisational units that may contribute to the acquisition of information on plant behaviour and on product quality. It was also shown how the necessary operational and maintenance-related information can be provided and the corresponding quality assurance measures can be implemented by the consequent use of a computer-aided operational management system.

Finally, predictions were made with regard to the expected reduction of the disturbance frequency as a result of the implementation of our recommendations. Depending on future investments and the planned deployment of personnel, a reduction of the disturbance frequency of up to 35% could be achieved. It was also shown that with additional personnel and under improved operational management, essential improvements of the plant's operation and more efficient maintenance can be realised.

C. Versteegen



Hafen Walsum für die Verschiffung von Stahlprodukten (alle Fotos: Thyssen AG)
The port of Walsum, where steel products are loaded for shipment (all pictures: Thyssen AG)

Geschäftsstelle SFK/TAA Störfall-Kommission (SFK)

Die Störfall-Kommission nach § 51a des Bundes-Immissionsschutzgesetzes (BImSchG) tagte im Berichtszeitraum viermal. Sie beriet die Bundesregierung im Plenum wie in den 14 aktiven Gremien schwerpunktmäßig zu folgenden Themenkomplexen:

- Möglichkeiten der Verbesserung der Anlagensicherheit,
- Bediensicherheit,
- Schadstoffe (Luft, Wasser),
- Auswertung sicherheitstechnisch bedeutsamer Ereignisse,
- Toxikologie von Schadstoffen in Luft und Wasser,
- Umsetzung der Seveso-II-Richtlinie,
- Sicherheitsmanagement-Systeme,
- Dennoch-Störfälle.

Zur Optimierung der Kommissionsarbeit hat die SFK die Bildung eines Koordinierungsgremiums beschlossen. Es sichtet die Ergebnisse der Arbeitskreise und bereitet die Sitzungen inhaltlich vor. Das Koordinierungsgremium hat 1997 einmal getagt.

Die SFK analysierte mit Unterstützung des Arbeitskreises „Programm“ mögliche neue Themen für ihre 2. Beruungsperiode. Als Ergebnis wurde ein neuer Arbeitskreis zu dem Themenkomplex „Sicherheitsmanagement-Systeme“ eingerichtet. Zur Entwicklung eines Arbeitsauftrages wurde die ad-hoc-Gruppe „Dennoch-Störfälle“ gebildet. Die ad-hoc-Gruppe „Bediensicherheit“ wurde in einen ständigen Arbeitskreis umgewandelt.

Begleitet durch die SFK und die ad-hoc-Gruppe „Bediensicherheit“ sowie organisatorisch unterstützt durch die GRS fand in München der OECD-Workshop „Bediensicherheit“ statt. Ergebnisse des Workshops ergaben wertvolle Hinweise zu weiteren Schwerpunkten in der Arbeit der SFK.

Mit Unterstützung der Geschäftsstelle hat der Gesamtverband der Deutschen Versicherungswirtschaft (GDV) in Zusammenarbeit mit SFK und dem Technischen Ausschuß für Anlagensicherheit (TAA) sowie der Bundesregierung eine Fachtagung zum Thema Anlagensicherheit durchgeführt, welche auf große Resonanz in der Fachwelt gestoßen ist.

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 Berichts soll in den nächsten Jahren eine Auswertung aller entsprechenden Ereignisse durch die SFK erfolgen. Ziel ist das Erkennen und Beheben sicherheitstechnischer Lücken im Regelwerk aufgrund von Lehren aus Ereignissen.

Der Teilbericht „Begriffe und Glossar aus dem Bereich der Stoffbewertung für Gewässer und Boden“ ist ein Beitrag zur Diskussion über Beurteilungswerte für Wasser und Boden, sofern sie durch Störfälle kontaminiert wurden.

Der „Bericht nach § 51a Abs. 2 BImSchG“ ist eine Analyse zum Stand der Sicherheitstechnik in der Bundesrepublik Deutschland. Er umfaßt insbesondere Ergebnisse zur Vollständigkeit und Wirksamkeit des deutschen Regelwerks mit dem Schwerpunkt immissionsschutzrechtlicher Regelungen.

Ebenfalls im Jahre 1997 konnte der Bericht „Physikalische Explosionen“ fertiggestellt werden. Er wurde von der Bundesanstalt für Arbeitsschutz und Arbeitsmedizin in Dortmund im Auftrag der SFK erarbeitet.

Die Berichte der SFK können von der Geschäftsstelle gegen eine Gebühr bezogen werden.

Technischer Ausschuß für Anlagensicherheit (TAA)

Im Berichtsjahr 1997 hat der Technische Ausschuß für Anlagensicherheit nach § 31a BImSchG dreimal getagt. Von den insgesamt elf Arbeitskreisen, die zwischen 1992 und 1997 ihre Arbeit aufgenommen haben, waren im Jahre 1997 fünf aktiv.

Das Berichtsjahr 1997 war das erste Jahr der 2. Beruungsperiode. Es war gekenn-

zeichnet durch die intensive Fortsetzung der Arbeiten aus der ersten Beruungsperiode. So konnten

- der Leitfaden „Sicherheitstechnische Anforderungen an Ammoniak-Kälteanlagen“ (TAA-GS-12)
- und der Leitfaden „Explosionsfähige Staub/Luftgemische und Störfall-Verordnung“, Teil 2 (TAA-GS-15, Überarbeitung des Leitfadens TAA-GS-07)

endgültig fertiggestellt werden und in Druck gehen. Nach dem Leitfaden TAA-GS-12 zu den „Sicherheitstechnischen Anforderungen an Ammoniak-Kälteanlagen“ herrscht eine sehr große Nachfrage. Insgesamt konnten allein im 2. Halbjahr 1997 nahezu 700 Exemplare durch die Geschäftsstelle versandt werden.

Zu den Themen „Explosionsfähige Staub/Luftgemische“, „Erkennen und Beherrschen exothermer chemischer Reaktionen“ und „Sicherheitstechnische Anforderungen an Ammoniak-Kälteanlagen“ haben die entsprechenden Arbeitskreise die Arbeiten aufgenommen, die vorliegenden Leitfäden in sicherheitstechnische Regeln des TAA (TRAS) umzuarbeiten.

Weiterhin hat der Technische Ausschuß für Anlagensicherheit

- den Jahresbericht 1996 und die
- „Richtlinie für die Durchführung des Meinungs- und Erfahrungsaustausches für Sachverständige nach § 29a Abs. 1 BImSchG“

verabschiedet. Auf der Basis der Richtlinie wird der Technische Ausschuß für Anlagensicherheit in Abstimmung mit den Ländern den Erfahrungsaustausch der Sachverständigen nach § 29a Abs. 1 BImSchG fachlich vorbereiten und begleiten.

Alle Abschlußberichte und Leitfäden des Technischen Ausschusses für Anlagensicherheit haben großes Interesse und eine weite Verbreitung gefunden. Teilweise liegen englische Übersetzungen vor (neu: TAA-GS-13 und TAA-GS-15 bilingual (englisch/deutsch)). Sie stellen als Grundlage zur Ermittlung des Stands der Sicherheitstechnik eine wichtige Entscheidungshilfe für Betreiber und Behörden dar.

Die Berichte des TAA können von der Geschäftsstelle gegen eine Gebühr bezogen werden.

Geschäftsstelle

Die bei der GRS in Köln im Rahmen des zwischen dem Umweltbundesamt und

der GRS abgeschlossenen Vertrags angesiedelte Geschäftsstelle nimmt seit Februar 1992 die Führung der Geschäfte von TAA und SFK wahr. Sie unterstützt die beiden Kommissionen sowie deren zur Zeit tätigen 19 Untergremien erfolgreich im Rahmen der festgelegten Be-

ratungsaufgaben fachlich und administrativ.

SFK/TAA General Secretariat Accident Commission (SFK)

During the reporting period, the Accident Commission set up in accordance with § 51a of the Federal Immission Control Act (BImSchG) convened four times. It advised the federal government both in pleno and in the 14 active committees, with the focus on the following issues:

- Possibilities of improving plant safety,
- Operating safety,
- Contaminants (air, water),
- Evaluation of safety-significant events,
- Toxicology of contaminants in air and water,
- Implementation of the Seveso-II Guideline,
- Systems on safety management,
- Nevertheless-accidents.

To optimise the work of the Commission, the SFK decided to form a co-ordination committee. The tasks of this committee are the classification of the results of the study groups and preparation of the technical contents of meetings. In 1997, the co-ordination committee convened once.

The SFK, assisted by the "Programme" study group, analysed possible new topic areas for its second period in office. As a result, a new study group on the topic area of "Systems safety management" was formed. The ad-hoc group "Nevertheless-accidents" was set up to define tasks pertaining to this problem area. The ad-hoc group "Operating safety" was turned into a permanent task group.

Accompanied by the SFK and the ad-hoc group "Operating safety" and assisted administratively by GRS, the OECD Workshop on "Operating safety" took place in Munich. The results of the workshop yielded valuable clues for further focal issues to be addressed by the SFK.

Assisted by the General Secretariat and in co-operation with the SFK, the Technical

Committee on Plant Safety (TAA) and the federal government, the General Association of German Insurers (GDV) conducted a specialist conference on the issue of plant safety which found much resonance among experts.

The "Results" working group of the "Data" study group has prepared a comprehensive report in which the procedure for analyses of relevant safety-significant events and incidents is laid down from the point of view of immission control. On the basis of this report, all relevant events are to be evaluated by the SFK over the next few years. The aim is the detection and elimination of safety-related gaps in the regulations, based on lessons learned from analysis results.

The partial report "Technical Terms and Glossary in the Field of Materials Assessment for Water and Soil" is a contribution to the discussion about assessment values for water and soil in case of their contamination as a result of an accident.

The "Report according to Sec. 51a Abs. 2 BImSchG" is an analysis of the state of safety technology in the Federal Republic of Germany. It comprises in particular results concerning the completeness and effectiveness of the German regulations, with a focus on legal aspects of immission control regulations.

Also in 1997, the report on "Physical Explosions" was completed. It was prepared on behalf of the SFK by the Federal Agency for Industrial Health and Safety

Standards and Industrial Medicine in Dortmund.

The SFK reports can be ordered for a fee from the General Secretariat.

Technical Committee on Plant Safety (TAA)

During the reporting period, the Technical Committee on Plant Safety set up in accordance with Sec. 31a of the Federal Immission Control Act (BImSchG) convened three times. Of the total of 11 task groups that started work between 1992 and 1997, five were active in 1997.

1997 was the first year of the second term in office. It was marked by the intensive continuation of the work begun during the first term in office. The following two Guidelines were completed and went into print:

- Guideline "Safety-related Requirements for Ammonia Refrigerating Systems" (TAA-GS-12)
- Guideline "Potentially Explosive Dust/Air Mixtures and Hazardous Incident Ordinance", Part 2 (TAA-GS-15, revised version of TAA-GS-07)

The Guideline TAA-GS-12 on "Safety-related Requirements for Ammonia Refrigerating Systems" is in great demand. The General Secretariat sent out almost 700 copies during the second half of 1997 alone.

As regards the topics of "Potentially Explosive Dust/Air Mixtures", "Recognition and Control of Exothermic Chemical Reactions" and "Safety-related Requirements for Ammonia Refrigerating Systems", the corresponding task groups have begun transforming the existing Guidelines into TAA Safety Codes (TRAS).

Furthermore, the Technical Committee on Plant Safety passed

- the 1996 Annual Report and
- the "Guideline on How to Exchange Opinions and Experiences Among Experts According to Sec. 29a Abs. 1 BImSchG".
- On the basis of this Guideline, the Technical Committee on Plant Safety is going to provide technical preparation and assistance for the exchange of experience among experts according to Sec. 29a Abs. 1 BImSchG in co-ordination with the competent Länder authorities.

All final reports and Guidelines of the Technical Committee on Plant Safety have raised much interest and have been in

great demand. Some have been translated into English (new: TAA-GS-13 and TAA-GS-15 English/German bilingual versions). As basic documents for the determination of the state of safety engineering, they represent an important decision base for operators and authorities alike.

The TAA reports can be ordered for a fee from the General Secretariat.

General Secretariat

The General Secretariat was set up at GRS within the framework of a contract between

the Federal Environmental Agency and GRS; since 1992 it has been looking after the affairs of TAA and SFK, successfully providing technical and administrative support to the two committees and their currently 19 active sub-committees in their defined consulting functions.

U. Otto

Geschäftsstelle der Unabhängigen Sachverständigenkommission zum Umweltgesetzbuch beim BMU

Die Bundesrepublik Deutschland verfügt heute über eine verwirrende Vielzahl von Umweltschutzgesetzen, die im wesentlichen im Laufe der vergangenen 25 Jahre entstanden sind. Die historisch begründete Zersplitterung des Umweltrechts stellt die Behörden und die betroffenen Bürger immer wieder vor Schwierigkeiten. In Anbetracht der Fülle von Gesetzen, Verordnungen und ausfüllenden Verwaltungsvorschriften ist die Rechtslage auch für Experten schwer überschaubar geworden. Ein weiteres Problem liegt darin, daß die einzelnen Umweltgesetze kaum bzw. unzureichend aufeinander abgestimmt sind. So gelten beispielsweise für die Genehmigung eines Atomreaktors andere Verfahrensbestimmungen als dies für große Chemieanlagen der Fall ist, die aus ökologischer Sicht ebenfalls über ein beträchtliches Schadenspotential verfügen.

Bereits Mitte der siebziger Jahre hat die Bundesregierung erklärt, daß mittelfristig die Erarbeitung eines einheitlichen Umweltgesetzbuchs als Grundlage für ein einfacheres und leichter handhabbares Umweltrecht angestrebt werden sollte. Ein derartiges Projekt zielt zweifellos auf ein großes Werk. Denn so wie das vor einem guten Jahrhundert in Kraft getretene Bürgerliche Gesetzbuch (BGB) die Rechtsverhältnisse des Zivilrechts geordnet und auf eine dauerhafte, in ihren wesentlichen Teilen bis heute unveränderte Grundlage gestellt hat, könnte eine Kodifikation des Umweltrechts das Grundgesetz für die Umwelt werden. Neben der Vereinfachung des Rechts wird es dabei möglich, innovative Regelungsansätze zu verwirklichen, die die Selbstverantwortung des einzelnen stärken und insgesamt zu mehr Umweltschutz durch weniger Normen beitragen.

Nachdem eine Gruppe von Professoren im Auftrage des Umweltbundesamts einen ersten Gesetzentwurf für ein Umweltgesetzbuch ausgearbeitet und somit den

Nachweis der grundsätzlichen Machbarkeit eines derartigen Vorhabens erbracht hatte, wurde vom damaligen Bundesumweltminister Prof. Dr. Töpfer am 2. Juli 1992 die Unabhängige Sachverständigenkommission ins Leben gerufen. Der unter dem Vorsitz von Prof. Dr. Sandler, dem ehemaligen Präsidenten des Bundesver-



GRS-Büro in Berlin, Sitz der UGB-Kommission
GRS-Office in Berlin, where UGB-Commission was located

waltungsgerichts, arbeitenden Kommission gehörten Prof. Dr. Klopfer (Humboldt-Universität Berlin) als stellvertretender Vorsitzender und als weitere Mitglieder Prof. Dr. Bulling (Rechtsanwalt, Stuttgart), Dr. Gaentzsch (Vorsitzender Richter am Bundesverwaltungsgericht, Berlin), Prof. Dr. Johann (Umweltschutzbeauftragter des Mannesmann-Konzerns, Düsseldorf), Dr. Sellner (Rechtsanwalt, Bonn), Dr. Schweikl (Rechtsanwalt, München) sowie Prof. Dr. Winter (Universität Bremen) an. Diese namhaften und hochrangigen Experten aus den unterschiedlichen Bereichen der umweltrechtlichen Praxis sollten unter Einbeziehung praktischer Erfahrungen bis zum Sommer 1997 einen eigenen Gesetzentwurf erarbeiten, der die wesentlichen gesetzlichen Regelungen zum Schutze der Umwelt in einem umfassenden Gesetzbuch vereinigt.

Die GRS hat es im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) übernommen, die Geschäftsstelle der Unabhängigen Sachverständigenkommission am Standort Berlin einzurichten. Deren Aufgabe besteht darin, die Kommissionsarbeit organisatorisch und personell zu unterstützen. Neben dem Leiter der Geschäftsstelle waren dort fünf wissenschaftliche Assistentinnen und Assistenten, eine Sachbearbeiterin sowie eine Sekretärin tätig. Drei weitere Assistenten waren im BMU in Bonn bzw. in der Universität Bremen untergebracht. Den wissenschaftlichen Mitarbeitern der Kommission kam im wesentlichen die Aufgabe zu, Regelungsvorschläge einschließlich Begründungen zu den einzelnen Bereichen zu

erstellen. Nach Abstimmung mit den jeweils zuständigen Kommissionsmitgliedern wurden diese Vorschläge dann auf den Sitzungen erörtert, die im Abstand von etwa zwei Monaten in aller Regel in den Sitzungsräumen der GRS in Berlin stattfanden.

In der ersten Phase ihrer Arbeit hat die Sachverständigenkommission vorrangig die Fragen des besonderen Umweltrechts behandelt. Im einzelnen waren dies Regelungen in den Bereichen Naturschutz, Gewässerschutz, Bodenschutz, Immissionsschutz, Energieversorgung, Strahlenschutz, gefährliche Stoffe, Pflanzenschutz, Abfallbeseitigung und -vermeidung sowie Gentechnik. Darüber hinaus wurden auch umweltschutzbezogene Aspekte des Rechts der Verkehrsanlagen sowie des Bergrechts beraten.

In der anschließenden zweiten Phase wurden die verallgemeinerungsfähigen Regelungen aus den besonderen Teilen in einem „vor die Klammer“ gezogenen allgemeinen Teil zusammengefaßt. Daneben wurden in diesen einleitenden Teil des Entwurfs eine Reihe übergreifender Regelungselemente aufgenommen. Zu nennen sind insbesondere die Begriffsbestimmungen und leitenden Grundsätze, die Recht und Regelsetzung, der Rechtsschutz, die Beteiligung von Verbänden, die Einrich-

tung von Umweltbehörden des Bundes (Umweltbundesamt, Bundesamt für Strahlenschutz etc.), die umweltbezogene Planung, die Überwachung, der betriebliche Umweltschutz, die Umwelthaftung, die Umweltabgaben und -subventionen, die Umweltinformation sowie der grenzüberschreitende Umweltschutz. Zentrale Regelungsabschnitte des allgemeinen Teils sind ferner der Zulassung von raumbedeutsamen Vorhaben gewidmet, insbesondere der Errichtung und dem Betrieb von umweltgefährdenden Anlagen und Infrastrukturvorhaben wie Verkehrsanlagen. In diesem Zusammenhang wird auch die Umweltverträglichkeitsprüfung als Instrument des vorsorgenden Umweltschutzes geregelt. Daneben sollte zudem der produktbezogene Umweltschutz gestärkt und dabei die Ressourcenschonung betont werden.

Im Juli 1997 hat die Sachverständigenkommission ihre Beratungen abgeschlossen und den insgesamt aus 775 Paragraphen bestehenden Entwurf am 9. September 1997 an Bundesministerin Dr. Merkel übergeben. Bis zum Jahresende 1997 war eine aus dem Geschäftsstellenleiter, zwei wissenschaftlichen Mitarbeitern sowie der Sachbearbeiterin bestehende Kernmannschaft in der Geschäftsstelle damit beschäftigt, eine druckfertige Vorlage des insgesamt 1725 Seiten umfassenden

Manuskripts zu erstellen. Der in Buchform gekleidete Entwurf ist im Januar 1998 beim Verlag Duncker & Humblot in Berlin erschienen und umfaßt neben dem eigentlichen Gesetzesvorschlag eine ausführliche Begründung zu den einzelnen Regelungsvorschlägen sowie eine synoptische Gegenüberstellung des geltenden Rechts und der jeweiligen Paragraphen des UGB-Entwurfs; abgerundet wird er durch ein umfangreiches Stichwortverzeichnis.

Ihren Abschluß fand die Kommissionstätigkeit in der Veröffentlichung einer englischsprachigen Übersetzung des Gesetzentwurfs. Die ebenfalls beim Verlag Duncker & Humblot im Juni 1998 erschienene englische Fassung ist von einem Fachübersetzer in Zusammenarbeit mit der Kommission und der Geschäftsstelle erarbeitet worden und soll in erster Linie der nicht nur in Deutschland, sondern in ganz Europa und in zahlreichen anderen Staaten auf der ganzen Welt geführten Diskussion über die Kodifikation des Umweltrechts dienen. Zu diesem Zweck wird die Übersetzung des Gesetzestextes noch durch einige einführende Bemerkungen ergänzt, die den ausländischen Lesern das Verständnis des deutschen Rechts und seiner Besonderheiten erleichtern sollen.

General Secretariat of the Independent Expert Commission on the Environmental Code, set up by the BMU

Germany today has a confusingly large number of environmental laws which predominantly came into existence during the past 25 years. This historically rooted splintering of the environmental codes has time and again been a source of difficulty for government authorities and the citizenry alike. In view of the profusion of laws, rules and the supply of administrative regulations, the legal situation has become intractable for viewing even for experts. A further problem is that the individual environmental laws either scarcely or only barely align with one another. Thus, for example, different regulatory procedures apply to the licensing of an atomic reactor than to that of large chemical plants which likewise, from an ecological viewpoint, have the potential to cause noticeable damage.

The Federal Government had already explained in the mid-70s that work on a uniform Environmental Code in the intermediate term was to be actively pursued as the foundation for a simple and easily manageable environmental legislation. Such a project is undoubtedly a monumental task. As with the German Civil Code

(BGB) which was put into effect over a hundred years ago and which defined and regulated the legal status of civil rights, for the most part basically unchanged even until today, a codification of the environmental legal aspect could become the basic law of the environment. In addition to simplifying the legalities, it will also be pos-

sible to implement innovative regulatory mechanisms which will enhance the personal responsibility of individuals and contribute to better protection of the environment through less norms altogether.

After a group of professors working for the Federal Environmental Agency (UBA) had completed the first version of a bill for an Environmental Code, thus demonstrating proof of the basic feasibility of such an intent, the Minister for the Environment at the time, Prof. Dr. Töpfer, on July 2, 1992 set up the Independent Expert Commission. In addition to the chairman, Prof. Dr. Sandler, the former president of the Federal Administrative Court, the others members of the Commission were the deputy chairman, Prof. Dr. Kloepfer (Humbolt University, Berlin), and Prof. Dr. Bulling (Lawyer, Stuttgart), Dr. Gaentzsch (Chief Justice, Federal Admi-

nistrative Court, Berlin), Prof. Dr. Johann (Environmental Protection Officer, Mannesmann Concern, Düsseldorf), Dr. Sellner (Lawyer, Bonn), Dr. Schweikl (Lawyer, Munich) and Prof. Dr. Winter (Bremen University). These renowned and highly qualified experts coming from different fields of environmental legal practise had time until the summer of 1997 to work on a bill while taking into account their practical experiences and bringing together within a comprehensive code of law the essential legal ingredients for protecting the environment.

GRS, upon request of the BMU, assumed responsibility for setting up the general secretariat of the Independent Expert Commission in Berlin. Its task consisted of providing organisational support and human resources to the work of the Commission. In addition to the Head of the general secretariat there were five science as-

sistants, one clerical staff and a secretary. Three other assistants were located in Bonn at the BMU and at Bremen University. The challenge primarily lay with the science assistants of the Commission to set forth regulatory proposals including justifications in the respective fields. Upon agreement with the individual Commission members responsible, these proposals were then aired at meetings, which normally took place about every two months in the conference rooms of GRS Berlin.

In the first phase of its work, the Commission of Specialists as a matter of priority dealt with questions about the special environmental legal system. In particular, regulations pertained to the protection of nature, the protection of waters and soil, pollution protection, energy supply, radiation protection, hazardous substances, protection of plants, waste disposal and reduction, and genetic

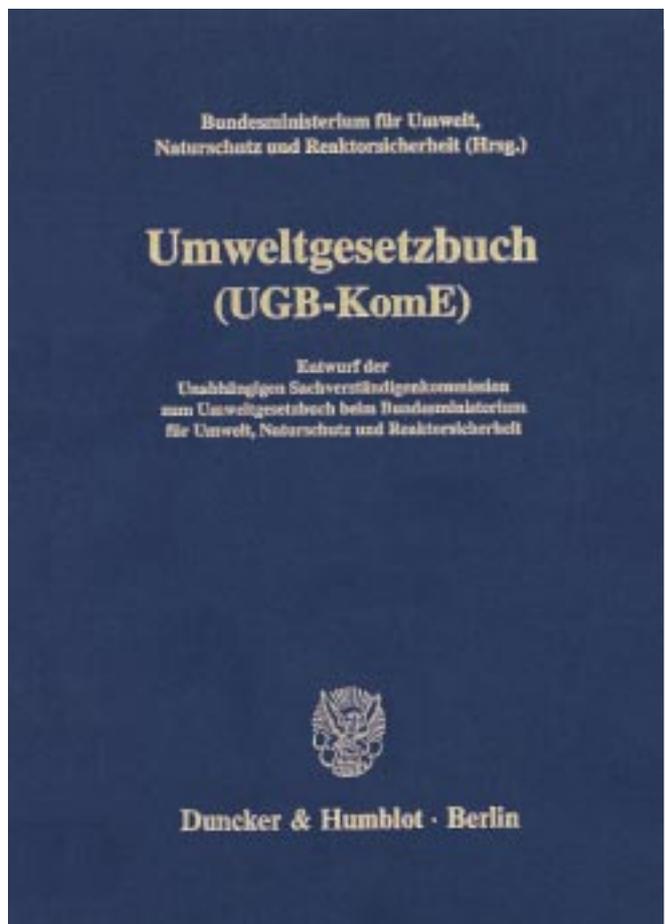
engineering. Also, environmental-protection-related legal aspects of traffic systems and mining were also discussed.

In the concluding second phase, the regulations from the special sections which could be generalised were summarised in a "front of the brackets" general section. Also incorporated within this introductory part of the draft was a series of general regulatory elements. To be mentioned especially are definitions of technical terms and guiding principles, legislative procedures, legal protection, involvement of associations, the setting-up of a federal environmental

authorities (Federal Environmental Agency, Federal Office for Radiation Protection, etc.), environment-related planning, surveillance, operational environmental protection, environmental liability, environmental taxes and subsidies, as well as environmental information and cross-border protection of the environment. Central regulatory aspects of the general section are further dedicated to the permission of environmentally relevant projects, especially the building and operation of facilities that may harm the environment, and infrastructure projects like traffic systems. In this connection, the environmental impact assessment will also be employed as an instrument of preventive environmental protection. Moreover, product-related environmental protection is to be strengthened and the preservation of resources emphasised.

In July 1997, the Expert Commission concluded its discussions and handed over the draft – consisting of 775 sections – to Federal Minister Dr. Merkel on September 9, 1997. Until the end of that year, a core team consisting of the Head of the General Secretariat, two science assistants and one clerical assistant, was busy preparing a farr copy of the in all 1725 manuscript pages. The book version of the draft will be published by Duncker & Humblot in Berlin in January 1998 and will contain – apart from the bill itself – a comprehensive justification of the proposed individual regulations as well as a synoptic comparison of current law and the corresponding sections of the draft Environmental Code. The book will be rounded off by a comprehensive index.

The work of the Commission finally ended with the publication of an English translation of the draft bill. This translation, which will also be published by Duncker & Humblot in June 1998, was prepared by a qualified translator in co-operation with the Commission and the General Secretariat. Its major purpose is to contribute to the discussion of a codification of environmental law that is in process only in Germany but also throughout Europe and in numerous other countries around the world. The translation of the legal text has therefore been supplemented by introductory notes for a better understanding among foreign readers of German law and its special characteristics.



Im Januar 1998 erschien der Entwurf des Umweltgesetzbuches mit 775 Paragraphen

In January 1998, the version of "Umweltgesetzbuch", consisting of 775 sections, was published

Internationale Zusammenarbeit

International Co-operation



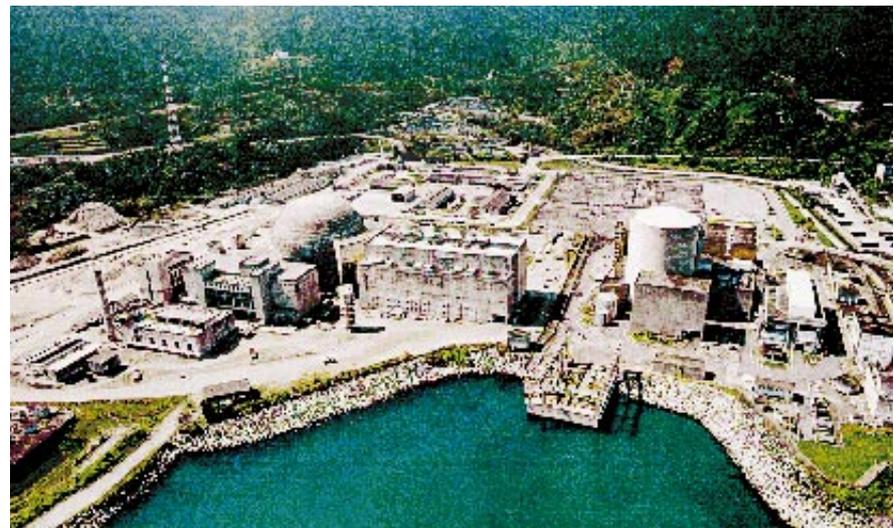
Kernkraftwerk Grafenrheinfeld
Grafenrheinfeld nuclear power plant

Die internationale Entwicklung in der Kernenergie, insbesondere seit der politischen Wende in Ostdeutschland und in Osteuropa, bestätigt den von der GRS schon seit Jahren eingeschlagenen Weg der Sicherheitspartnerschaft. Reaktorsicherheit überschreitet als globale Herausforderung Ländergrenzen. Daher ist eine enge Kooperation mit ausländischen Sicherheitsorganisationen unverzichtbar, wie sie von der GRS auch im Berichtszeitraum intensiv praktiziert wurde. Die Ziele einer internationalen Sicherheitspartnerschaft mit einem Schwerpunkt auf der Kooperation mit Osteuropa und mit Ländern, in denen deutsche Kerntechnik eingesetzt wird bzw. zukünftig zum Einsatz kommen kann, sind

- Erfahrungsaustausch,
- Formulierung und Umsetzung gemeinsam getragener Sicherheitsanforderungen,
- international abgestimmte Sicherheitsforschung und

- gemeinsame Sicherheitsanalysen und Bewertungen.

Mit dem französischen Partner Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) arbeitet die GRS eng zusammen bei



Kernkraftwerk Angra in Brasilien
Angra nuclear power plant in Brazil

sicherheitstechnisch wichtigen Fragestellungen im nuklearen und nichtnuklearen Bereich. Hierauf wird in Kapitel 9.2 näher eingegangen.

Als wesentliche bilaterale Kooperationen mit unterschiedlichen Schwerpunkten im Themenfeld Reaktorsicherheit sind weiterhin zu nennen: Zusammenarbeit und Vereinbarungen mit der russischen und ukrainischen Genehmigungsbehörde, mit dem Kurtschatow-Institut in Moskau, der niederländischen Genehmigungsbehörde, mit der Nuclear Regulatory Commission (US-NRC) 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) sowie mit der indonesischen nationalen Atomenergiebehörde BATAN.

Im Berichtszeitraum wurden Zusammenarbeitsverträge der brasilianischen CNEN

und der türkischen Behörde TAEK abgeschlossen. Die GRS unterstützt die CNEN bei übergeordneten sicherheitstechnischen Fragestellungen im Zusammenhang mit der Inbetriebnahme 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 Aussagen zum Sicherheitsstatus von Angra-2 durch unabhängige Gutachter mit Erfahrung aus dem Herstellerland überprüft werden. Referenzanlage zu Angra-2 ist das deutsche Kernkraftwerk Grafenrheinfeld. Weiterhin soll ein regelmäßiger Wissenstransfer zu sicherheitstechnischen Weiterentwicklungen in Deutschland, insbesondere auf den Gebieten „Genehmigung und Aufsicht“ und „Reaktorsicherheitsforschung“ nach Brasilien stattfinden. Dieser Know-how-Transfer dient der Unterstützung der CNEN bei der Betriebsbegleitung von Angra-2. Die Zusammenarbeit soll inhaltlich durch hochrangige Sicherheitsfachleute im Rahmen einer noch zu konstituierenden deutsch-brasilianischen Sicherheitskommission begleitet werden.

Die türkische Behörde TAEK wurde in einem Seminar mit der deutschen Sicherheitsphilosophie und -praxis vertraut gemacht. Bei Gesprächen mit der argentinischen Behörde ARN wurden sicherheitstechnisch bedeutsame Themen in der schwerwassermoderierten Anlage ATUCHA I erörtert und ein Zusammenarbeitsvertrag paraphiert.

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). 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

International Co-Operation

International developments in the nuclear energy sector, especially since the political



Regulatory Activities (CNRA), Radioactive Waste Management Committee (RWMC), Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)

- die Internationale Atom Energie Organisation (International Atomic Energy Agency, IAEA).

Fachliche Schwerpunkte dieser internationalen Kooperation sind:

- Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken,
- Betriebliche Sicherheit,
- Harmonisierung von Regelwerken.

Ziel der GRS bleibt es auch weiterhin, im Verbund mit ihren Partnern und durch Mitwirkung in den internationalen Organisationen eine umfassende länderübergreifende Sicherheitspartnerschaft auszubauen.

changes in Eastern Germany and Eastern Europe, have shown that a step taken many years ago when GRS decided to form safety partnerships was in the right direction. Nuclear safety is a global challenge which does not come to a stop in front of national borders. Close co-operation with foreign safety organisations is therefore indispensable and has yet again been practised intensively by GRS during the review period. The objectives of an international safety partnership focusing on co-ordination with Eastern Europe and the countries in which German nuclear technology is already in use or may be used in the future are:

- exchange of experience,
- formulation and implementation of common safety requirements,
- internationally co-ordinated safety research, and
- joint safety analyses and assessments.

GRS and its French partner Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) work closely together on important safety-relevant issues in the nuclear and non-nuclear fields. More information about this co-operation can be found in chapter 9.2.

Other important co-operative activities concerning different central issues in the field of nuclear safety are noteworthy, namely the co-operation and agreements with the Russian and Ukrainian licensing authorities, the Kurchatov Institute in Moscow, the Dutch licensing authority, the Nuclear Regulatory Commission (USNRC) and the Electric Power Research Institute in the US, the Japanese Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC) the Spanish Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), the Turkish Atomic Energy Authority (TAEK), the Brazilian Comissario Nacional de Energia Nuclear (CNEN), the Argentinean regulatory authority Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), and the Indonesian national atomic energy authority BATAN.

During the reporting period, co-operation agreements were concluded with the Brazilian CNEN and the Turkish authority TAEK. GRS advises CNEN on general safety-related issues in connection with the commissioning of the Siemens-built Angra-2 pressurized water reactor, taking into account international guidelines as well as German principles and methods. Major points are the judgement of selected technical aspects of the Final Safety Analysis Report (FSAR) and the assessment of specified individual issues. This is to ensure that the assertions made on the safety status of Angra-2 are examined by an independent expert-organisation with experience gained in the country of the vendor. The reference plant for Angra-2 is the German Grafenrheinfeld nuclear power plant. In addition, a regular transfer of know-how to Brazil is to take place concerning the development of safety-related improvements in Germany, especially in the fields of "licensing and supervision" and "reactor safety research". This transfer of know-how is to help CNEN in supervising the operation of Angra-2. The co-operation is to include technical input by senior safety experts within the framework of a yet to be constituted German-Brazilian safety committee.

The Turkish authority TAEK was introduced in a seminar to the German safety philosophy and German safety practice. During talks with the Argentinean authority ARN, safety-relevant issues concerning the heavy-water-moderated ATUCHA I reactor plant were discussed, and a co-operation treaty was initialled.

As regards the final disposal of radioactive waste, there exist co-operation agreements 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 also takes an active part in the work of the following major international institutions, 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 Development and Co-operation / 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 issues of international co-operation with these organisations are

- safety assessments of nuclear power plants
- operational safety
- harmonisation of regulations, codes, etc.

GRS shall continue to aim for the establishment of a comprehensive international safety partnership by maintaining the links with its partners and participating in the work of international safety organisations.

U. Erven, E. Kersting



Kernkraftwerk Atucha in Argentinien
Atucha nuclear power plant in Argentina

Zusammenarbeit mit Osteuropa

Seit Beginn der neunziger Jahre werden von den westlichen Industriestaaten umfassende Unterstützungsprogramme umgesetzt, mit denen die Sicherheit der Kernkraftwerke in Osteuropa verbessert wird. Die Bundesrepublik ist in bedeutendem Umfang an diesen Fördermaßnahmen beteiligt. Durch diese Maßnahmen sind Erfolge erzielt und Verbesserungen in der Reaktorsicherheit erreicht worden. Das Erreichte muß nun konsolidiert werden. Der Prozeß zur Verstärkung der Sicherheitskultur und zur Schaffung stabiler Sicherheitsstrukturen muß fortgesetzt werden. Im folgenden sollen eine Zwischenbilanz der Förderung und Ergebnisse der Zusammenarbeit dargestellt werden.

Zwischenbilanz der Unterstützung zur Sicherheitsverbesserung in Osteuropa

Die internationale Unterstützung konzentrierte sich zunächst auf kurzfristig notwendige Maßnahmen, mit denen die Betriebssicherheit älterer Anlagen verbessert worden ist. Ein Beispiel dafür ist das 1991 von der EU initiierte Sofortprogramm für das KKW Kosloduj, Blöcke 1 – 4, mit Reaktoren des Typs WWER-440/W-230. Auch für RBMK-Anlagen wurden Sicherheitsbeurteilungen vorgenommen und finanzielle Mittel für dringend notwendige technische Verbesserungen bereitgestellt. Mit der Sicherheitsüberprüfung für das KKW Ignalina (RBMK-1500) in Litauen wurde erstmals für eine Anlage sowjetischer Bauart ein Sicherheitsbericht nach westlichem Muster erstellt und bewertet.

In den letzten Jahren werden auch für WWER-Anlagen der jüngeren Baulinien Sicherheitsbeurteilungen vorgenommen. Hauptsächlich handelt es sich um Bewertungen zu Anlagen des Typs WWER-1000, die nach längerer Bauunterbrechung fertiggestellt werden sollen. Geprüft wird, ob die Anlagen mit den von den Betreibern vorgesehenen Nachrüstungen in Auslegung und Betrieb ein Sicherheitsniveau erreichen, das internationalen Anforderungen entspricht. Bisherige Ergebnisse zeigen, daß dieses Ziel grundsätzlich erreicht werden kann.

Die Bestandsaufnahme zu der bislang von westlicher Seite erfolgten Unterstützung zeigt den Erfolg der bisherigen gemeinsamen Bemühungen. Sie kann jedoch nur eine Zwischenbilanz sein, da weitere Anstrengungen erforderlich sind. Das gilt

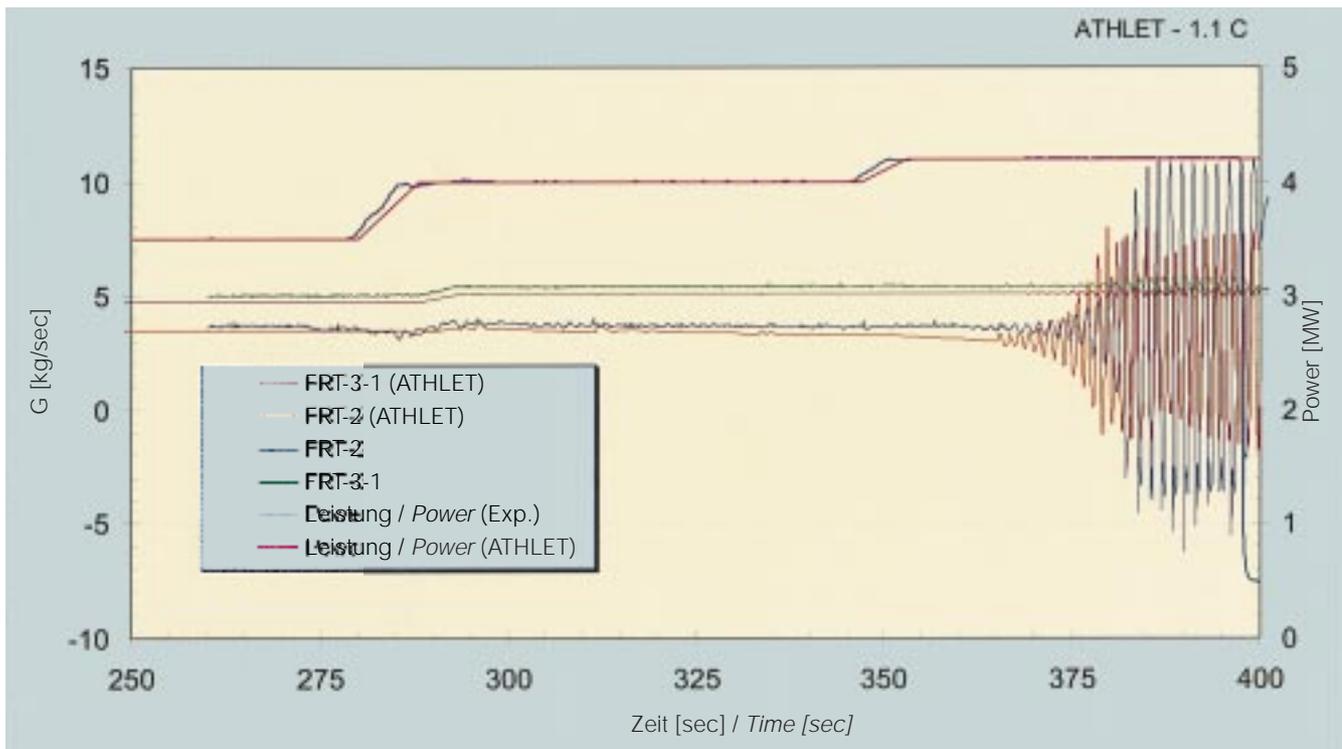
auch für den deutschen Beitrag zu bilateralen Projekten, der besonders effizient war.

1. Die Sicherheitsbehörden und ihre Institutionen konnten in ihrer Unabhängigkeit und fachlichen Qualifikation gestärkt werden. Heute bestehen Beziehungen zu den Sicherheitsbehörden aller osteuropäischen Länder, in denen Kernkraftwerke sowjetischer Bauart betrieben werden. Besonders eng ist die Zusammenarbeit mit den Behörden und ihren Sachverständigenorganisationen in Rußland, der Ukraine, Litauen und Bulgarien.
2. Die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit wurde ausgebaut. Vor allem mit russischen Institutionen wurden gemeinsame Sicherheitsuntersuchungen und Forschungsarbeiten durchgeführt. Die gemeinsamen Arbeiten sind ein wichtiger Schritt, um die osteuropäischen Länder in die internationale Sicherheitsforschung einzu beziehen.
3. In allen betroffenen Ländern Osteuropas wird anerkannt, daß die Sicherheit der Anlagen durch eigene Anstrengungen verbessert werden muß. In fast allen Anlagen sind, wenn auch unterschiedlich und in begrenztem Umfang, Verbesserungen bereits erfolgt. Von deutscher Seite sind dabei – auch durch Bereitstellung technischer Ausrüstungen – Maßnahmen zur Verbesserung der Betriebssicherheit besonders gefördert worden.
4. Zu den verschiedenen Reaktortypen und Baulinien wurden Sicherheitsbewertungen durchgeführt. Zu Modernisierungsprogrammen wurden Begutachtungen erstellt und Empfehlungen für weitere Sicherheitsverbesserungen gemeinsam mit osteuropäischen Partnern ausgearbeitet. Die Ergebnisse werden von den osteuropäischen Sicherheitsbehörden bei Genehmigung und Aufsicht genutzt.

Die weiterhin bestehenden Sicherheitsdefizite sollten mit Hilfe westlicher Angebote zur partnerschaftlichen Kooperation beseitigt werden. Vor allem in älteren Anlagen müssen fortbestehende Sicherheitsmängel, die kurzfristig nicht behoben

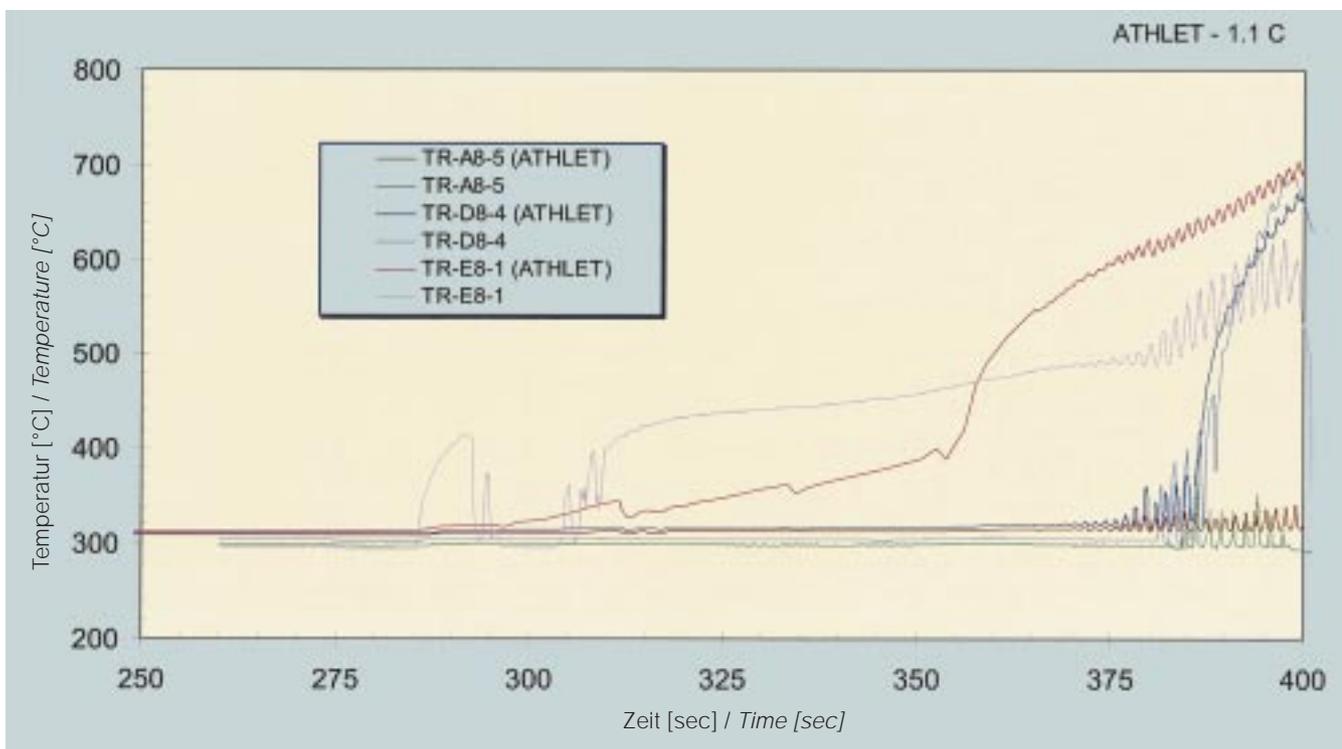


Kernkraftwerk Kosloduj in Bulgarien
Kozloduy nuclear power plant in Bulgaria



Vergleich der experimentellen und der mit ATHLET berechneten Parameterverläufe für Leistung und Massenströme (in zwei parallelen Kanälen, FRT-2-Kanal mit hoher Leistung) bei der SEL-Leistungstransiente

Comparison of the load and mass flow rates behaviour calculated by experiments and with ATHLET (in two parallel channels, FRT-2 channel with high power) during SEL power transient



Vergleich der experimentellen und der mit ATHLET berechneten Parameterverläufe für die Hüllrohrtemperaturen (in unterschiedlichen Meßebenen) bei der SEL-Leistungstransiente

Comparison of the sequences of the cladding temperatures calculated by experiments and with ATHLET (at different measurement levels) during the SEL power transient

werden können, noch konsequenter durchdacht und durch geeignete Maßnahmen kompensiert werden. Ebenso sind große Anstrengungen erforderlich, um die speziellen Probleme zur Sanierung von Tschernobyl zu bewältigen.

Behördenunterstützung zum WWER-440/W-230 am Beispiel Bulgariens und Armeniens

Die GRS unterstützt in Bulgarien die Nukleare Aufsichtsbehörde BNSA bei deren Bewertung des Sicherheitszustands der Blöcke 1 bis 4 des KKW Kosloduj. Einen Schwerpunkt bildeten die Arbeiten zum Integritätsnachweis des Reaktordruckbehälters des Blocks 1. Diese Unterstützung fand im Rahmen eines EU-Phare-Auftrags statt. Das betraf vor allem die Bewertung der vorgelegten Thermoschockanalysen, Vorbereitung und Durchführung der Probenahme von der RDB-Innenwand, Ultraschallprüfung nach der Probenahme und Auswertung der Proben. Diese ergaben einen minimalen Anstieg der Wiederversprödung nach der Ausheilglühung von 1989. Es konnte eingeschätzt werden, daß der RDB angesichts der positiven Ergebnisse aus den vorgenommenen Werkstoffuntersuchungen zumindest noch vier weitere Brennstoffzyklen betreiben kann, ohne daß eine weitere Ausheilglühung notwendig wäre. Endgültige Ergebnisse über die zu erwartende Restlebensdauer werden Werkstoffuntersuchungen ergeben, die Ende 1998 vorliegen sollen. Die derzeitige Bewertung von Riskaudit zu den vorliegenden Ergebnissen wurde im Mai 1997 auf einem Workshop der International Atomic Energy Agency (IAEA) in Sofia eingehend unter Experten diskutiert. Zur Fortsetzung der Bewertung der nicht abgeschlossenen Untersuchungen erhielt Riskaudit unter Federführung der GRS einen neuen Auftrag von der EU.

Weitere Schwerpunkte waren Aufgaben im Rahmen der Genehmigung von Nachrüstmaßnahmen für die Blöcke 3 und 4 des KKW Kosloduj. Der Abschlußbericht zur Genehmigung der NSA/EBRD-Nachrüstmaßnahmen am Block 4 wurde fertiggestellt und übergeben. Vorrangig wurde dabei der Einbau eines absperrbaren Druckhalterabblaseventils, der Einbau schnellschließender Dampfabsperrrmaturen sowie der Austausch der DE-Sicherheitsventile bewertet.

Es handelt sich um einen EU-Phare Auftrag an Riskaudit, die technische Leitung lag bei der GRS. Da vom Betreiber noch nicht alle Punkte dieses Programms realisiert worden sind (Notspeisesystem), wurde Ende 1997 eine Fortsetzung der Unterstützung vereinbart.

Bei weiteren Treffen wurden sowohl die einzelnen vorgesehenen Maßnahmen diskutiert und zusätzliche vorgeschlagen als auch Fragen der Betriebssicherheit mit Behörde und Betreiber erörtert. Für 1998 ist ein Training der ANRA-Inspektoren zu ausgewählten Gebieten geplant. Auf Wun-



Das Moskauer Kurchatow-Institut
The Kurchatov-Institute in Moscow

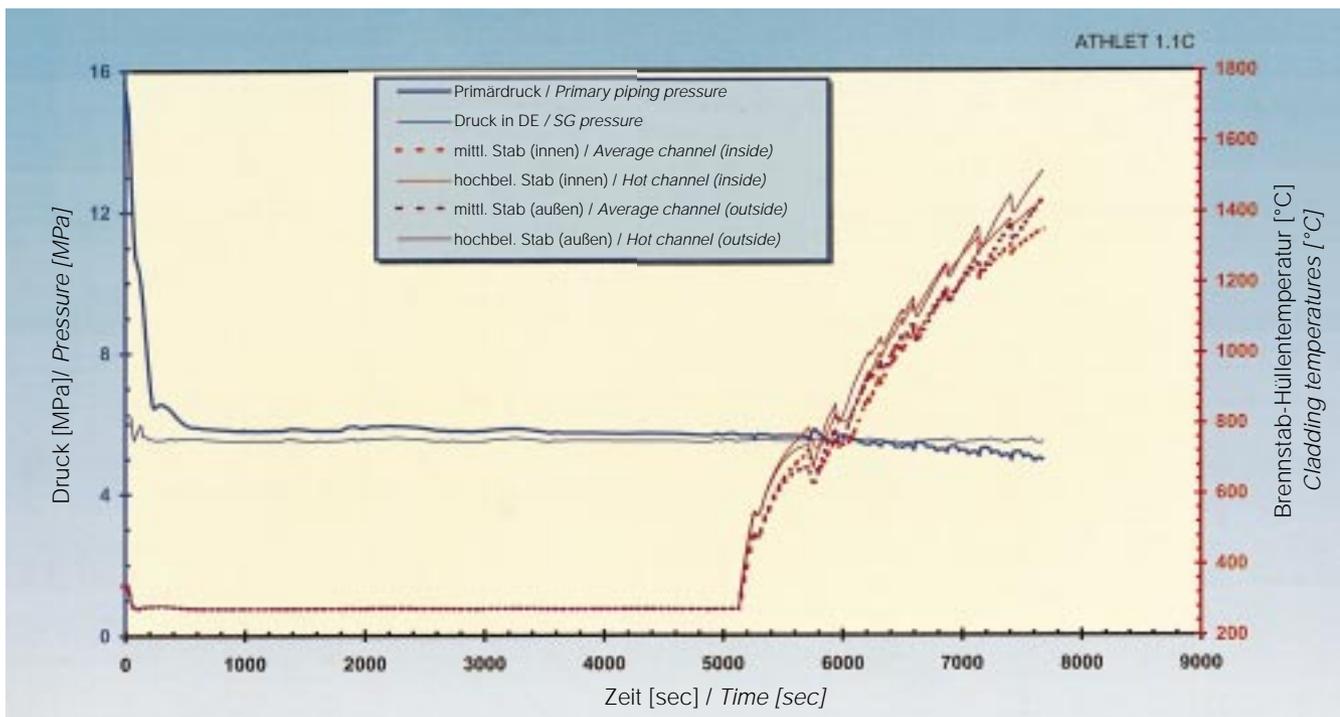
Für Bulgarien ist ebenso wie für andere osteuropäische Staaten die Festlegung von Anforderungen an einen Sicherheitsbericht von großer Wichtigkeit. Da für Kosloduj-1 und -2 kein und für die Blöcke 3 und 4 nur ein sehr unvollständiger russischer Sicherheitsbericht vorliegt, hat die Behörde um Unterstützung bezüglich der Anforderungen an einen Sicherheitsbericht gebeten. Diese Arbeiten haben Ende 1997 begonnen und werden 1998 von der GRS unter der Teilnahme von AEA und IPSN abgeschlossen. Als Referenzanlagen dienen die Blöcke 3 und 4.

Die GRS war 1997 auch bei der Unterstützung der armenischen Aufsichtsbehörde ANRA technisch führend. Die EU hat dazu Riskaudit mit der Unterstützung der Behörde beauftragt. Diese Arbeit läuft parallel zu einem weiteren Tacis-Projekt zur vor-Ort-Hilfe für den Betreiber.

Im Mai 1997 begann die Bewertung der vom Betreiber vorgelegten Modernisierungsmaßnahmen für das KKW Medsamor.

sch der Behörde untersucht Riskaudit des weiteren als spezifisches Problem zusätzlich den Einfluß der Unterfrequenz sowie der starken Frequenzänderungen im armenischen Landesnetz auf den sicheren Betrieb des Kernkraftwerks. Mit diesen Arbeiten wurde ISTec beauftragt. Wegen der hohen sicherheitstechnischen Bedeutung hat Riskaudit bereits im Juni 1997 eine erste Beurteilung dazu an die EU und ANRA übergeben. Die darin gegebenen Empfehlungen stimmen mit dem von armenischer Seite ausgearbeiteten Maßnahmenplan überein. Organisatorische und technische Verbesserungen haben zu einer Stabilisierung des Landesnetzes geführt, die erforderlichen Untersuchungen innerhalb des Kernkraftwerks müssen zu Ende geführt werden.

Durch die bilateralen und multilateralen Unterstützungsprogramme haben sich verschiedene Ansätze der westlichen Sicherheitspraxis in den osteuropäischen Ländern konsolidiert. Aufgrund ihrer Erfahrungen aus den Sicherheitsbeurteilungen



ATHLET-Berechnung für das KKW Balakowo-4: Auslegungsüberschreitender Störfall mit einem Primärkreisleck von 20 cm² (DN 50) und Ausfall aller HD-Notkühlpumpen TQ13. Variante 1: Berechnete Parameterverläufe für Primär- und Sekundärkreisdruck unter der Annahme, daß der Operateur bei Ausfall aller HD-Notkühlpumpen TQ13 lediglich die drei HD-Borierpumpen TQ14 in Betrieb nimmt. Die ebenfalls gezeigten Brennstab-Hüllentemperaturen (ca. $\frac{2}{3}$ Kernhöhe) für jeweils einen hochbelasteten und einen mittleren Brennstab der inneren und äußeren Kernzone dokumentieren, daß ohne zusätzliche Personalhandlungen schwere Kernschäden eintreten würden.

ATHLET calculation for the Balakovo-4 NPP: Beyond-design-basis accident with a leak in the reactor coolant system of 20 cm² (DN 50) and loss of all HP-emergency cooling pumps TQ13. Scenario 1: Pressure behaviour for primary and secondary circuit on the assumption that the operator activates only the three HP-boron pumps TQ14 in case of loss of all HP-emergency pumps TQ13. The fuel-rod cladding tube temperatures shown (core height of about $\frac{2}{3}$) for a high-loaded and an average fuel rod of the inner and outer core zone reveal that severe core damages would occur without additional operator action.

gen der Kernkraftwerke in Deutschland, die bereits vor Erstellung des gültigen Regelwerks im Einsatz waren, ist von der GRS eine Methodik genutzt worden, die eine effektive Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken ermöglicht. Dabei handelt es sich um deterministisch formulierte Anforderungen, die im Zusammenwirken mit probabilistischen Orientierungswerten zur Anwendung kommen. Diese Methodik wurde, bezogen auf die WWER-440/W-230 Anlagen, dargestellt und wird derzeit mit IPSN und mit russischen Organisationen diskutiert.

Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit am Beispiel der Adaption und Validierung von GRS-Codes für RBMK-Anlagen

Im Rahmen entsprechender Vereinbarungen zwischen dem BMBF und dem russischen Ministerium für Kernenergie (MINATOM) besteht eine langjährige wissenschaftlich-technische Zusammen-

arbeit (WTZ) mit russischen Institutionen auf dem Gebiet der Sicherheit russischer Reaktoren. Ein wichtiges Arbeitsgebiet ist die Überprüfung, Anpassung und Validierung deutscher Rechenprogramme zur Nutzung in Störfallanalysen für WWER- und RBMK-Reaktoren.

Zur Validierung des in der GRS für deutsche Druck- und Siedewasserreaktoren entwickelten Thermohydraulik-Rechenprogramms ATHLET für spezifische Besonderheiten von RBMK-Reaktoren wurden von Wissenschaftlern des Russischen Wissenschaftlichen Zentrums „Kurtschatow-Institut“ (RWZ KI) und der GRS Experimente der japanischen Versuchsanlagen SEL (Safety Experimental Loop) und HTL (Heat Transfer Loop) zu Massenstromoszillationen in Druckröhrenreaktoren nachgerechnet. Die experimentellen Daten wurden im Rahmen des „Extrabudgetary Programme on the Safety of RBMK NPPs“ der IAEO zur Verfügung gestellt und im

Rahmen der Arbeitsgruppe „Code Validation for RBMK LOCA Analyses“ verwendet. Neben der GRS und dem RWZ KI nahmen das Pacific Northwest National Laboratory (USA), das Royal Institute of Technology (Schweden) und das NIKIET (Rußland) mit dem Rechenprogramm RELAP5 an den Arbeiten teil.

Massenstromoszillationen stellen bei der Simulation von thermohydraulischen Vorgängen in Druckröhrenreaktoren wie dem RBMK ein wichtiges Phänomen dar, da mögliche Stagnationen unmittelbaren Einfluß auf die Kühlbarkeit der einzelnen Kanäle haben. Die Validierung der Rechenprogramme bezieht sich dabei in erster Linie auf die qualitative und quantitative Nachbildung der im Experiment beobachteten Oszillationen sowie der Wärmeübertragungsmechanismen während und nach der Austrocknung der Kanäle. In fünf Experimenten wurden Dichtewellenoszillationen bei Zwangsumlauf sowie Oszillatio-

nen beim Naturumlauf in niedrigem Leistungsbereich untersucht. In den ATHLET-Nachrechnungen konnte, im Unterschied zu den vorgestellten Ergebnissen der anderen Teilnehmer, eine sehr gute sowohl qualitative als auch quantitative Übereinstimmung mit den Meßergebnissen erreicht werden. In den Experimenten beobachtete Phänomene, wie z. B. Zeitpunkt und Parameter der Oszillationen, kritischer Wärmestrom, lokale Temperaturen der Brennstoffhüllen, Mechanismus der Wiederbenetzung konnten in den Rechnungen sehr gut nachgebildet werden.

Sicherheitstechnische Untersuchungen

Im Auftrag der EU wurden durch RISKAUDIT unter technischer Leitung der GRS die von der ukrainischen Betreiberorganisation vorgeschlagenen Nachrüstmaßnahmen für die in Bau befindlichen Kernkraftwerke Rovno -4 und Khmelnytsky-2 sicherheitstechnisch

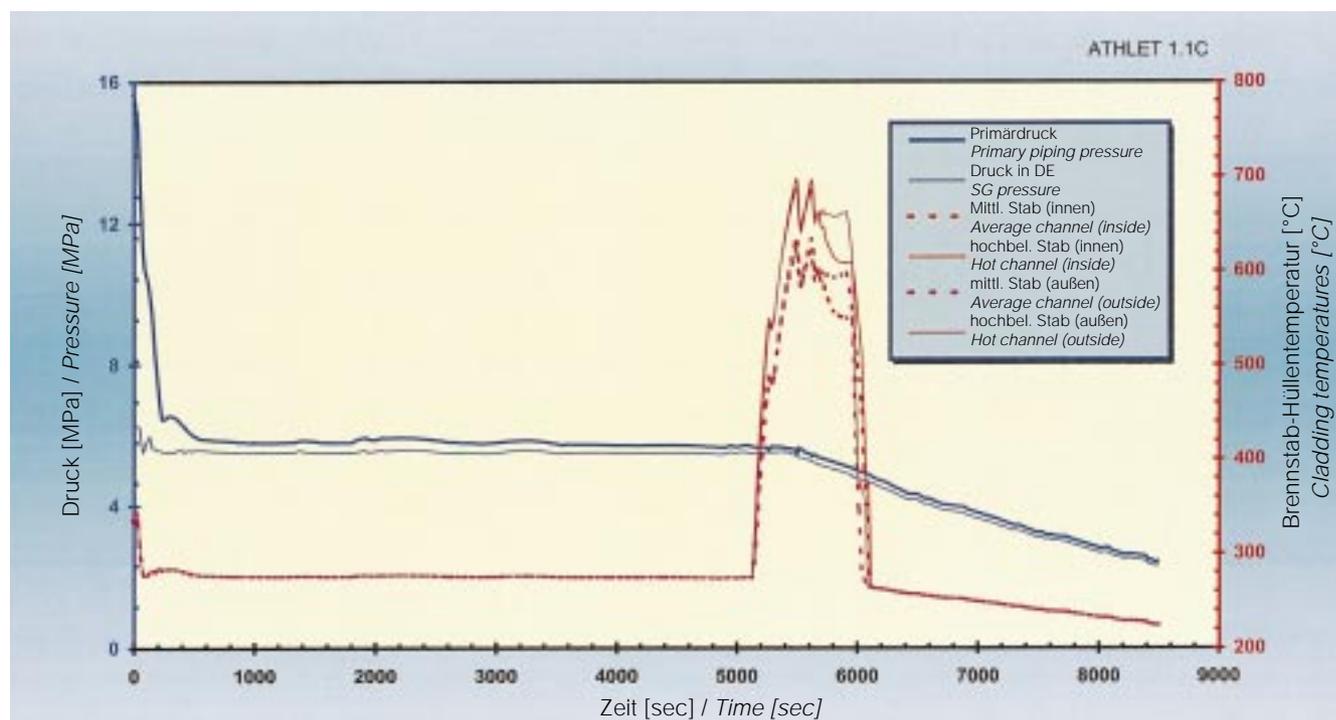
bewertet. Alle bisherigen Vorschläge der GRS und ihrer Partner sind in der endgültigen Fassung des Nachrüstprogramms ukrainischer Seite berücksichtigt worden. Weitere Aktivitäten waren die Bewertung des Anlagenzustands der bereits installierten Ausrüstungen auf der Grundlage von Inspektionsberichten und Anlagenbegehungen und eine Beurteilung des von der Betreiberseite ausgearbeiteten „Basic Design“, in dem die Lösungsvorschläge aus dem Nachrüstprogramm konkretisiert werden.

Im Ergebnis der Sicherheitsbewertung wurde von der GRS festgestellt, daß ein akzeptables Sicherheitsniveau für die Kernkraftwerke Rovno-4 und Khmelnytsky-2 erreicht werden kann, wenn auch ergänzende Maßnahmen aus weiteren Kernkraftwerken- oder Industriezweigprogrammen zu einem positiven Ergebnis geführt werden. Dazu zählen insbesondere Maßnahmen zur Qualitätssicherung und die

Nachweise der Störfallfestigkeit. Im Rahmen eines externen Audits wurden aufgrund einer Forderung der EBRD die Riskaudit-Bewertungen der Nachrüstmaßnahmen einer zusätzlichen Überprüfung durch die US-amerikanische Firma Sciencetech unterzogen. Sciencetech kam zu einer nahezu identischen Beurteilung der sicherheitsverbessernden Maßnahmen wie die GRS.

Die GRS führte und führt ähnliche Arbeiten im Konsortium mit anderen TSO's auch für das russische KKW Kalinin-3 und für die Modernisierung der Blöcke 5 und 6 des bulgarischen KKW Kosloduj durch.

Ein Beispiel für die praktische Anwendung des Rechenprogrammes ATHLET auf die Sicherheitsbewertung russischer Reaktoren sind die 1997 gemeinsam mit russischen Fachleuten des Kurtschatow-Instituts, des Wissenschaftlich-technischen Zentrums der russischen Behörde und des



Variante 2: Unter sonst gleichen Anfangs- und Randbedingungen wurde in dieser Rechnung unterstellt, daß neunzig Minuten nach Störfallbeginn sekundärseitiges Abfahren mit ca. 60°C/h eingeleitet wird. Im Ergebnis wird mehr Kühlmittel aus den Druckspeichern in den Primärkreis eingespeist, wodurch der kurzzeitige Anstieg der Hüllentemperaturen begrenzt wird. Zum Rechnungsende sind die Bedingungen für die Einspeisung der ND-Notkühlumpen erreicht. Damit erscheint die untersuchte Personalhandlung geeignet, schwere Kernschäden zu vermeiden.

Scenario 2: With the same initial and boundary conditions it was postulated in this calculation that 90 minutes after start of the incident the secondary-side shut-down is initiated at about 60°C/h. As a result, more coolant from the accumulators is injected into the reactor coolant system, thus limiting the short-time increase of the fuel-rod cladding tube temperatures. At the end of the calculation, the conditions for the injection of the LP-emergency cooling pumps are achieved. Thus, the operator action seems to be appropriate to avoid severe core damage.

VNIIAES im Rahmen der bilateralen Zusammenarbeit mit der russischen Genehmigungsbehörde durchgeführten Störfallanalysen für die WWER-1000/W-320-Anlage Balakowo-4.

In einem ersten Komplex wurden 1997 Analysen zu sechs auslösenden Ereignissen durchgeführt. Eines der Ziele dieser Arbeiten war es, die Effektivität von Notfallmaßnahmen darzustellen.

Der Weg zu einer internationalen Sicherheitspartnerschaft

Alle zukünftigen Aufgaben der Unterstützung und Zusammenarbeit zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit in Osteuropa müssen darauf ausgerichtet sein, die osteuropäischen Länder in die Strukturen und Arbeiten der internationalen Sicherheitspartnerschaft voll einzubeziehen.

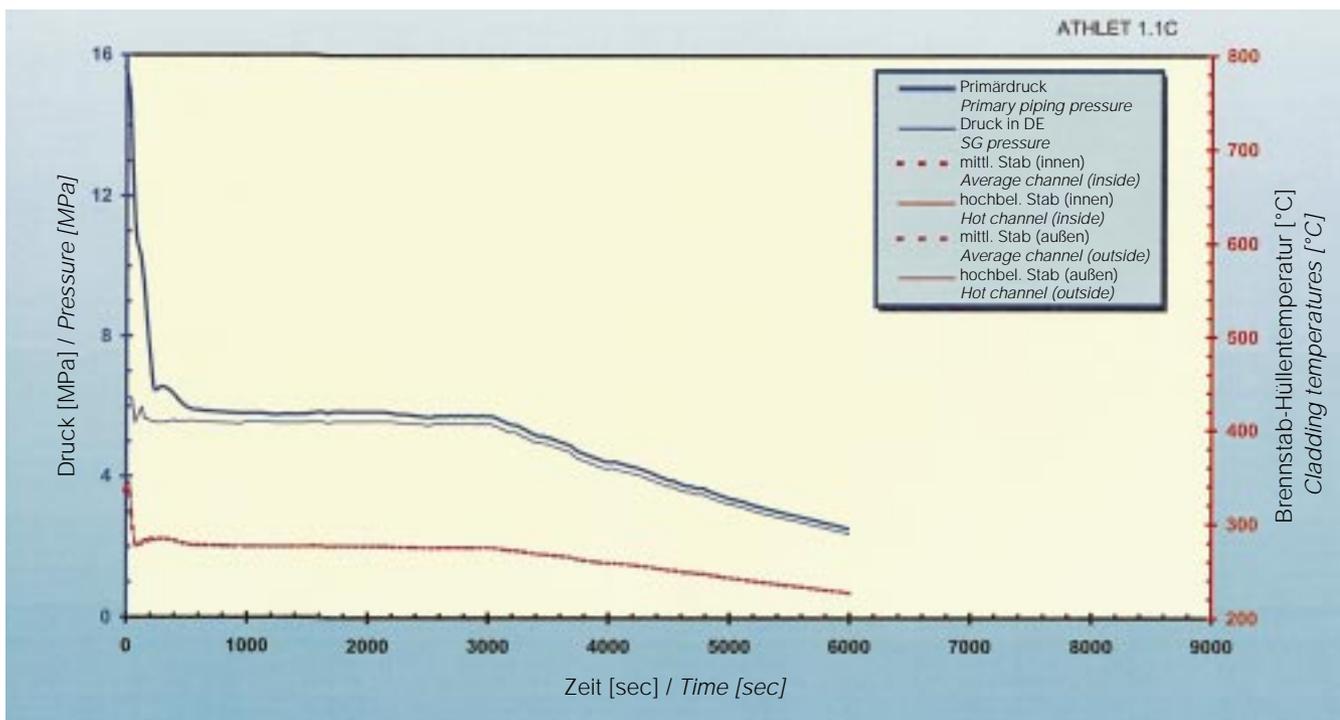
Für die Ausbildung der Sicherheitskultur ist ein zunehmend geschärftes Bewußtsein für Sicherheitsfragen wichtig. Bei allen Beteiligten aus Wissenschaft, Industrie und Behörden muß ein Grundkonsens darüber bestehen, daß den Sicherheitsfragen in jedem Fall ein Vorrang vor allen anderen, auch den wirtschaftlichen Interessen beizumessen ist.

Die wissenschaftlich-technische Kooperation muß so gestaltet werden, daß wissenschaftlich-technische Erkenntnisse und Erfahrungen beider Seiten zusammengeführt werden.

Die Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen ist mit Blick auf die weltweiten Anstrengungen und Arbeiten zur Weiterentwicklung des internationalen Sicherheitskonzepts für kerntechnische Anlagen besonders wichtig.

Enge Partnerschaften und gemeinsame wissenschaftlich-technische Arbeiten sind Voraussetzungen, um ein gemeinsames Sicherheitsverständnis auszubilden, das auf Dauer weiter gefestigt werden muß.

Die Verbesserungen, die bislang in der nuklearen Sicherheit in Osteuropa erreicht worden sind, und die Erfolge der bisherigen Zusammenarbeit können nur Bestand haben, wenn es gelingt, die Unterstützung und Zusammenarbeit in die internationale Sicherheitspartnerschaft einzubinden, wie sie in den westlichen Ländern in der nuklearen Sicherheit praktiziert wird.



Variante 3: Durch Aufhebung des Öffnungsverbots und Öffnen der Gebäudeabschlußarmatur in der Einspeiseleitung der Betriebszuspeisung TK wird 15 Minuten nach deren automatischem Schließen infolge Gebäudeabschluß eine Einspeisung in den Primärkreis mit ca. 20 kg/s wiederhergestellt. Nach Erreichen der minimal zulässigen Borkonzentration im Primärkreis leitet der Operator auch in diesem Fall sekundärseitiges Abfahren mit 60°C/h ein. Bei diesem Szenario treten keine erhöhten Brennstab-Hüllentemperaturen auf.

Scenario 3: Due to the resetting of the opening interlock and opening of the containment isolation valve in the feed line of the operational injection system TK, an injection into the reactor coolant system with about 20 kg/s is re-established 15 minutes after its automatic closure due to containment isolation. After reaching the minimum permissible boron concentration in the reactor coolant system, the operator initiates a secondary-side shut-down at 60°C/h also in this case. There are no increased fuel-rod cladding temperatures during this scenario.

Co-Operation with Eastern Europe

Since the beginning of the 90s, comprehensive assistance projects have been implemented by Western industrialized nations which have helped to improve the safety of nuclear power plants in Eastern Europe. The Federal Republic of Germany is involved in these assistance measures to a considerable degree. These measures have proved successful, and an enhancement of nuclear safety could be achieved. These achievements now have to be consolidated. The process of internalising safety culture and creating stable safety-related structures has to be continued. The following contains a provisional appraisal of the assistance and the results of co-operation activities.

Provisional appraisal of the assistance given with a view to safety improvements in Eastern Europe

International assistance initially concentrated on necessary short-term measures by which the operational safety of older plants was improved. One example is the immediate action programme initiated by the EU in 1991 for the Kozloduy NPP, Units 1-4, with VVER-440/V-230-type reactors. Safety assessments were also made for RBMK plants, and funds were provided for urgent technical improvements. The safety analysis of the Lithuanian Ignalina NPP (RBMK-1500) meant that for the first time ever a Western-style Safety Analysis Report was prepared for a Soviet-designed plant.

In last years, safety assessments were also made on the more recent VVER models. These were mainly assessments of VVER-1000 plants that were to be completed following long breaks in construction. The subject of evaluation here is whether these plants will reach a level of safety that complies with international requirements once the upgrades planned by the operators with regard to design and operation have been implemented. The results so far have shown that this goal can in principle be achieved.

If one looks at the overall assistance provided so far by the West, the success of the joint efforts can clearly be discerned.

However, this can only be a provisional appraisal, since further efforts are needed. This also applies to the German contribution to bilateral projects, which was particularly efficient.

1. It was possible to strengthen the safety authorities and their institutions with regard to their independence and technical qualification. Today, there exist relations with the safety authorities of all East-European countries in which Soviet-designed nuclear power plants are operated. Co-operation is especially close with the authorities and their expert organisations in Russia, the Ukraine, Lithuania, and Bulgaria.
2. Scientific and technical co-operation was expanded. Joint safety assessments and research activities were performed above all with Russian institutions. These joint activities are an important step towards the involvement of the countries of Eastern Europe in international safety research.
3. It has been recognised by all East-European countries concerned that the safety of their plants must be improved by their own efforts. Improvements have been achieved in almost all plants, albeit in different areas and to varying degrees. Germany has particularly been promoting operational safety improvements – also by providing technical equipment.
4. Safety assessments were made of the different reactor types and models. Expert-opinions were prepared concerning modernisation programmes, and recommendations for further safety improvements were worked out jointly with East-European partners. The results are used by the East-European safety authorities in the context of licensing and supervision.

The remaining safety deficits are to be eliminated with the help of corresponding Western offers of co-operation as partners. Above all, in the case of older plants, continuing safety deficiencies that cannot be eliminated on short notice will have to be analysed even more consistently and compensated for by suitable measures. Great efforts are also required to deal with the

special problems in connection with the cleanup of the Chernobyl site.

Support of the authorities concerning the VVER-440/V-230 type the examples of Bulgaria and Armenia

In Bulgaria, GRS supports the Bulgarian Nuclear Safety Authority BNSA in its assessment of the safety status of Units 1-4 of the Kozloduy NPP. One major point of the work focused on the demonstration of the integrity of the reactor pressure vessel of Unit 1. This support was provided within the framework of an EU-Phare contract. It mainly consisted of an evaluation of the available thermal shock analyses, the preparation and taking of samples of the inner RPV wall, ultrasonic inspections following the taking of samples, and sample evaluation. The latter revealed a very small increase in re-embrittlement following the measure of curative annealing carried out in 1989. It was judged that in view of the positive results of the material analyses, the RPV could be operated for at least another four fuel cycles without a need for any further curative annealing. The final results on the expected remaining lifetime will depend on material analyses of accelerated irradiation capsules, which will be available by the end of 1998. The current state of assessment by Riskaudit concerning the available results was discussed in detail among experts during a workshop conducted by the International Atomic Energy Agency (IAEA) in Sofia in May 1997. The EU has commissioned Riskaudit to carry on the assessment of the analyses that are yet to be concluded. The work is to be carried out under the leadership of GRS.

Other major topics comprised tasks in connection with the licensing of backfitting measures for Units 3 and 4 of the Kozloduy NPP. The final report on the licensing of the NSA/EBRD-funded backfitting measures for Unit 4 was completed and submitted. The major points of assessment were the installation of an isolable pressuriser relief valve, fast-closing steam isolation valves, and the replacement of the steam generator safety valves. This was done within the framework of an EU-Phare contract awarded to RISKAUDIT; technical leadership rested with GRS. As not all of the points of this programme have yet been realised by the operator (emergency feedwater sys-

tem), a continuation of the support was agreed at the end of 1997.

For Bulgaria as for other East-European countries, the definition of requirements for a Safety Analysis Report is very important. Since only very incomplete Russian Safety Analysis Reports are available for Kozloduy-3 and -4 and none at all for Units 1 and 2, the authority has asked for assistance with regard to the requirements for such Safety Analysis Reports. These activities were begun by GRS (with participation of AEA and IPSN) in late 1997 and will be concluded in 1998, with Units 3 and 4 serving as reference units.

Also in 1997, GRS played the leading technical role in the assistance provided the Armenian regulatory authority ANRA. The EU had commissioned Riskaudit to support the authority. These activities parallel a further Tacis project of on-site assistance for the operator.

In May 1997, the assessment of the modernisation measures presented by the operator for the Medsamor NPP was begun. During subsequent meetings, the planned individual measures were discussed and additional ones proposed, and issues of operational safety were discussed with the authority and the operator. A training course in selected fields for ANRA inspectors is planned for 1998. On the request of the authority, Riskaudit is additionally investigating as a specific problem the influence of the low and high frequency fluctuations in the Armenian national grid on the safe operation of the nuclear power plant. The order to carry out these analyses was placed with ISTec. Owing to the high safety significance, RISKAUDIT handed over a first assessment of this problem to the EU and ANDRA already in June 1997. The associated recommendations are in line with the action plan of worked out by the Armenian side. Administrative and technical improvements have led to a stabilisation of the national grid; however, the necessary analyses within the nuclear power plants still have to be brought to conclusion.

Thanks to the bilateral and multilateral assistance programmes, various approaches of Western safety practice have been consolidated in East-European

countries. Owing to its extensive experience with safety assessments of German nuclear power plants that commenced operation long before the current regulations were in force, GRS has been able to apply a methodology that allows an effective assessment of the safety of nuclear power plants to be made. This

methodology comprises deterministically formulated requirements that are applied in connection with probabilistic reference values. This methodology has been presented in a form adapted to VVER-440/V-230 plants and is currently being discussed with IPSN and Russian organisations.



Londoner Zentrale der EBRD (Foto: EBRD)
London headquarters of the EBRD

Scientific and technical co-operation on the example of the adaptation and validation of GRS-developed codes for RBMK plants

Within the framework of corresponding agreements between the BMBF and the Russian Ministry for Atomic Energy (MINATOM) there exists long-standing scientific and technical co-operation with Russian institutions in the field of the safety of Russian reactors. An important area of the work comprises the review, adaptation and validation of German computer codes for use in connection with accident analyses for VVER and RBMK reactors.

To validate the ATHLET thermal-hydraulics code – originally developed by GRS for application to German pressurized and boiling water reactors – for specific features of RBMK reactors, experiments carried out in the Japanese SEL (Safety Experimental Loop) and HTL (Heat Transfer Loop) test facilities on mass flow oscillations in pressure-tube reactors were recalculated by scientists of the Russian "Kurchatov Institute" (RWZ KI) and GRS. The experimental data were made available within the framework of the "Extrabudgetary Programme on the Safety of RBMK NPPs" (IAEA) and used by the "Code Validation for RBMK LOCA Analyses" working group. Apart from GRS and the RWZ KI, the Pacific Northwest National Laboratory (USA), the Royal Institute of Technology (Sweden) and NIKIET (Russia) using the RELAP5 code, participated in the work.

Mass flow oscillations are an important phenomenon in the simulation of thermal-hydraulic processes in pressure tube reactors like the RBMK because possible stagnation has a direct effect on the coolability of the individual channels. In this context, code validation is mainly carried out with regard to the qualitative and quantitative modelling of the oscillations observed during the experiment as well as to the heat transfer mechanisms during and after the drying-out of the channels. In five experiments, density wave oscillations during forced recirculation as well as oscillations during natural circulation in the low-power range were investigated. Contrary to the results presented by other participants, the recalculations with ATHLET produced very good qualitative and quantitative agree-

ment with the measured values. The calculations modelled the phenomena observed in the experiments very well, e.g. the time and parameters of oscillations, critical heat flow, local temperatures of the fuel claddings, and re-wetting mechanisms.

Safety-related investigations

On the order of the EU and under the technical leadership of GRS, RISKAUDIT carried out a safety-related assessment of the upgrading measures proposed by the Ukrainian operating organisation for the Rovno-4 and Khmelnytsky-2 nuclear power plants that are currently under construction. All the proposals that had been made so far by GRS and its partners were considered by the Ukrainian side in the final version of the upgrading programme. Other activities comprised the assessment of the condition of the already installed equipment on the basis of inspection reports and plant walk-downs and an assessment of the "Basic Design" elaborated by the operator in which the proposed solutions of the upgrading programme are put in concrete terms.

Summarising the results of the safety assessment, GRS came to the conclusion that an acceptable level of safety can be achieved for the Rovno-4 and Khmelnytsky-2 nuclear power plants if supplementary measures originating from other NPP- or industrial programmes are implemented with success. Among these, there are in particular quality assurance measures and demonstrations that systems and equipment are fault-proof. In an external audit that had been demanded by the EBRD, the Riskaudit assessment of the upgrading measures was subjected to additional examination by the US company Sciencetech. Sciencetech arrived at an almost identical assessment of the safety improvement measures as GRS did.

Similar activities were followed and are still being pursued by GRS in a consortium with other TSOs for the Russian Kalinin-3 NPP and the modernisation of Units 5 and 6 of the Bulgarian Kozloduy NPP.

One example of practical application of the ATHLET code in safety assessments of Russian reactors consists of the accident analyses performed in 1997 for the VVER-1000/V-320 plant Balakovo-4; this was

done jointly with Russian experts from the Kurchatov Institute and from the Scientific and Engineering Centres of the Russian Authority and of VNIIAES within the framework of bilateral co-operation with the Russian authorities.

In a first move, analyses with regard to six different initiating events were performed in 1997. One of the objectives of these activities was to demonstrate the effectiveness of accident management measures.

The road to international safety partnership

All future assistance and co-operative tasks directed at an enhancement of nuclear safety in Eastern Europe must aim for full inclusion of the East-European countries in the structures and activities of an international safety partnership.

To further evolve safety culture it is necessary that an increasingly sharpened awareness exists on safety issues. There must be a general consensus among all those involved from science, industry and the authorities that safety issues always have to be given priority over all other interests, also economic ones.

Scientific and technical co-operation must be in a form that makes it possible to join together the scientific and technical findings and experiences of both sides.

The harmonisation of safety requirements is particularly important in view of the world-wide efforts and activities going on to develop an international safety concept for nuclear facilities.

Close-knitted partnerships and joint scientific and technical activities are the prerequisites for the formation of a common understanding of safety, which has to be further consolidated in order to last.

The nuclear safety improvements which have been achieved in Eastern Europe so far and the success of past co-operation will only survive if the assistance and co-operation can successfully be included in the international safety partnership as it exists among Western countries in the field of nuclear safety.

F. W. Heuser, H. Teske

Zusammenarbeit mit Frankreich – Ein Jahrzehnt Partnerschaft mit IPSN

Der Ausbau der Kernenergie in Europa war maßgeblich durch die beiden großen Nuklearprogramme Deutschlands und Frankreichs geprägt. Die unmittelbare Nachbarschaft und das freundschaftliche Verhältnis beider Länder führten zu einer dauerhaften Verständigung über Sicherheitsfragen, die über das innerhalb der OECD übliche Maß internationaler Beziehungen weit hinausgeht.

Im Rahmen dieser besonderen deutsch-französischen Beziehungen hat sich zwischen der GRS und dem französischen Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) schon vor vielen Jahren eine gute Zusammenarbeit entwickelt. Dies wurde durch eine Reihe von Gemeinsamkeiten begünstigt. Sowohl für GRS als auch für IPSN haben Engagement in der Sicherheitsforschung sowie eigenständige, auf vertiefte Analysen gestützte Bewertungen von Sicherheitsfragen eine lange Tradition. Beide Organisationen sind seit langem maß-

geblich an der Ausgestaltung von nationalen Sicherheitskonzepten und Sicherheitsanforderungen beteiligt. Beide haben sich früh und auf vielen Gebieten in internationalen Kooperationen engagiert und wirken auch über ihre Mitarbeiter, häufig als Beauftragte ihres Landes, in zwischenstaatlichen und internationalen Gremien an der internationalen Meinungsbildung in der Reaktorsicherheit und der Entsorgung mit.

Diese Gemeinsamkeiten haben GRS und IPSN Ende der 80er Jahre veranlaßt,

eine engere Partnerschaft zu suchen. Einen wichtigen Anstoß dafür gab das deutsch-französische Gipfeltreffen im Juni 1989, bei dem sich die beiden Regierungen dafür aussprachen, daß „zwischen den auf Reaktorsicherheit spezialisierten Forschungsinstituten beider Länder gemeinsame Strukturen geschaffen werden können“. In diesem Sinne schlossen GRS und IPSN noch im selben Jahr eine Vereinbarung mit dem Ziel, ihre Zusammenarbeit bei der Lösung von Sicherheitsfragen zu intensivieren. Die Kooperation sollte „evolutionär“ weiterentwickelt werden: Ausarbeitung gemeinsamer Positionen zu technischen Fragen, Austausch von Personal und Bildung gemeinsamer Teams sowie die Schaffung einer gemeinsam getragenen Organisation, deren Aktivität sich auf die Lösung von Sicherheitsfragen richtet.

1993	<ul style="list-style-type: none"> • Allgemeine Empfehlungen <i>Common Recommendations</i> 	1996	<ul style="list-style-type: none"> • Integrität des Primärkreises <i>Integrity of the primary circuit</i> • Auslegung des Kernnotkühlsystems <i>ECCS-design</i>
1994	<ul style="list-style-type: none"> • Systemauslegung und Einsatz probabilistischer Methoden <i>System design and PSA-application</i> • Integrität des Primärkreislaufes <i>Primary circuit integrity</i> • Einwirkungen von außen <i>External impacts</i> • Radiologische Folgen <i>Radiological impacts</i> 	1997	<ul style="list-style-type: none"> • F & E Programm (Update) <i>R&D Programme (Update)</i> • Systemauslegung und Einsatz probabilistischer Methoden (Update) <i>System design and PSA-application (Update)</i> • funktionelle Anforderungen an sekundärseitige Druckabsicherung (Update) <i>Function requirements to prevent the overpressure in the secondary-side (Update)</i> • Schwere Unfälle und Auslegung des Containments <i>Severe accidents and containment design</i>
1995	<ul style="list-style-type: none"> • Bruchausschluß der Hauptkühlmittelleitung <i>Break preclusion in the main coolant line</i> • F&E Programm <i>R&D Programme</i> • Strahlenschutz im Normalbetrieb <i>Radiological protection during normal operation</i> • Allgemeiner Ansatz Systemauslegung <i>Common approach to the system design</i> • Sekundärseitige Wärmeabfuhr <i>Secondary-side heat remove</i> • Sekundärseitiger Bruch und Bypass-Sequenz <i>Secondary-side break and bypass sequence</i> • funktionelle Anforderungen an sekundärseitige Druckabsicherung <i>Function requirements to prevent the overpressure in the secondary-side</i> 	1998	<ul style="list-style-type: none"> • Kernauslegung <i>Core design</i> • Auslegung des Kernnotkühlsystems <i>ECCS-design</i> • Systemauslegung und Anlagenverhalten im abgeschalteten Zustand <i>System design and behaviour of the shut-down nuclear installation</i> • Einwirkungen von außen (Update) <i>External impacts (Update)</i>

Die von GRS und IPSN erarbeiteten Vorschläge für Sicherheitsanforderungen an zukünftige Druckwasserreaktoren bilden die Basis für zahlreiche gemeinsame Empfehlungen von GPR und RSK, der Sicherheitskommissionen Frankreichs und Deutschlands. Diese Empfehlungen wurden inzwischen von den Sicherheitsbehörden der beiden Länder bestätigt und veröffentlicht.

The proposals for safety requirements for future pressurized water reactors, developed jointly by GRS and IPSN form the basis for numerous common recommendations of GPR and RSK, the French and German safety commissions. These recommendations were meanwhile approved by the regulatory authorities of both countries and published.

Ergebnisse der Zusammenarbeit

Auf der Grundlage dieser Vereinbarung haben GRS und IPSN in den 90er Jahren mehrere gemeinsame Aktionsfelder aufgebaut. Besonders hervorzuheben sind die Arbeiten zu Vorbereitung deutsch-französischer Sicherheitsanforderungen an künftige Kernkraftwerke, das Zusammenwirken bei der Unterstützung osteuropäischer Länder bei der Verbesserung der Sicherheit ihrer kerntechnischen Einrichtungen sowie die Zusammenarbeit in der Sicherheitsforschung und bei der Entwicklung von Computerprogrammen zur Sicherheitsanalyse. Auf allen diesen Feldern wurden konkrete Arbeitsergebnisse erzielt.

Ein weiterer wichtiger Schritt war die Gründung der gemeinsamen Tochterorganisation RISKAUDIT im Jahre 1992, welche sich in den folgenden Jahren zu einem Kristallisationspunkt für die Zusammenarbeit unabhängiger technischer Sicherheitsorganisationen West- und Osteuropas entwickelte. Die Büros von RISKAUDIT, die in Moskau und Kiew eröffnet wurden, haben – nicht zuletzt durch ihre Einbindung in ein leistungsfähiges Telekommunikationsnetz – die Wirksamkeit der Aktionen von IPSN und GRS in Osteuropa wesentlich gesteigert.

Gemeinsame Positionen zu Sicherheitsanforderungen an künftige Kernkraftwerke

Zu den ersten und besonders wichtigen Feldern der Zusammenarbeit von GRS und IPSN im Rahmen des Abkommens von 1989 gehörte die Vorbereitung deutsch-französischer Sicherheitsanforderungen an den durch Framatome und Siemens zu entwickelnden künftigen Druckwasserreaktor (Projekt EPR). Im Jahr 1993 wurden die ersten von GRS und IPSN erarbeiteten Vorschläge vorgelegt. Sie bildeten die Basis für gemeinsame Empfehlungen, die im selben Jahr von den Sicherheitskommissionen beider Länder – Groupe Permanent chargé des Réacteurs Nucléaires (GPR) und Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) – verabschiedet wurden. In den folgenden Jahren wurde eine Reihe spezifischer Themen, von der Auslegung von Systemen bis hin zu einem begleitenden Forschungs- und Entwicklungsprogramm, detaillierter behandelt. Auch diese Arbeiten haben sich inzwischen in gemeinsamen Empfehlungen von GPR und RSK

niedergeschlagen. Diese Empfehlungen wurden anschließend von den deutschen und französischen Sicherheitsbehörden bestätigt und veröffentlicht. Wie die Diskussionen mit den zuständigen Organisationen weiterer europäischer Länder zeigen, könnten sich diese Anforderungen künftig zu einem europäischen Sicherheitsstandard weiterentwickeln.

Verbesserung der Sicherheit von Nuklearanlagen in Osteuropa

Als man im Westen Ende der 80er Jahr auf die Sicherheitsdefizite kerntechnischer Anlagen in Osteuropa aufmerksam wurde, wurde das gemeinsame Engagement für Sicherheitsverbesserung in diesen Ländern rasch zu einer vordringlichen Aufgabe der neuen Partnerschaft von GRS und IPSN. Es war offensichtlich, daß Osteuropa Unterstützung benötigte und daß dabei denjenigen technischen Organisationen Westeuropas eine besondere Verantwortung zukam, die in ihren Heimatländern Sachverständige ihrer jeweiligen nationalen Sicherheitsbehörden sind.

Bereits bei den Sicherheitsanalysen der Blöcke 1-4 des Kernkraftwerks Greifswald – noch vor der politischen Wende im Osten – wirkte IPSN mit. Nach der Öffnung Osteuropas kam es dann zu einer Vielzahl gemeinsamer Aktionen. Die gemeinsamen Büros in Moskau und Kiew schufen Voraussetzungen für intensive Fachdiskussionen und auch für logistisch anspruchsvolle Kooperationsprojekte, wie beispielsweise die kürzlich angelaufene deutsch-französische Initiative für Tschernobyl. Im Rahmen dieser von der deutschen und der französischen Regierung sowie von der EdF und den deutschen Elektrizitätsversorgungsunternehmen finanzierten Initiative werden maßgebliche osteuropäische Organisationen ihre Daten und ihr Wissen in eine Informationsbasis für die Sanierung des Standorts und für eine qualifizierte Beurteilung der verbleibenden Gesundheits- und Umweltrisiken einbringen.

Das gemeinsame Vorgehen von GRS und IPSN war und ist immer dann besonders wichtig, wenn es darum geht, nach einem „internationalen Sicherheitsmaßstab“ zu bewerten oder eine „internationale Sicherheitspraxis“ zu vermitteln und osteuropäischen Fachleuten eine einheitliche und verlässliche Richtschnur an die Hand zu geben. Daher gehen GRS und IPSN so weit wie möglich gemeinsam mit techni-

schen Sicherheitsorganisationen anderer Länder vor, die in ihrem Heimatland den technischen Sachverstand ihrer Sicherheitsbehörde repräsentieren. Um in konkreten sicherheitstechnischen Fragen zu breit akzeptierten gemeinsamen Positionen zu kommen, haben sie sich mit diesen Partnern in Europa zu einem Verbund technischer Sicherheitsorganisationen (TSOG) zusammengeschlossen.

Gemeinsame Forschung und Entwicklung

Sowohl für GRS als auch für IPSN stellt Sicherheitsforschung eine unersetzliche Basis für ein breiteres Feld sicherheitsbezogener Aufgaben und für qualifizierte Sicherheitsbewertungen dar. Ein wichtiges Motiv für die Kooperation in diesem Bereich war und ist, diese Basis trotz insgesamt sinkender Forschungsbudgets so zu erhalten, daß die immer noch steigenden Ansprüche an die Reaktorsicherheit auch künftig befriedigt werden können.

Wichtigstes Themenfeld der bisherigen Forschungskoooperation waren schwere Störfälle, insbesondere die Möglichkeiten, auch bei solchen Extremereignissen schwere Kernschäden noch zu verhüten bzw. massive Freisetzungen von radioaktivem Material zu verhindern. Vor allem betrifft dies die in solchen Fällen möglichen Phänomene im Sicherheitsbehälter. Ein sehr wesentliches Gemeinschaftsprojekt ist hier die Entwicklung des deutsch-französischen Computerprogramms ASTEC zur Simulation des Gesamtablaufs schwerer Störfälle im Reaktorsystem und im Sicherheitsbehälter. Die Arbeiten an dieser Ende 1994 begonnenen Entwicklung werden im Rahmen der bereits seit mehreren Jahren bestehenden Kooperationsvereinbarung zwischen dem Bundesministerium für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie (BMBF) und dem Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) durchgeführt. Eine erste Version des Programms ist inzwischen fertiggestellt und befindet sich in der Verifikation anhand abgestimmter Experimente.

Ein wichtige Rolle spielt dabei das internationale Projekt PHEBUS FP. Ziel dieses Projekts ist es, in einem Versuchsreaktor die Phänomene zu untersuchen, die bei einem schweren Unfall in einem Leichtwasserreaktor für Transport, Rückhaltung und Chemie der Spaltprodukte in Reaktorkern, Kühlmittelkreislauf und Sicherheits-

behälter verantwortlich sind. Im Zusammenhang mit diesen Experimenten kam es auch zu einer Zusammenarbeit von GRS und IPSN, bei der die GRS im Rahmen des französischen Genehmigungsverfahrens tätig wird.

Auch in der Sicherheitsforschung arbeiten GRS und IPSN mit weiteren Partnern zusammen. Ziel ist, Effizienz und Qualität der Arbeiten zu verbessern und zu einem breiteren internationalen Konsens bei der Beurteilung von Phänomenen zu kommen. So wurden beispielsweise im Rahmen einer trilateralen Zusammenarbeit von IPSN und GRS mit dem japanischen Partner, der Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC), Untersuchungen zur Wasserstoffverteilung im Sicherheitsbehälter durchgeführt.

Schritte zu einem deutsch-französischen Kompetenzzentrum

Aus der bisherigen Zusammenarbeit und ihren Ergebnissen in dem knappen Jahrzehnt seit Unterzeichnung des ersten Kooperationsabkommens von GRS und IPSN hat sich eine gute Partnerschaft der beiden Organisationen entwickelt. Wichtige bilaterale Ziele wurden erreicht. Darüber hinaus sind GRS und IPSN auf vielen Gebieten Schrittmacher europäischer Entwicklungen geworden.

Diese Erfolge sind Basis und Anreiz für ein noch engeres Zusammengehen der beiden Organisationen. Für eine Weiterentwicklung der Partnerschaft von GRS und IPSN sprechen aber auch neue internationale Herausforderungen, die sich in den letzten Jahren ergeben haben:

- Liberalisierung und Deregulierung der Energiemärkte führen zunehmend zu internationalen Strukturen der Stromversorger und der kerntechnischen Industrie, was den Aufbau internationaler Sachverständigenorganisationen verlangt.
- Durch die Stagnation der Kernenergienutzung in den westlichen Industriestaaten wird es hier immer schwieriger, die für Sicherheit notwendige Kompetenz mit rein nationalen Maßnahmen zu erhalten.
- Die Integration Osteuropas mit Aufnahme osteuropäischer Länder, die über Kernkraftwerke sowjetischer Bauart verfügen, in die Europäische Union wird in den nächsten Jahren erhebliche europäische

Anstrengungen in der technischen Konsensbildung zu Fragen der Reaktorsicherheit und der Entsorgung erfordern.

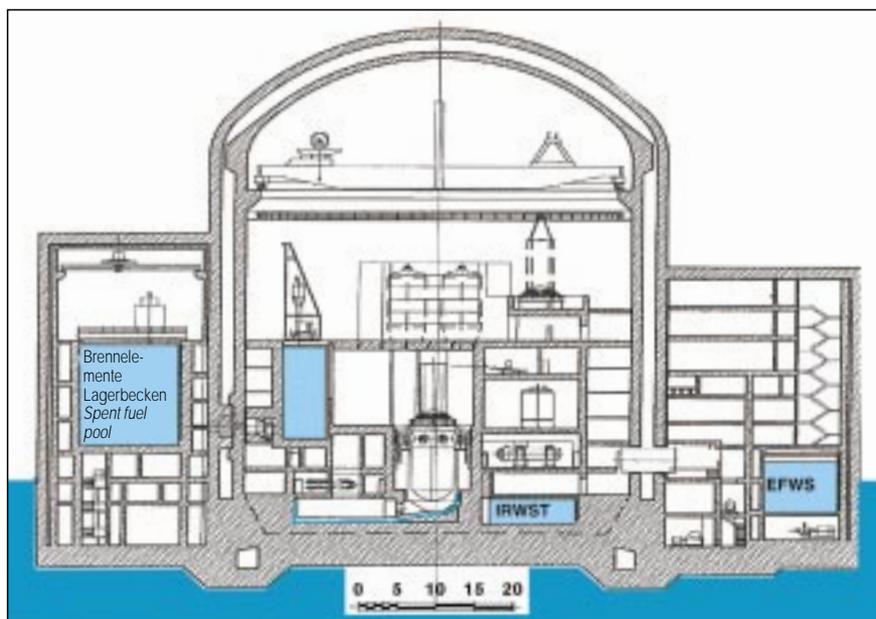
- Nicht zuletzt wird heute von der Bevölkerung Europas eine immer größere Transparenz in allen die Reaktorsicherheit und die Entsorgung betreffenden Fragen gefordert, die letztlich nur durch kompetente und unabhängige Fachorganisationen mit internationaler Orientierung erreicht werden kann.

Angesichts dieser Herausforderungen sind GRS und IPSN in diesem Jahr übereingekommen, ihre Zusammenarbeit neu zu gestalten, um zu einer noch engeren Verbindung beider Organisationen zu kommen. Sie haben dazu im Juli 1998 ein neues Kooperationsabkommen geschlossen, welches auch gemeinsame Strukturen vorsieht, um die Strategien der beiden Organisationen in allen für ihre Tätigkeit relevanten Bereichen weiterzuentwickeln und zu harmonisieren.

In allen wesentlichen Fragen der Reaktorsicherheit soll ein gemeinsames Verständnis entwickelt werden mit dem Ziel, die deutschen und französischen Positionen zu vereinheitlichen. Auch wollen GRS und IPSN die Kompetenz des Partners künftig systematisch und auf breiter Basis für ihre

nationalen Aufgaben nutzen. Insgesamt soll eine stärkere Abstimmung der Aktivitäten erreicht und der Aufbau gemeinsamer Teams beschleunigt werden. Schlüsselprojekte in der Sicherheitsforschung sollen zunehmend arbeitsteilig bearbeitet werden. Schließlich wollen GRS und IPSN künftig verstärkt gemeinsame Veranstaltungen durchführen und eine gemeinsame Kommunikation mit der Öffentlichkeit Frankreichs und Deutschlands entwickeln.

Letztlich soll die neue Phase der Partnerschaft von GRS und IPSN Schritt für Schritt zu einem deutsch-französischen Kompetenzzentrum für nukleare Sicherheit führen. Dadurch sollen auch Voraussetzungen geschaffen werden, um die Beurteilung von Sicherheitsfragen auf eine qualifizierte internationale Basis stellen zu können. In diesem Sinne sehen sich GRS und IPSN auch als Schrittmacher für einen größeren Verbund europäischer Sicherheitsorganisationen, der in den Schlüsselfragen der Reaktorsicherheit und der Entsorgung europäische Positionen definiert, über Europas Grenzen hinaus durch Kompetenz und Unabhängigkeit überzeugt und wirksam Einfluß auf die internationalen Entwicklungen der Reaktorsicherheit nehmen kann.



Ein europäischer Sicherheitsstandard kann nicht durch formales Zusammenfügen bestehender nationaler Regelwerke entstehen. Er erfordert gemeinsame Arbeit an konkreten Projekten, wie beispielsweise dem deutsch-französischen Druckwasserreaktor EPR.

A European safety standard cannot be reached by a formal combination of existing national rules and regulations. It requires joint activities in specific projects such as the German-French pressurized water reactor EPR.

could expectedly be developed further into a European safety standard.

Improving the Safety of Nuclear Facilities in Eastern Europe

At the end of the eighties, as attention in the West was drawn to the safety deficiencies in the nuclear facilities of Eastern Europe, the common commitment to enhance safety in these countries quickly became an urgent task for the new partners GRS and IPSN. It was clear that Eastern Europe needed backing, and that with it those technical organisations of Western Europe which in their own countries have experts in their respective federal safety agencies were called to a special responsibility.

IPSN was already contributing to the safety analyses of units 1 – 4 of the Greifswald nuclear power plant even before the poli-

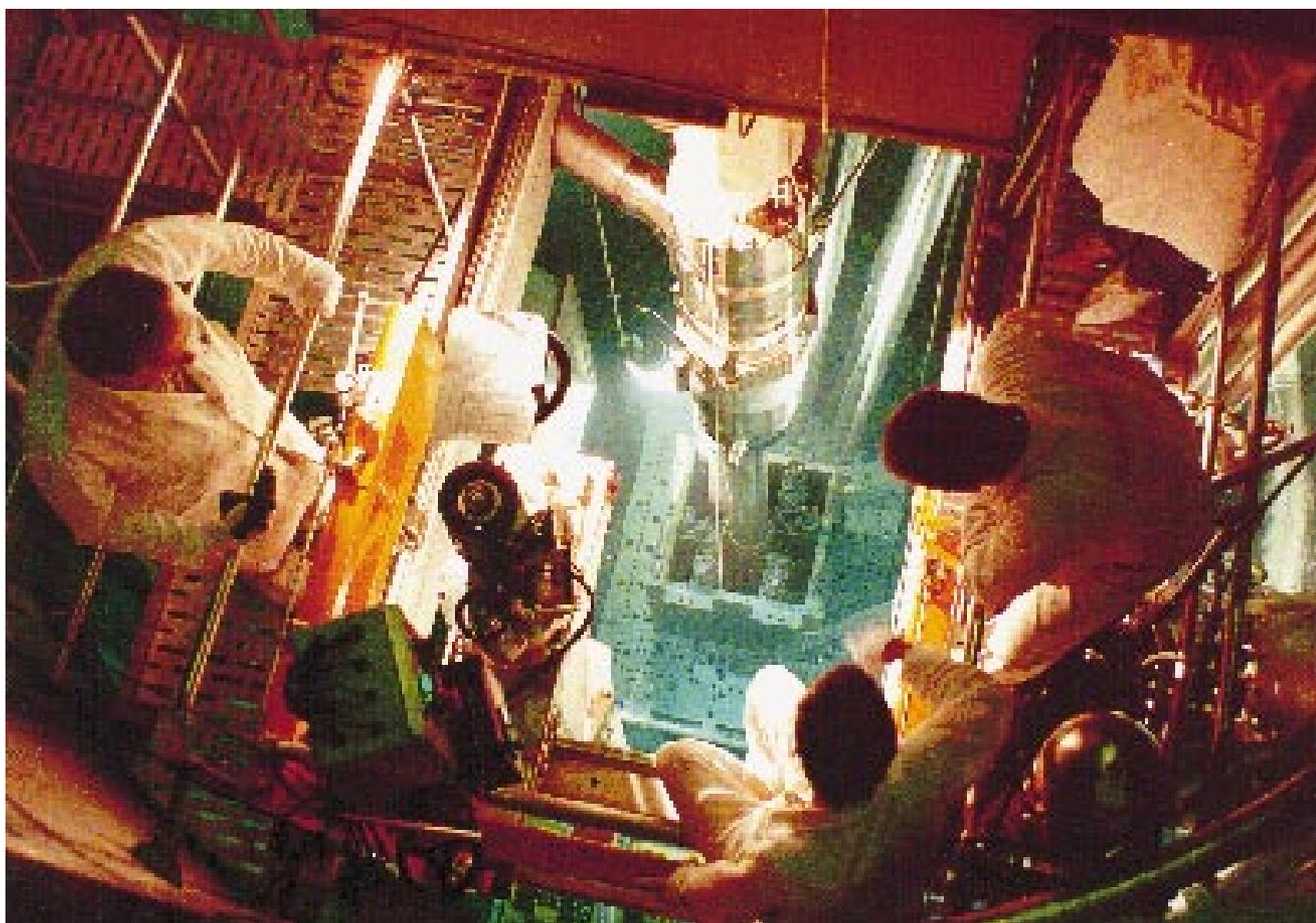
tical turnaround in the east. After the opening up of Eastern Europe, it came to a number of joint undertakings. The joint offices in Moscow and Kiev provided surroundings for lively discussions among experts, and also for logistically up-to-date co-operative projects such as, for example, the recently run Franco-German initiative on Chernobyl. Within the context of this initiative, financed by both the German and French governments and EdF and German electric utilities as well, the very interested East-European organisations are to bring their data and knowledge into an information base for site clean-up and a qualified assessment of the remaining health and environmental risks.

The joint procedure of GRS and IPSN was and continues to be especially important when it pertains to evaluation according to an "International Safety Standard" or serves

to demonstrate an "International Safety Practise", and puts into the hands of East-European experts a standardised and reliable precept. Hence, GRS and IPSN proceed as far as they can together with the technical safety organisations of the other countries which represent respectively the technical expertise of the safety agencies in those countries. In order to arrive at common, broadly acceptable positions on concrete safety-related questions, ranks have been closed together with these European partners in a union of technical safety organisations (TSOG).

Joint Research and Development

For GRS as for IPSN also, safety research provides an indispensable basis for a wide range of safety-related tasks and qualified safety assessments. An important incentive for co-operation in this area was and is



Mit Hilfe des Phébus-Versuchsreaktors werden Phänomene untersucht, die bei einem schweren Unfall in einem Leichtwasserreaktor für den Transport, die Rückhaltung und die Chemie der Spaltprodukte im Reaktorkern, Kühlmittelkreislauf und Sicherheitsbehälter verantwortlich sind.

By means of the experimental reactor Phébus, phenomena are being examined which are responsible for transport, retention and the chemistry of the fission products in the reactor core, coolant cycle and containment during a severe accident in a light water reactor.

for this basis to be kept, despite altogether diminishing research budgets, so that the continuously increasing demands on reactor safety can also be satisfied in the future.

An important topic of research collaboration so far has been: The avoidance of severe accidents, especially the possibilities also in extreme events involving severe core damage and thus the prevention of massive releases of radioactive material. In such cases, this touches above all upon possible phenomena inside the containment. A very essential joint project here is the development of the Franco-German ASTEC code for simulating the entire run of severe accidents in the reactor system and containment. This developmental work, begun at the end of 1994, is carried out within the framework of the co-operation agreement already existing for several years between the Federal Ministry for Education, Science, Research and Technology (BMBF) and the French Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA). A preliminary version of the programme meanwhile has been completed and is being verified by controlled experiments.

The international PHEBUS FP project plays an important role here. The aim of this project is to study, in an experimental reactor, the phenomena which in case of a severe accident in a light water reactor are responsible for the transport, retention and chemistry of the fission products in the reactor core, the coolant loop and the containment. In connection with these experiments, a co-operative work-effort between GRS and IPSN also emerged in which GRS became involved in the area of the French licensing procedure.

GRS and IPSN also work together with other partners in safety research. The object is to improve the efficiency and quality of the work, and to arrive at a broad international consensus in the assessment of the phenomena. Thus, for example, in the context of a tri-lateral mutual work-arrangement shared between IPSN, GRS

and the Japanese partner NUPEC – the Nuclear Power Engineering Corporation – studies of the hydrogen distribution within the containment were carried out.

Steps towards a Franco-German Centre of Competence

Out of their mutual joint work-endeavour so far, and the results obtained in the ten years since the signing of the first co-operative agreement between GRS and IPSN, a good partnership between the two organisations has evolved. Important bilateral goals were reached. As a result, IPSN and GRS in many fields have become the pacemakers for European development.

These successes are the foundation and incentive for closer co-operation between the two organisations. New international challenges, moreover, which have emerged over the past few years are also reasons for further development of the partnership between GRS and IPSN:

- Liberalisation and deregulation of the energy markets lead increasingly to international structures for the suppliers of electricity and the nuclear industry, thus compelling the build-up of international expert-organisations.
- Because of the stagnation of nuclear energy use in the industrialised Western countries it will become increasingly difficult to provide the necessary expertise on safety matters purely by means of national measures.
- The integration of East Europe with the assimilation of East-European countries operating nuclear power plants of Soviet design into the European Community will necessitate over the next few years major European efforts to build a technical consensus on matters of reactor safety and waste disposal.
- Increasing transparency of all questions encountered on reactor safety and waste disposal will be demanded, not in

the least by the European population; in the end, this can only be accomplished by employing competent and independent expert-organisations.

In view of these challenges, GRS and IPSN have agreed this year to shape anew their mutual working together in order to bring about even closer ties between them. To this end, as of July 1998, they have committed themselves to a new agreement on co-operation which also embraces unified structures for the purpose of further development and harmonisation of the strategies of both organisations in all of their relevant fields of action.

For all of the essential questions of reactor safety, a common understanding should be developed with the aim to unify the German and French positions. GRS and IPSN provisionally also want to employ the expertise of the partners systematically and on a broad basis for domestic projects. Altogether, a keen synchronisation of activities should be reached and the forming of integrated teams accelerated. Key projects in safety research should progressively be worked on with sharing. Ultimately, both GRS and IPSN want to carry out prospectively enhanced common efforts while jointly developing communications with the public in France and Germany.

Finally, the new phase of the partnership between GRS and IPSN should lead step by step to a centre of Franco-German expertise on nuclear safety. Thereby, conditions should be set to enable the assessment of matters of safety to be put on a qualified international basis. In this sense, GRS and IPSN perceive themselves also as pace makers for a large union of European safety organisations which defines European positions on the key questions of nuclear safety and waste disposal, convincingly, beyond European borders through expertise and independence, and which can effectively influence international developments in nuclear safety.

A. Schaefer

10

Forschungsbetreuung

Research Management

Die GRS unterstützt das Bundesministerium für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie (BMBF) bei der Umsetzung seines Förderkonzepts „Reaktorsicherheitsforschung“ sowie bei der Gestaltung und Durchführung internationaler Kooperationen auf diesem Gebiet.

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 BMBF

Projektträgerschaft und -begleitung

Der Bereich Forschungsbetreuung (FB) der GRS ist als Projektträger des BMBF zuständig für alle fachlichen und administrativen Angelegenheiten der projektgeförderten Reaktorsicherheitsforschung deutscher Forschungseinrichtungen; ausgenommen sind z.B. Arbeiten der GRS, über die das BMBF selbst entscheidet,

sich dazu aber von der FB als Projektbegleiter unterstützen läßt.

Insgesamt wurden von der FB im Jahr 1997 ca. 130 Vorhaben mit einem Gesamtfördervolumen von ca. 47 Mio DM betreut. Die FB hat diese Vorhaben in fachlichen Diskussionen mit deutschen und auch ausländischen Forschungseinrichtungen initiiert bzw. vorbereitet, inhaltlich auf Einhaltung der fachlichen Vorgaben des Förderkonzepts des BMBF geprüft, ihre Bewilligung durch das BMBF vorgeschlagen, ihre fachgerechte Bearbeitung kontrolliert und dokumentiert sowie die Ergebnisse hinsichtlich des Erreichens der fachlichen Ziele bewertet. Dabei wurde die FB von unabhängigen Expertengremien (Projektkomitees) beraten, deren fachliche Voten sie bei ihren Förderempfehlungen an den BMBF berücksichtigt.

In der Projektträgerschaft hat die FB zusätzlich zu ihren fachlichen Tätigkeiten alle Angebote bzw. Anträge administrativ geprüft sowie die ordnungsgemäße Durchführung der Vorhaben und ihren Abschluß für das BMBF überwacht.

Internationale Zusammenarbeit

Die FB unterstützt das BMBF bei der forschungspolitischen und fachlichen Ge-

staltung und Durchführung seiner internationalen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung.

Die bilaterale Zusammenarbeit des BMBF gründet sich auf Regierungs- und Ressortabkommen, die mit anderen Kernenergie nutzenden Ländern abgeschlossen und teilweise bereits seit den sechziger Jahren durch Expertentreffen und gemeinsame Projekte gepflegt werden. Von Beginn an gehören dazu die gemeinsamen Aktivitäten mit den USA. Besonders hervorzuheben ist die enge Zusammenarbeit zwischen BMBF und dem Commissariat à l'Energie Atomique (CEA, Frankreich), die einen umfassenden Austausch von Informationen und Ergebnissen von Forschungsarbeiten zur Reaktorsicherheit umfaßt. Wesentliche Beiträge hierzu leistet die Kooperation zwischen GRS und dem Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN).

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 BMBF bei der Ausgestaltung der allgemein gehaltenen Regie-



BMU-Hauptgebäude in Bonn
BMU Headquarters in Bonn



BMBF-Gebäude in Bonn
BMBF Headquarters in Bonn

rungsvereinbarungen durch ihre Konkretisierung in gemeinsamen Projekten mit osteuropäischen Forschungseinrichtungen.

Die FB trägt im Auftrag des BMBF zur 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 in 1997 Verhandlungen 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) über fachliche Vertiefungen der Zusammenarbeit in der Reaktorsicherheitsforschung geführt. Die Vertragsabschlüsse werden für 1998 erwartet.

Ein weiteres Feld der internationalen Zusammenarbeit des BMBF 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 BMBF als Grundlage für seine Mitwirkung in internationalen Lenkungs-gremien. Dazu gehören der beratende Programmausschuß für das 4. und das in Vorbereitung befindliche 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 BMBF die Interessen Deutschlands sowohl in fachlicher als auch in finanzieller Hinsicht. Beispiele hierfür sind die OECD-Projekte HALDEN und RASPLAV sowie das multinationale ACE/ACEX-Projekt unter Federführung des Electrical Power Research Institute (EPRI, USA).

Wesentlicher Bestandteil der Zuarbeit der FB für das BMBF ist die rasche Be-

arbeitung von ad hoc Fragen in der internationalen Kooperation. Hier setzt die FB ihre seit vielen Jahren gepflegten Verbindungen zu Institutionen im Ausland nutzbringend für den Auftraggeber ein.

Arbeiten für das BMU

Die Unterstützung des BMU durch die FB als Projektträger bei dem Hilfsprogramm des BMU für die „Kerntechnische Sicherheit in den Mittel- und Osteuropäischen Ländern und den Neuen Unabhängigen Staaten“ verfolgt die Zielsetzung, daß deutsche Sicherheitstechnik zur Erhöhung der Sicherheit in den Kernkraft-

Dieses Osthilfeprogramm des BMU umfaßt u.a. ein Investitionsprogramm (insgesamt ca. 42 Mio. DM), das die Lieferung von Ausrüstungen zum Abbau von Schwachstellen in den Referenzanlagen in Rußland (Balakowo) und der Ukraine (Rowno/Saporoshje) vorsieht. Die FB konnte in enger Zusammenarbeit mit dem BMU und allen beteiligten Institutionen und Firmen die Systemlieferungen in die Ukraine erfolgreich abschließen. Als Ergebnis ist unter anderem festzuhalten, daß das deutsche System zur Dampferzeuger-Heizrohrprüfung in der Ukraine eingeführt wurde: Auf Anforderung der ukrainischen Aufsichtsbehörde müssen heute die Dampferzeuger-Heizrohre aller



Der EU-Ministerrat in Brüssel

The EU Council of Ministers in Brussels

werken Balakowo (Rußland) und Rowno bzw. Saporoshje (Ukraine) als ausgewählte Referenzanlagen eingesetzt und das Interesse anderer Kraftwerksbetreiber an dieser Sicherheitstechnik geweckt wird (Multiplikatoreffekt). Durch Aufnahme des Ist-Zustands und Vergleich mit deutschen Anforderungen bzw. der deutschen Praxis im Bereich der Betriebssicherheit werden so Grundlagen für behördliche Sicherheitsbewertungen nach westlichen Maßstäben geschaffen.

ukrainischen Kernkraftwerke mit dem deutschen System geprüft werden.

Zur Zeit werden zusätzliche Unterstützungsmaßnahmen für die Ukraine zum Ersteininsatz des Zentralmastmanipulators bei der Prüfung des Reaktordruckbehälters diskutiert.

Die Auslieferung der Prüfsysteme an das Kernkraftwerk Balakowo konnte noch nicht erfolgen, da die erforderliche nukleare Haftungsfreistellung der russischen Regierung noch nicht vorliegt.

Research Management

GRS assists the Federal Ministry for Education, Science, Research and Technology (BMBF) in the implementation of its "Reactor Safety Research" as well as in the configuration and performance of international co-operation in this field.

GRS further 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 New Independent States" as well as in the assessment of the results of selected research activities with regard to their importance for licensing, supervision and effective nuclear standards.

Work performed for the BMBF

Project execution and assistance

As project management agency of the BMBF, the Research Management Division of GRS is responsible for all technical and administrative matters related to reactor safety research of German research institutions funded by projects. Exceptions are GRS activities, on which the BMBF decides itself, but for which it makes use of the Research Management Division as project advisor.



Referenzanlage Rowno in der Ukraine
Reference Plant Rovno in the Ukraine

In the year 1997, the Research Management Division managed about 130 projects with a total sponsorship volume of approx. 47 million DM. The Research Management Division initiated and prepared these projects in technical discussions with German and foreign research institutions, checked them in content with regard to compliance

with technical standards of the promotion concept of the BMBF, suggested them for BMBF approval, controlled and documented their orderly performance, and assessed the results with regard to whether the technical aims were achieved. For these tasks, the Research Management Division was supported by independent expert committees (project committees) whose expert opinion is taken into account when promotion of a particular project is suggested to the BMBF.

In its function as project management agency, the Research Management Division checked all offers and applications administratively, in addition to its technical activities, and monitored the proper execution and completion of the projects for the BMBF.

International co-operation

The Research Management Division assists the BMBF in the configuration 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 BMBF is based upon governmental and interdepartmental agreements concluded with



Referenzanlage Saporoshje in der Ukraine
Reference Plant Zaporoshe in the Ukraine

other countries exploiting nuclear energy. Some of these agreements have been maintained since the 60s by expert meetings and joint projects. Joint activities with the USA have belonged to them right from the beginning. Particular emphasis is

Atomic Energy Research Institute" (KAERI), the „Health and Safety Executive" (HSE, UK) as well as with the „United States Nuclear Regulatory Commission" (US-NRC). The conclusion of the corresponding agreements is expected for 1998.



Referenzanlage Balakowo in Rußland
Reference Plant Balakovo in Russia

placed on the close co-operation between the BMBF and the Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA, France) which includes an extensive exchange of information and results of research activities related to reactor safety. The co-operation between GRS and the Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) greatly contributes to this.

Since the end of the eighties, it has been possible to establish relations with the countries of Central and Eastern Europe and the Soviet Union or with successor states, which have continuously been intensified and deepened from a technical point of view since then. Here, the Research Management Division assists the BMBF in specifying the generally formulated governmental agreements by putting them in concrete terms in joint projects with East-European research institutions.

On behalf of the BMBF, the Research Management Division contributes to the technical specification of the governmental agreements with the Western partners. This is realised by preparation, negotiation and formulation of contracts under the respective general agreements of the Federal Government. In 1997, e.g., negotiations on intensifying co-operation from a technical point of view in the field of reactor safety research were conducted with the „Korea

Another field of international co-operation of BMBF is its participation in multinational organisations (IAEA, 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 serves as a basis for BMBF's contributions to international steering committees. These are, e.g., the Programme Advisory Committee for the 4th and the 5th Framework Programme, the latter being in preparation, of the European Commission as well as the Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) of the Nuclear Energy Agency (NEA) of the OECD.

The big multinational research projects have a special status; they are either carried out on the basis of bilateral agreements or under the umbrella of international organisations such as the OECD-NEA. On behalf of the BMBF, the Research Management Division safeguards the interests of the Federal Republic of Germany from a technical and a financial point of view. Examples are the OECD projects HALDEN and RASPLAV as well as the multinational ACE/ACEX project headed by the Electric Power Research Institute (EPRI, USA).

An essential feature of the Research Management Division's assistance to the

BMBF is the quick response to ad-hoc questions related to international co-operation. Here, the Research Management Division uses its connections to foreign institutions cultivated for many years to the benefit of BMBF.

Work performed for the BMU

The objective of the assistance to the BMU by the Research Management Division as project management agency in the assistance programme "Nuclear Safety in the Countries of Central and Eastern Europe and the New Independent States" is to apply German safety technology for safety improvements of the nuclear power plants Balakovo in Russia and Rovno and Zaporoshe in the Ukraine as selected reference plants, and to interest other plant operators in this safety technology (multiplier effect). By establishing the actual condition and comparing it 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.

This BMU sponsored programme for the support of Eastern countries includes, among other things, an investment programme (a total of approx. DM 42 million) which provides for delivery of equipment for the reduction of deficiencies in the reference plants in Russia (Balakovo) and the Ukraine (Rovno and Zaporoshe). In close co-operation with the BMU and all institutions and companies involved, the Research Management Division was able to complete successfully the delivery of systems to the Ukraine. As a result it can be stated, among other things, that the German system for the inspection of steam generator tubes was implemented in the Ukraine. By order of the Ukrainian supervisory authority, the steam generator tubes of all Ukrainian nuclear power plants now have to be checked using the German system.

Currently, additional support measures for the Ukraine are being discussed concerning the first use of the central mast manipulator for the inspection of the reactor pressure vessel.

The delivery of the inspection systems to the Balakovo NPP could not be effected yet since the required exemption from nuclear liability has so far not been submitted by the Russian government.

P. Erlenwein

11

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV)

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV)

1989 begannen die GRS und ihr französischer Partner IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) gemeinsam, die Sicherheit sowjetischer Reaktoren zu untersuchen.

Die ersten gemeinsamen Bewertungen konzentrierten sich auf die damals im Betrieb oder im Bau befindlichen Reaktoren an den Standorten Greifswald und Stendal in Ostdeutschland.

Die Entwicklung europäischer Unterstützungsprogramme für die Länder Osteuropas veranlaßte die beiden Organisationen, im Jahr 1991 das Tochterunternehmen RISKAUDIT zu gründen.

Mit Sitz in Frankreich und unter dem Dach von IPSN in Fontenay-aux-Roses entwickelte RISKAUDIT seine Aktivitäten gemäß den folgenden Grundaufgaben:

- Technische Unterstützung für die Behörden und Sicherheitsorganisationen in den Ländern Osteuropas bei der Verbesserung der Sicherheit kerntechnischer Anlagen. Dabei liegt die Priorität in der Bewertung der Sicherheit von in Betrieb befindlichen WWER-Reaktoren und die Überprüfung der von den Betreibern vorgeschlagenen Verbesserungen.
- Transfer und Anpassung von Regeln und Richtlinien für die Sicherheitsanalyse westlicher Druckwasserreaktoren auf WWER-Reaktoren sowie Ausbildung der Experten vor Ort.
- Transfer von Wissen, Methodik und damit „Sicherheitskultur“, um langfristig die Entstehung unabhängiger Sicherheitsbehörden zu unterstützen, die es in den sowjetischen Blockstaaten nicht gegeben hat.

Weiterhin koordiniert RISKAUDIT im Auftrag der französischen und deutschen Behörden verschiedene Aktivitäten, um einen neuen regulatorischen Rahmen für

die Reaktorsicherheit in Osteuropa zu schaffen.

Bei diesen unterschiedlichen Aufgaben profitiert RISKAUDIT in erster Linie vom Expertenwissen von IPSN und GRS; zusätzlich arbeitet RISKAUDIT eng mit anderen westeuropäischen (britischen, belgischen, italienischen, spanischen, schwedischen und finnischen) technischen Sicherheitsorganisationen zusammen. Diese acht Organisationen haben die Technical Safety Organisation Group (TSOG) gegründet, für die RISKAUDIT die Geschäftsstelle führt.

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 mit der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE).

Aufgrund der hohen Anzahl und des Umfangs der Arbeiten, die in Rußland und der Ukraine durchzuführen sind, hat RISKAUDIT in Moskau und Kiew jeweils ein technisches Büro eröffnet, in dem ein Team französischer, deutscher, russischer beziehungsweise ukrainischer Ingenieure permanent zur Verfügung steht.



Sitz von RISKAUDIT bei IPSN in Fontenay-aux-Roses

RISKAUDIT Headquarters within the building of IPSN in Fontenay-aux-Roses

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV)

In 1989, GRS and its partner IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) started joint-studies of the safety problems raised by Soviet-designed reactors. The first joint appraisals were centred on the reactors in service or under construction at that time on the Greifswald and Stendal sites in Eastern Germany.

In 1991, the development of European assistance programmes for East-European countries led the two organisations to create a common operational structure named RISKAUDIT.

Based in France at the head offices of IPSN in Fontenay-aux-Roses, RISKAUDIT developed its activities in accordance with the following principles:

- Provide technical support for the authorities and safety organisations in East-European countries in the process of improving the safety of installations. The priority is to appraise the safety of VVER reactors in operation and examine the improvements proposed by the operators.
- Ensure the transfer and adaptation to VVER reactors of codes developed for the analysis of Western pressurised water reactors and also the training of local experts.
- Ensure the transfer of know-how, methodology and, thereby, "safety culture" in order to support the emergence in the long run of truly independent safety authorities which were non-existent in the countries in the Soviet bloc.

Furthermore, on request of French and German authorities, RISKAUDIT co-ordi-



RISKAUDIT Büro in Moskau
RISKAUDIT Office in Moscow

nates certain activities in order to assist in the setting-up of a new regulatory framework for nuclear safety in Eastern Europe.

In order to undertake these various types of action, RISKAUDIT mainly benefits from the skills of IPSN and GRS engineers; in addition, it works closely to-

gether with other technical safety organisations in Western Europe (British, Belgian, Italian, Spanish, Swedish and Finnish). The eight organisations have formed the Technical Safety Organisation Group for which RISKAUDIT performs the secretariat role.

Financing of RISKAUDIT operations is essentially achieved by means of contracts from the European Commission in connection with the PHARE and TACIS programmes (for assistance to East-European countries and the former USSR) or through the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD).

Because of the number and scale of the actions undertaken in Russia and the Ukraine, RISKAUDIT opened two technical offices, one in Moscow and one in Kiev, where it has standing teams of French, German, Russian and Ukrainian engineers.

A. Jahns



RISKAUDIT Büro in Kiev
RISKAUDIT Office in Kiev

Tätigkeitsfelder des Instituts für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH

Fields of Activity of the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH

Das Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH hat im Berichtszeitraum seine Arbeiten auf den zentralen Tätigkeitsfeldern

- Diagnosetechnik,
- Leittechnik,
- Informationstechnologie und
- Entsorgung

vertieft und ausgebaut. Insbesondere ist es gelungen, die internationalen Aktivitäten des Institutes zu erweitern. Dazu zählt die

- Aufnahme von ISTec auf die Shortlist für die Ausschreibung eines Projekts der European Bank for Reconstruction and Development (EBRD) zur Umsetzung des Shelter Implementation Plan (SIP) für den Sarkophag in Tschernobyl,
- Beteiligung des ISTec als technischer Berater am Projekt: „Procurement Agent for Tacis financed Decommissioning Facilities at Chernobyl NPP“ und
- Beauftragung des ISTec mit der Begutachtung der Implementierung der digitalen Sicherheitsleittechnik der Firma Siemens für das Kernkraftwerk Bohunice.

In der Diagnosetechnik wurden im nationalen Bereich die Arbeiten zur Schwingungsüberwachung von DWR-Primärkreissystemen mittels des vor Ort im Einsatz befindlichen eigenentwickelten COMOS-Systems fortgesetzt. Parallel dazu wurden die Arbeiten zur Entwicklung eines COMOS-Nachfolgesystems soweit vorangetrieben, daß das System nun spezifiziert ist und mit seiner Fertigung begonnen werden kann.

Im Gebiet Leittechnik lagen die Schwerpunkte der Tätigkeiten auf der Qualifizierung und Bewertung der neuen digitalen Sicherheitsleittechnik, auf der Entwicklung von neuen bzw. verbesserten Nachweisverfahren für den Einsatz in Genehmigungsverfahren und auf der Erstellung von Studien über Sicherheitsanforderungen an software-

basierte Schutzsysteme für Neuanlagen (z. B. dem European Pressurized Water Reactor) oder Modernisierungsprojekte.

Auf dem Gebiet der Informationstechnologie wurde das für das Kernkraftwerk Philippsburg entwickelte und dort seit 1995 im Einsatz befindliche Informationssystem zur Verarbeitung, Anzeige und Speicherung radiologischer Meßdaten (ADAS) weiterentwickelt und auf ein moderneres Betriebssystem umgestellt. Im Auftrag des Bundesamts für Strahlenschutz (BfS) wurde mit der Entwicklung eines „intelligenten“ Dokumentationsverwaltungs- und -recherchensystems begonnen.

Wie in den vergangenen Jahren lag ein Schwerpunkt der Arbeiten auf dem Gebiet der Entsorgung in der Unterstützung des BfS bei Planung bzw. Betrieb der Endlager Konrad und Morsleben. Darüber hinaus wurde die Entwicklung des bei der Stilllegung der Kernkraftwerke Greifswald und Rheinsberg im Einsatz befindlichen Reststoffverfolgungs- und Kontrollsystems (ReVK) weiter vorangetrieben, wobei insbesondere die Einbeziehung des Betriebs des Zwischenlagers Nord (ZLN) die Anforderungen an die Weiterentwicklung bestimmte.

Im folgenden sind die wichtigsten Arbeiten in den verschiedenen Tätigkeitsfeldern kurz dargestellt.

Diagnosetechnik

Während des jährlich bei ISTec stattfindenden Erfahrungsaustauschs zur Schwingungsdiagnose (bekannt unter dem Schlagwort „COMOS-USERCLUB“) wurden 1997 mit dem von verschiedenen Anlagen teilnehmenden Fachpersonal die wesentlichen Funktionalitäten eines COMOS-Nachfolgesystems eingehend diskutiert. Ziel der unter dem Namen COMOSnt konzipierten Entwicklung wird es sein, unter Nutzung der bereits gemeinsam mit der Firma Schenck Vibro durchgeführten Systementwicklungen auf den Gebieten der Turbosatz- und ZUP-

Schwingungsdiagnose ein Diagnosesystem zu entwickeln und am Markt anzubieten. Dies geschieht unter Verwendung des positiv besetzten Produktnamens COMOS und unter Einsatz der mittlerweile standardisierten und zum Teil genormten Servicepakete. Es erfüllt die bisherigen Systemanforderungen auf neuer technologischer Basis, weist ein im Vergleich zu Mitbewerbern attraktives Preis-/Leistungsverhältnis auf und besitzt durch modularen Systemaufbau ein hohes Maß an Einsatzflexibilität. Dadurch eröffnet es ISTec ein breites Aufgabenspektrum auf innovativen, nuklearen oder konventionellen Einsatzgebieten.

COMOSnt wird hinsichtlich der Überwachungsfunktionen modular aufgebaut sein und weist aus derzeitiger Sicht vier funktional getrennte Überwachungs-Modi auf.

Die „Primärkreisdiagnose Frequenzbereich“ basiert auf zweikanalig erfaßten Amplitudenspektren und davon abgeleiteten Kohärenz- und Phasenspektren. Überwacht werden Strukturresonanzen sogenannter passiver Bauteile wie Behälterstrukturen und Rohrleitungssysteme.

Die „Pumpendiagnose Frequenzbereich“ ist ebenfalls abgeleitet von paarweise erfaßten Amplituden-, Kohärenz- und Phasenspektren. Überwacht werden drehfrequente und höherharmonische Anteile sowie Aggregatresonanzen von Hauptkühlmittelpumpen und weiteren Pumpenaggregaten.

Die „Reaktorkernüberwachung Frequenzbereich“ bezieht in die Analysen neben Amplituden, Kohärenz- und Phasenspektren auch die Gleichanteile der Neutronenflußmeßketten ein. Überwacht werden Strukturresonanzen von Brennelementen und Kerneinbauten, Transporteffekte, abbrandabhängige Effekte und Schiefasten der Leistungsverteilung im Kern.

Die optional angebotene „Pumpendiagnose Zeigerüberwachung“ basiert dagegen

auf Amplituden- und Phasentrends frequenzselektiver Schwingungszeiger von Einzelsignalen in Relation zu einem sogenannten Referenzmarkengeber.

Der Einsatz und Betrieb eines hochwertigen Diagnosesystems erfordert neben Vertrauen in das Produkt auch einschlägige Kompetenz beim Anbieter – nur so ist die Übernahme der Verantwortung bei der Datenbewertung zu erreichen. Durch eine Kooperation zwischen Schenck Vibro und ISTec bei der Systementwicklung sind hierfür sicherlich gute Voraussetzungen gegeben. Darüber hinaus sind jedoch auch weiterhin Anstrengungen nötig, um die Akzeptanz moderner Diagnosesysteme sicherzustellen. Dazu gehören u. a.

- die Erstellung einer verständlichen System- und Anwenderdokumentation,
- regelmäßige Veranstaltungen zum Erfahrungsaustausch sowie Systemschulungen in den Reaktoranlagen,
- Systempflegemaßnahmen in Form von Software-Updates/Upgrades,
- die Vorhaltung entsprechenden Diagnose-Basiswissens über Kontakte zu Maschinenherstellern und, von entscheidender Bedeutung,
- die Pflege von „historischem“ Datenmaterial im ISTec-Datenarchiv.

Bekanntermaßen liefert die Schwingungsüberwachung belastbare Diagnosehinweise bei Verstimmungen an Komponentenaufhängungen, Verschleißvorgängen an Bauteileinspannungen, Reibwertveränderungen an Stoßbremsen, Kontaktierungen an Ausschlagbegrenzungen und einer Vielzahl thermischer/mechanischer Ermüdungsvorgänge bzw. hochzyklischer Ermüdung unter Medieneinfluß mit Rißentstehung. Somit sind die Schwingungsdaten nicht nur für flexiblere Instandhaltungs- und Inspektionskonzepte von hoher Bedeutung, sondern werden in zunehmendem Maße zur Alterungsbewertung hochbelasteter Bauteile benötigt.

Es war deshalb von Anfang an selbstverständlich, daß das mit den laufenden COMOS-Systemen mittlerweile über mehr als 60 Betriebsjahre gesammelte Datenmaterial, welches in Form von ca. fünf Millionen abgespeicherten Schwingungsspektren zur Verfügung steht, in verdichte-

ter Weise auch in den neuen COMOS-Systemen vorgehalten wird, damit Trenddarstellungen über gewünschte Erfassungszeiträume auf Knopfdruck abrufbar sind. Komponentenspezifisches Schwingungsverhalten der jüngsten Zeit kann dann mit lange zurückliegenden Referenzzuständen verglichen und bewertet werden.

Dieses Bündel von Maßnahmen liefert dem Systemnutzer die Gewißheit, ein umfassendes Diagnosepaket zielgerichtet zur Erkennung relevanter Schadensentwicklungen als auch zur zustandsorientierten Instandhaltung einsetzen zu können. Dies beeinflußt Anlagensicherheit und Komponentenverfügbarkeit gleichermaßen positiv.

Leittechnik

Der in anderen Industriebereichen aufgrund des Technologiewandels in der Elektronik und Automatisierungstechnik seit längerem beobachtbare Trend zum Übergang von festverdrahteter Analogleittechnik auf anpaßbare softwareorganisierte Digital- bzw. Rechnertechnik findet nunmehr auch verstärkt Eingang in die Sicherheitsleittechnik von Kernkraftwerken. Die deutsche Industrie hat mit dem rechnerbasierten System Teleperm XS (TXS) eine Neuentwicklung vorgelegt, die aufgrund ihrer Modularität für unterschiedlichste Aufgaben anpaßbar und bei entsprechender Architektur sowie konstruktiven und analytischen Maßnahmen grundsätzlich geeignet ist, die hohen Anforderungen internationaler Regelwerke auch für höchste Sicherheitsaufgaben zu erfüllen. Inzwischen kommen erste Systeme in deutschen und in mehreren ausländischen Anlagen zum Einsatz. ISTec hat dem verstärkten Bedarf an unabhängiger Sicherheitsbewertung von softwarebasierter Sicherheitsleittechnik im Frühjahr letzten Jahres Rechnung getragen, indem es das Sachgebiet Softwarezuverlässigkeit in die Leittechnik integrierte und die betriebernahen Serviceleistungen im Themenbereich Diagnose als getrenntes Tätigkeitsfeld organisierte.

Die Typprüfung der TXS Softwarekomponenten, die im Auftrag des BStMLU durchgeführt werden, konnte weitgehend abgeschlossen werden. In Abweichung von KTA-Regelanforderungen wurde von ISTec

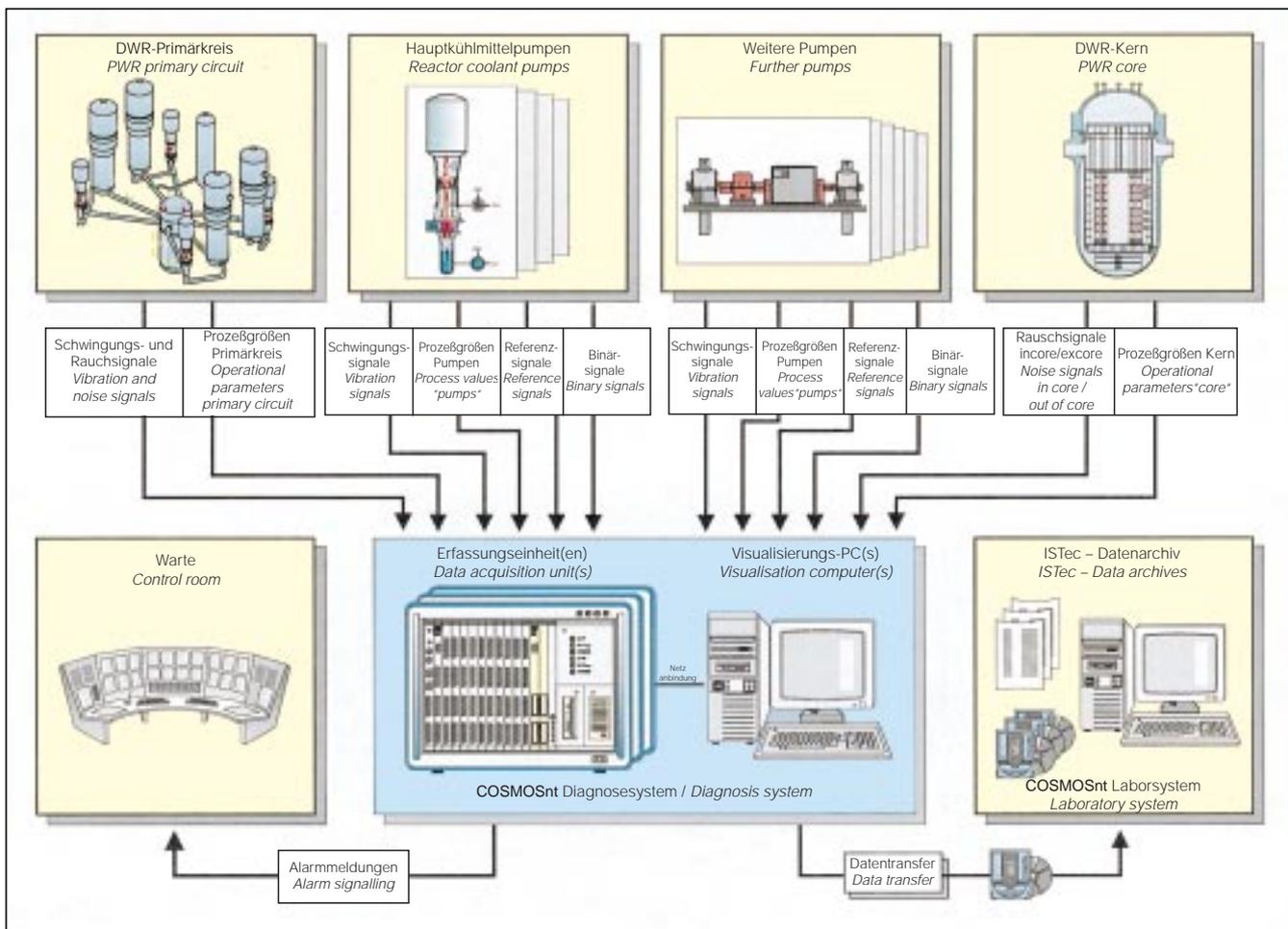
aufgrund des andersgearteten Zusammenwirkens von Hardware- und Softwarekomponenten ein Systemtest gefordert. Testspezifikation und Bewertung der Testdurchführung dieses anlagenunabhängigen Integrations-/Systemtests sowie Erarbeitung von Vorgaben für die anlagenspezifisch durchzuführenden Prüfungen (Eignungsüberprüfung) bildeten die wesentlichen Abschnitte der ISTec-Begutachtung.

Mit der Errichtung des Forschungsreaktors FRM-2 steht erstmals für Deutschland ein rechnerbasiertes Schutzsystem mit Kategorie-1-Sicherheitsfunktionen in einem Genehmigungsverfahren. Das Reaktorschutzsystem wird in Hard- und Software mit dem System Teleperm XS aufgebaut. Die von ISTec durchgeführte Fehler-Mode-Effekt-Analyse und Sicherheitsbewertung einschließlich Sensitivitätsanalyse zur Abschätzung der Auswirkungen Fehler gleicher Ursachen (Common-Cause-Versagen) bildeten wesentliche Grundlagen für die positive Gesamtbewertung im Rahmen der 2. Teilerrichtungsgenehmigung.

Bei der Modernisierung der slowakischen WWER-440 Anlage BOHUNICE V1 wird die komplette Sicherheitsleittechnik ersetzt. Zum Einsatz kommt das System Teleperm XS. Intensive Akquisitionsbemühungen haben dazu geführt, daß ISTec zunächst mit der Erstellung eines V&V-Programms und anschließend mit der Beratung des slowakischen Gutachters bei der Sicherheitsbewertung im Rahmen der Genehmigung beauftragt wurde.

In den Anlagen PAKS und ROWNO sowie im neuen russischen Reaktor W-407 wird digitale Sicherheitsleittechnik eingebaut werden. Die Beratung der Genehmigungsbehörden bei der Sicherheitsbewertung softwarebasierter Schutzsysteme durch ISTec fand äußerst positive Resonanz. Die Beratung wird fortgeführt.

Bei der Entwicklung von Nachweisverfahren für digitale Sicherheitsleittechnik im Rahmen eines Vorhabens des Bundesministeriums für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie (BMBF) wurden wesentliche Fortschritte zur Bewertung folgender Systemeigenschaften erzielt: Selbstüberwachung, Echtzeitverhalten, Stabilität und Verklemmungsfreiheit; ferner



COMOSnt: Vereinfachter Daten- und Informationsfluß

COMOSnt: Simplified flow of data and information

wurde ein Werkzeug zur Verifikation des Quellcodes entwickelt. Mit dem Tool VALIDATOR wird die im Regelwerk geforderte Verifikation der Anwendersoftware auf Hochsprachenebene bei automatisch generiertem Code ermöglicht. Inzwischen steht ein für den praktischen Einsatz geeignetes weiterentwickeltes Tool RETRANS zur Verfügung (siehe folgenden Beitrag). Die Arbeiten zur Erstellung eines Hochsprachenanalysators wurden fortgeführt. Als neue Vorhaben wurden Untersuchungen zum Sicherheitsnachweis vorgefertigter Software (sog. Off-the-shelf Software, „COTS“) sowie zur Gewinnung von Betriebserfahrung mit TXS-Sicherheitsleittechnik aufgenommen.

Im Rahmen von Studien für das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und das BfS wurden Anforderungen an digitale Sicherheitsleittechnik, methodisches Vorgehen und zu führende Nachweise untersucht

und zwar sowohl für Modernisierungsprojekte in bestehenden Anlagen als auch für die Sicherheitsleittechnik in künftigen Anlagen. Ein enger Erfahrungsaustausch mit dem französischen Institut de Protection et de Sûreté Nucleaire (IPSN) sowie die Mitarbeit in den einschlägigen internationalen und nationalen Gremien (z. B. IEC 45A, IAEA, OECD, EWICS, RSK, DKE, KTA, VdTÜV, GMA) trugen dazu bei, den Stand der internationalen Diskussion in die Erarbeitung von Vorschlägen bei der Einführung der digitalen Leittechnik in Sicherheitsverantwortung bei deutschen Anlagen einzubringen.

Weitere wichtige Projekte befaßten sich mit theoretischen und experimentellen Untersuchungen zur elektromagnetischen Beeinflussung bzw. Verträglichkeit (EMV), d. h. mit Schutzmaßnahmen und -einrichtungen zur Vermeidung unzulässiger Fremd- und Überspannungseinkoppelungen, mit Alterungsfragen zu festverdrahte-

ten Leittechnikkomponenten (Kabel, Isolierung, Baugruppenfehler), mit Überspannungseinwirkungen auf Reaktorschutzbaugruppen, mit Einsatz und Eigenschaften neuer Leittechnikkomponenten (z. B. Neuronale Netze, Fuzzytechnik, modellgestützte Kennwertermittlung) und mit Überspannungsuntersuchungen bei der gesicherten Energieversorgung (Verhalten des Reaktorschutzes bei Spannungseinbrüchen).

Informationstechnologie

Das von IStec entwickelte radiologische Informationssystem ADAS (Aktivitätsdatenerfassungs- und Auswertesystem) ist im Kernkraftwerk Philippsburg (KKP) seit 1995 in Block 2 im Einsatz und hat sich dort bewährt.

Im Auftrag von KKP wurde ADAS auf Block 1 erweitert. In der ersten Phase ist es damit möglich, Anlagenpläne und Raumbilder

beider Blöcke in beiden Strahlenschutzbüros abzurufen. Zudem lassen sich in Block 1 alle ADAS-Meßwerte aus Block 2 betrachten. Dies entlastet das Strahlenschutzpersonal erheblich bei der täglichen Arbeit.

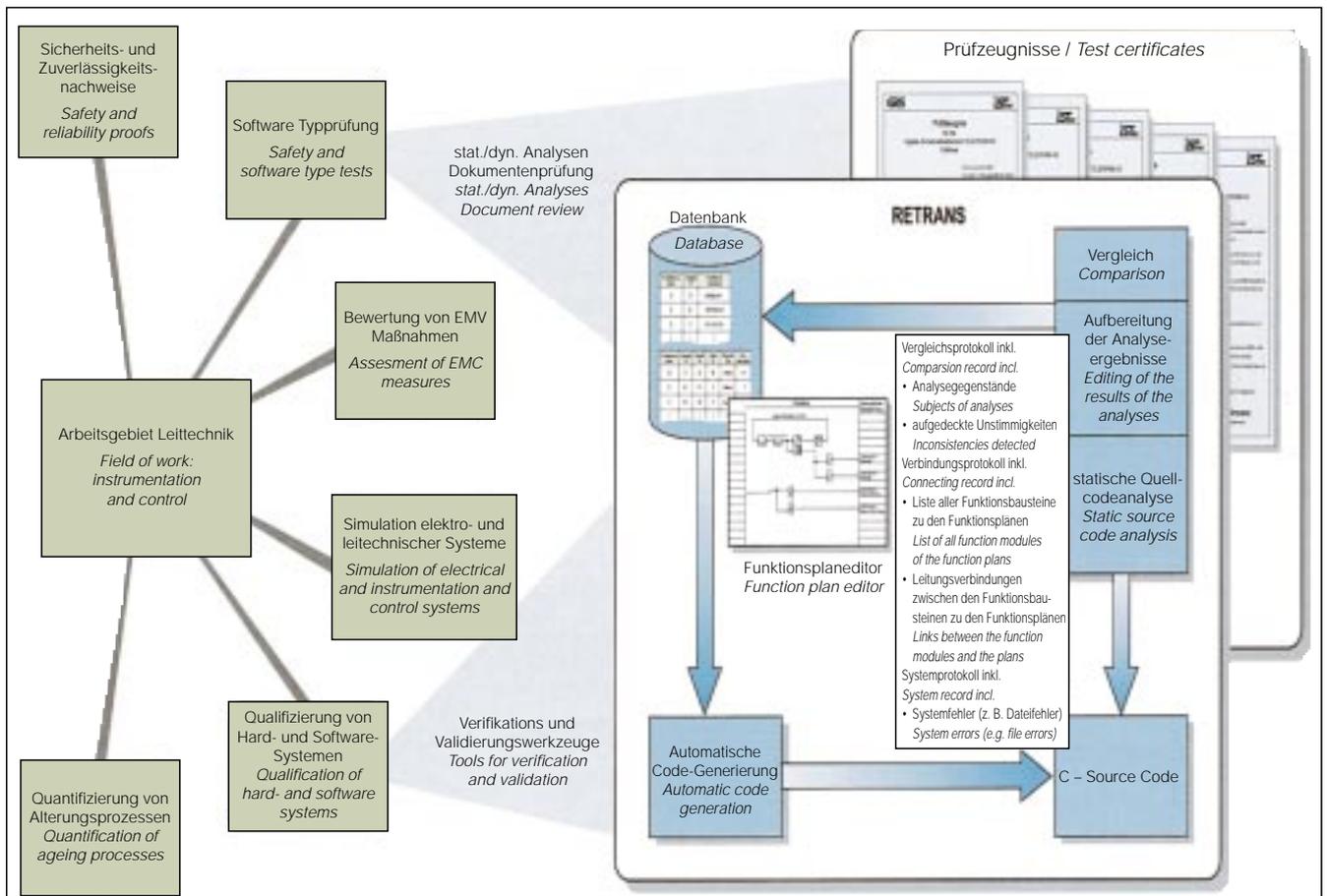
Im Rahmen dieser Erweiterung wurde ADAS modernisiert und mit zusätzlichen Konfigurationsmöglichkeiten versehen. Die Arbeitsplatzrechner wurden dabei auf Windows NT umgestellt, um erhöhten Anforderungen an Bedienkomfort, Geschwindigkeit und Stabilität gerecht zu werden. Erweiterte Konfigurationsmöglichkeiten erlauben nun ein schnelles und komfortables Einbringen und Ändern von Raumbildern durch das Personal vor Ort. Weitere Phasen für Block 1 sind geplant und sollen ADAS unter anderem um radiologische Meßwerte aus Block 1 ergänzen. Ebenfalls im Auftrag von KKP wurde ADAS um eine zusätzliche Signalverarbeitung mit einer erhöhten Meßrate von bis zu 10 Hz erweitert. Diese erweiterte Flexibilität kann

genutzt werden, weitere Meßdaten, die bisher nicht zentral überwacht werden können, zu erfassen, zu archivieren und in gewünschter Weise zu visualisieren.

Erste Anwendung dieser zusätzlichen Signalverarbeitung ist die Überwachung des Brennelementewechselvorgangs während der Revision. Dazu werden während des Ent- und Beladens des Kerns fortlaufend Höhe und Last an der Brennelementelademaschine gemessen. Änderungen der Last während des Ziehens der Brennelemente geben Hinweise auf erhöhte Reibung (z. B. durch verzogene Brennelemente) oder ein Verhaken der Brennelemente. Durch die Messung der Höhe wird die Stelle, an der die Unregelmäßigkeit auftritt, ermittelt. Die gleichzeitige Betrachtung des Verlaufs von Last und Höhe in einer graphischen Kurvendarstellung ergibt wertvolle Entscheidungshilfen für die weiteren Untersuchungsschritte zur Wiederverwendbarkeit des Brennelements.

Eine weitere Entwicklung wurde mit dem „intelligenten“ Dokumentenverwaltungs- und recherchsystem VerSys aufgenommen, das der gezielten Verwaltung von Genehmigungsunterlagen dienen soll und im Auftrage des BfS erstellt wird. VerSys verfügt über einen vom ISTec eigens entwickelten „Intelligent Information Retrieval“-Baustein (IIR), der die Suche in den Unterlagentexten weitestgehend von der Wortwahl der Autoren unabhängig macht. Zudem verfügt VerSys über die Möglichkeit, Ähnlichkeiten in Begriffen und Aussagen mittels einer „unscharfen“ Suche (fuzzy search) zu erkennen. VerSys verfügt über eine komfortable Benutzeroberfläche unter Windows 95/NT.

VerSys wird bisher im Zuge des laufenden Verfahrens zur Genehmigung des „Endlagers für Radioaktive Abfälle Konrad“ verwendet und ermöglicht hier die Handhabung der stetig wachsenden Zahl der Genehmigungsunterlagen. Zentrales Element ist dabei ein umfassender Katalog



RETRANS: Tool zur Softwareanalyse im Umfeld der Tätigkeitsfelder des Arbeitsgebiets Leittechnik
 RETRANS: Tool for software analysis concerning work activities in the field of instrumentation and control

aller verfahrensrelevanten Sicherheitsmerkmale mit Verknüpfungen zu allen verwandten Merkmalen und den entsprechenden Textstellen in den Dokumenten.

Entsorgung

Nachdem Anfang 1996 das Dokumentationssystem für die Reststofffluß-Verfolgung und Kontrolle radioaktiver Reststoffe (ReVK), das die Reststoffordnung der Energiewerke Nord GmbH (EWN) umsetzt, bei EWN installiert wurde, ergaben sich aus den Betriebserfahrungen Optimierungsvorschläge, die im Verlaufe des Jahres 1997 umgesetzt wurden. Wesentliche Weiterentwicklungen waren

- Anpassung des ReVK an die Erfordernisse des Rückbaubetriebs,
- Entwicklung einer graphischen Reststoffflußverfolgung und
- Erstellung eines graphischen Lagermoduls sowie
- Synchronisation mit dem Abfallflußverfolgungs- und Kontrollsystem AVK.

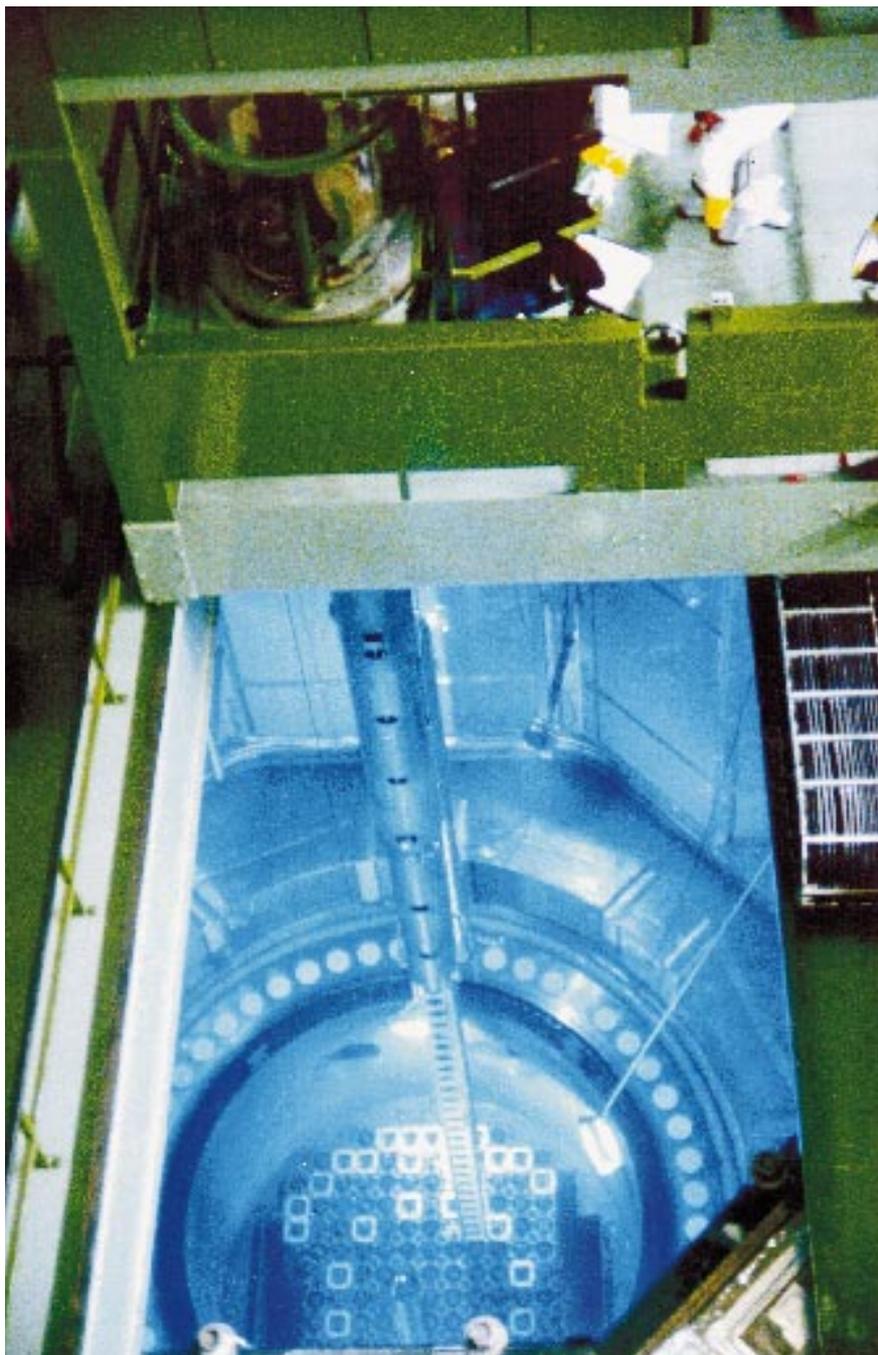
Neben diesen DV-technischen Weiterentwicklungen wurde permanent Anwenderunterstützung geleistet.

Ende 1997 stellte sich die Betriebserfahrung, über die in nationalen und internationalen Tagungen (u. a. Kontec, ICEM) berichtet wurde, wie folgt dar:

Als Anwender des ReVK haben 70 Mitarbeiter Zugriff auf das System. Allgemein kann festgestellt werden, daß die Akzeptanz des ReVK bei den Anwendern gut ist. Es wurden über 20 000 Reststoffeinheiten, über 4 000 Transporte und ca. 70 000 Bewegungen erfaßt und 670 Container verwaltet. Damit stellt das ReVK das bedeutendste Dokumentationssystem für radioaktive Reststoffe dar.

Zukünftige Entwicklungen des ReVK, deren Bearbeitung teilweise bereits 1997 aufgenommen wurden, sind u. a.:

- Umstellung von einer File-Server auf eine Client-Server-Datenbank,
- Ankoppelung des ReVK an die automatische SPS-Kransteuerung des ZLN und
- verbesserte Möglichkeiten zur Auswertung der Daten.



Beladen des Reaktorkerns im KKW Philippsburg 2
Core loading at the Philippsburg 2 nuclear power plant

Mit der Inbetriebnahme des ZLN wird sich der Schwerpunkt zukünftiger ReVK-Arbeiten auf eine angemessene Anpassung des ReVK an den Betrieb des ZLN verlagern.

Im Zusammenhang mit dem Rückbau der Brennelementfertigungsanlagen MOX und Uran des Bereichs Energieerzeugung der Siemens AG (KWU) sind vorhandene und anfallende radioaktive Abfälle gemäß den

Endlagerungsbedingungen des Schachts Konrad zu konditionieren.

Dabei wird das breite Spektrum an Möglichkeiten, das die Konrad-Endlagerungsbedingungen bieten, zur Optimierung der resultierenden Abfallgebundevolumina herangezogen. Hierzu hat ISTec, deren Mitarbeiter maßgeblich an der Ableitung der Konrad Endlagerungsbedingungen beteiligt waren, für die Firma

Siemens ein optimales Konzept zur Herstellung von Abfallgebinden erarbeitet.

Dabei werden die radioaktiven Abfälle und Reststoffe mit Hilfe des „Simulated Annealing“ Optimierungsverfahrens in Abfallgebinden so kombiniert, daß daraus ein minimales Endlagerungsvolumen resul-

wird, ergibt sich mit der Unterstützung des BfS bei der Planung der Stilllegung des Endlagers Morsleben ein neues Aufgabengebiet. Hierzu wurde auf der Grundlage der bisherigen Betriebserfahrung analysiert, wie sich die Umsetzung des geplanten Verschlußkonzepts auf die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus dem End-

Anforderungen des deutschen Regelwerks hin überprüft.

Ein bereits seit mehreren Jahren bestehender Arbeitsschwerpunkt des ISTec im Bereich der Endlagerung stellt die Untersuchung der Auswirkungen der Gasbildung im Endlager dar. Hierzu wird

Übereinst.	Dokument	Seite	Sicherheitsmerkmal
100.0 %	EU 228	25	Thermische Einwirkungen auf Abfallgebinde in Schachtförderanlage entfallen aufgrund getroffenen B
100.0 %	EU 228	32	überfällig: Freisetzungen radioaktiver Stoffe durch Kollision von Transportmitteln mit Brand werden du
100.0 %	EU 228	32	überfällig: Freisetzungen radioaktiver Stoffe durch anlageninterne Explosion werden durch Maßnahm
100.0 %	EU 228	32	überfällig: Eine Freisetzung radioaktiver Stoffe durch Hochwasser, Blitzschlag, Wind, Eis, Schnee un
100.0 %	EU 228	33	überfällig: Anlageninterner Brand bzw. eine Freisetzung radioaktiver Stoffe wird durch Maßnahmen de
100.0 %	EU 228	34	untertägig: Anlageninterner Brand (Sonderpunkte, untertägiger Enlladebereich) bzw. eine Freisetzung
100.0 %	EU 228	54	Lastannahmen Fördertrum, Schachthalle und Schachthallenanbau: Konstruktion, Lasten aus Brandsc
100.0 %	EU 323	4	Die getroffenen Brandschutzmaßnahmen sind auf eine Verringerung der Eintrittswahrscheinlichkeit ein
100.0 %	EU 323	4	Die aus den Fahrzeugbauvorschriften des Oberbergamtes (OBA) resultierenden Brandschutzmaßnah
100.0 %	EU 324	12	Thermische Einwirkungen auf Abfallgebinde infolge eines anlageninternen Brandes im Grubengebäud
100.0 %	EU 324	14	Solfern bei der Pumpversatztechnik der Versatz dezentral eingebracht wird, gelten für die verwendete
	EU 228	27	repräsentative Lastfälle untertägige Anlage: Branddauer: 1h; Temperatur 800°C; Brandgut: Dieselöl
	EU 228	47	Modellkurve 800°C/1h für den Temperatur-Zeit-Verlauf des untertägigen Fahrzeugbrandes
	EU 323	4	Laut Störfallanalysen ist daher der Brand eines Transportmittels unter Tage (insbesondere Brand ein

Merkmal Nr. 622 Art Details << Minimieren ... Drucken ... Schließen Hilfe

Thermische Einwirkungen auf Abfallgebinde infolge eines anlageninternen Brandes im Grubengebäude sind aufgrund der Maßnahmen des aktiven und passiven Brandschutzes und aufgrund zusätzlicher administrativer Maßnahmen ausgeschlossen

VerSys-Suchergebnisse: Per Mausklick wird an die Textstelle im Dokument gesprungen

VerSys search results: Goes to passages in the document per mouse click

tiert. ISTec erarbeitet die Verfahrensqualifikation für die entsprechenden Konditionierungsverfahren und erstellt die erforderliche Abfalldokumentation.

Im Bereich der Endlagerung liegt ein Tätigkeitsschwerpunkt naturgemäß in der Unterstützung des BfS bei der Planung und dem Betrieb von Endlagern. Für den Betrieb des Endlagers Morsleben wurden geplante Anlagenänderungen sicherheitstechnisch bewertet, d. h. insbesondere hinsichtlich ihres Einflusses auf das Sicherheitsniveau der Anlage untersucht. Mit dem weitgehenden Abschluß der Einlagerung im Westfeld und dem Beginn der Einlagerung im Ostfeld wurden begleitend Sicherheitsanalysen erstellt, um nachzuweisen, daß auch bei der geänderten Wetterführung die bei einem angenommenen Brandstörfall freigesetzte Aktivität sicher in der Anlage verbleibt.

Da die Einlagerung von Abfällen nach derzeitigem Stand am 30. Juni 2000 beendet

lager und die Strahlenfelder in der Anlage auswirkt. Ferner wurden potentielle Störfälle im Verlauf der Stilllegung identifiziert, und ihre möglichen Auswirkungen wurden ermittelt.

Die begleitenden Arbeiten zur Planung des Endlagers Konrad erstreckten sich einerseits auf die abschließende Aktualisierung und Anpassung von Planfeststellungsunterlagen, da der Abschluß des Planfeststellungsverfahrens in Kürze erwartet wird. Zum anderen wurde, gestützt auf die Erfahrungen aus dem Verfahren untersucht, wie die probabilistische Sicherheitsbewertung eines Endlagers konzeptionell gestaltet werden könnte, um den Anforderungen eines Planfeststellungsverfahrens optimal Rechnung zu tragen und die Sicherheitsreserven der Auslegung transparent und ausgewogen zu gestalten. Hierzu wurden auch internationale Erfahrungen und Konzepte ausgewertet und auf ihre Kompatibilität mit den

unter anderem seit 1996 im Rahmen eines von der Europäischen Union und dem BfS geförderten internationalen Forschungs- und Entwicklungsvorhabens die Gasproblematik für die speziellen Aspekte eines Endlagers im Steinsalz der norddeutschen Salzstöcke analysiert. Die Arbeiten gliedern sich in die Charakterisierung der Gasbildung als Quellterm sowie in die Modellierung von Zwei-Phasen-Strömungen von Gas und Lauge zur Ermittlung möglicher Auswirkungen auf die Sicherheit in der Nachbetriebsphase.

Zur Beschreibung der Gasbildung in der Nachbetriebsphase konnte erstmals das Gros der in Deutschland vorhandenen Meßwerte der Gasbildung an realen Abfallgebinden zusammengetragen und ausgewertet werden. Hieraus ergaben sich wertvolle Hinweise und Ergänzungen zu den bereits vorliegenden experimentellen Ergebnissen zur Gasbildung durch die ver-

schiedenen hierzu beitragenden Einzel-
effekte.

Zur Modellierung von Zwei-Phasen-Strömungen im Endlager wurde das international hierfür am häufigsten eingesetzte Programm TOUGH2 weiterentwickelt und auf die Verhältnisse in einem salinaren Endlager angepaßt. Da nicht alle hierzu erforderlichen Eingabeparameter bereits meßtechnisch bestimmt sind, wurde ein Unterauftrag an die Technische Universität Clausthal vergeben, um die Zwei-Phasen-Strömungsparameter an kompaktiertem Salzgrus experimentell zu ermitteln.

Zusammenfassend stellt sich das Jahr 1997 für das Arbeitsgebiet Endlagerung im Rückblick als ein recht bewegtes Jahr dar, in dem neue Arbeitsfelder angegangen wurden und deutliche Fortschritte insbesondere bei der Bereitstellung von geeigneten Analysewerkzeugen für die Sicherheitsanalyse der Nachbetriebsphase eines Endlagers erzielt wurden.

Fields of Activity of the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH

During the period covered by this report, the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH has intensified and widened its activities in the central fields of

- diagnosis,
- instrumentation & control,
- IT systems, and
- waste management.

One particular achievement has been the broadening of the international activities of the Institute. Among these are

- the shortlisting of ISTec for the tendering of a project funded by the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD) to implement the Shelter Implementation Plan (SIP) for the Chernobyl Sarcophagus
- the participation of ISTec as technical consultant in the project "Procurement Agent for Tacis financed Decommissioning Facilities at Chernobyl NPP" and

- the order for ISTec to assess the implementation of the digital instrumentation and control system delivered by Siemens for the Bohunice nuclear power plant.

In the diagnostic field, the activities within Germany with regard to the vibration monitoring of PWR primary circuit systems were continued, involving the in-situ use of the in-house-developed COMOS system. In a parallel effort, the work towards the development of a COMOS follow-up system has progressed so far that the system has been fully specified and production can get underway.

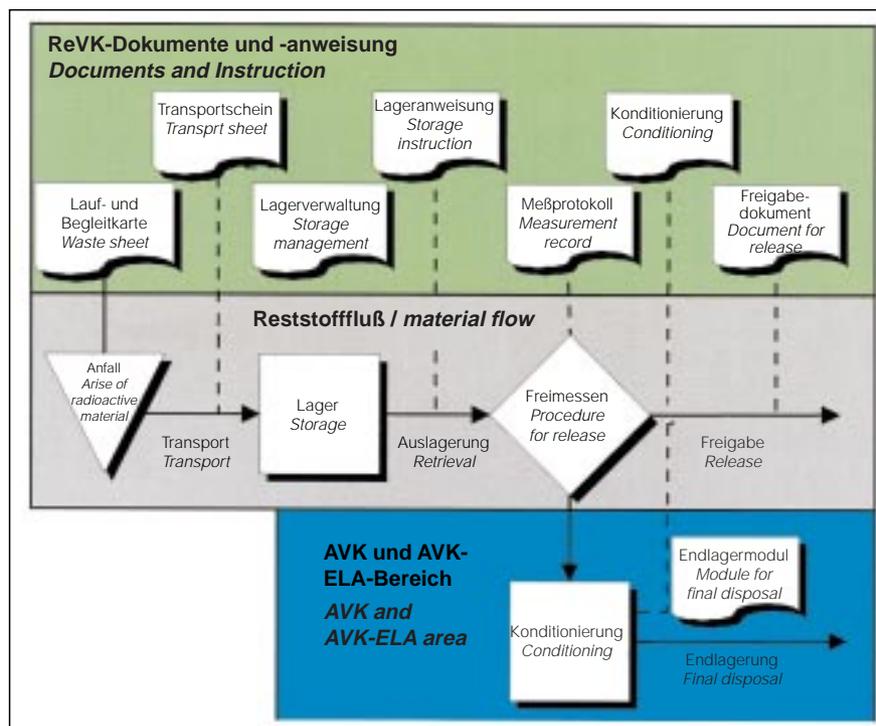
In the field of instrumentation & control, the work focused on the qualification and assessment of new digital instrumentation and control systems, the development of new or improved verification procedures to be used in licensing procedures, and on the preparation of studies concerning safety-requirements for software-based protection systems for new plants (e.g. the European Pressurized Water Reactor) or modernisation projects.

In the field of IT systems, the information system for the processing, display and

storing of measured radiological data (ADAS) which was developed for the Philippsburg nuclear power plant and has been in use there since 1995, was developed further and converted to a modern operating system. At the request of the Federal Office for Radiation Protection (Bundesamt für Strahlenschutz – BfS) the development of an "intelligent" document management and retrieval system was begun.

As in the years gone by, 2 major work-emphasis in the field of waste management was on the support of the BfS in the planning and operation of the Konrad and Morsleben final repositories, respectively. Furthermore, the development of the code system for waste tracking and control (ReVK) used in the context of the decommissioning of the nuclear power plants at Greifswald and Rheinsberg was continued. The requirements for the development were mainly determined by the involvement of the interim storage facility Zwischenlager Nord (ZLN).

The most important projects, arranged according to their respective fields of activity, are briefly described below.



Zuordnung von ReVK-Elementen zum Reststofffluß

Assignment of ReVK (documentation system for tracking and controlling of radioactive waste) elements to the waste flow

Diagnosis

In 1997, within the framework of the annual meeting of the so-called "COMOS-USERCLUB" hosted by ISTec for the exchange of experiences concerning vibration diagnosis, the relevant functional properties of a COMOS successor system were discussed in depth with the expert personnel from various plants. The aim of this system, devised under the name "COMOSnt", will be to develop and market a diagnostic system, using the system developments that have already been carried out jointly with the Schenck Vibro company in the fields of turboset and central recirculation pump vibration diagnosis. This is done by using the COMOS brand name with its positive connotations and the service packages, standardised in the meantime, some of which have been named. COMOSnt fulfils the present system requirements on a technologically new basis, has an attractive price-performance payoff compared with other competitors and a high flexibility of use owing to its modular system structure. It thereby opens up for ISTec a broad spectrum of innovative, nuclear or conventional fields of activity.

COMOSnt will have a modular structure with regard to its surveillance functions and currently has four functionally separated surveillance modes.

The "Primary System Diagnosis Frequency Range" is based on double-traced amplitude spectra and derived coherence and phase spectra. What is monitored is the resonance of the structures of so-called passive components, like vessel structures and piping systems.

The "Pump Diagnosis Frequency Range" is also derived from double-traced amplitude, coherence and phase spectra. Monitored here are rotational-frequent and higher-harmonic proportions as well as the unit resonance of main coolant pumps and other pump units.

The "Reactor Core Monitoring Frequency Range" not only considers amplitude, coherence and phase spectra but also takes the equal proportions of the neutron flux measurement chains into account. What is monitored here is the structural resonance of fuel assemblies and core

internals, transport effects, burn-up-related effects and skew-symmetric load distribution inside the core.

On the other hand, the "Pump Diagnosis Pointer Monitoring" which is optionally on offer is based on amplitude and phase trends of frequency-selective oscillation pointers of individual signals – in relation to a so-called reference mark indicator.

The use and operation of a sophisticated diagnostic system requires not only confident performance of the product but also the appropriate competence on the part of the vendor – the only way in which an adoption of responsibility for the evaluation of the data can be achieved. The co-operation of Schenck Vibro and ISTec in the development of the system surely has been a positive prerequisite in this respect. There are, however, further efforts required to ensure the acceptance of modern diagnostic systems. Among these are e.g.

- the preparation of easily comprehended system and user documentation
- the holding of regular meetings to exchange experiences as well as on-site system training courses at the reactor plants
- housekeeping measures in the form of software updates/upgrades
- the updating of the corresponding basic knowledge of diagnostics, and – which is of decisive importance –
- the management of "historic" data in the ISTec data archives.

It is a known fact that vibration monitoring provides reliable information for the diagnosis of deficiencies on the suspensions of components, wear processes on structural part fixings, changes in the friction values of dashpots, bondings on deflection restrictors, and a multitude of thermal/mechanical fatigue processes or high frequency fatigue under the influence of the medium and involving crack formation. Thus the vibration data are not only highly relevant for more flexible maintenance and inspection concepts but are also needed to a growing extent to judge the ageing of highly stressed parts.

It was therefore clear from the start that the data so far of more than 60 operating years, available in the form of about five million stored vibration spectra collected with the present COMOS system, would

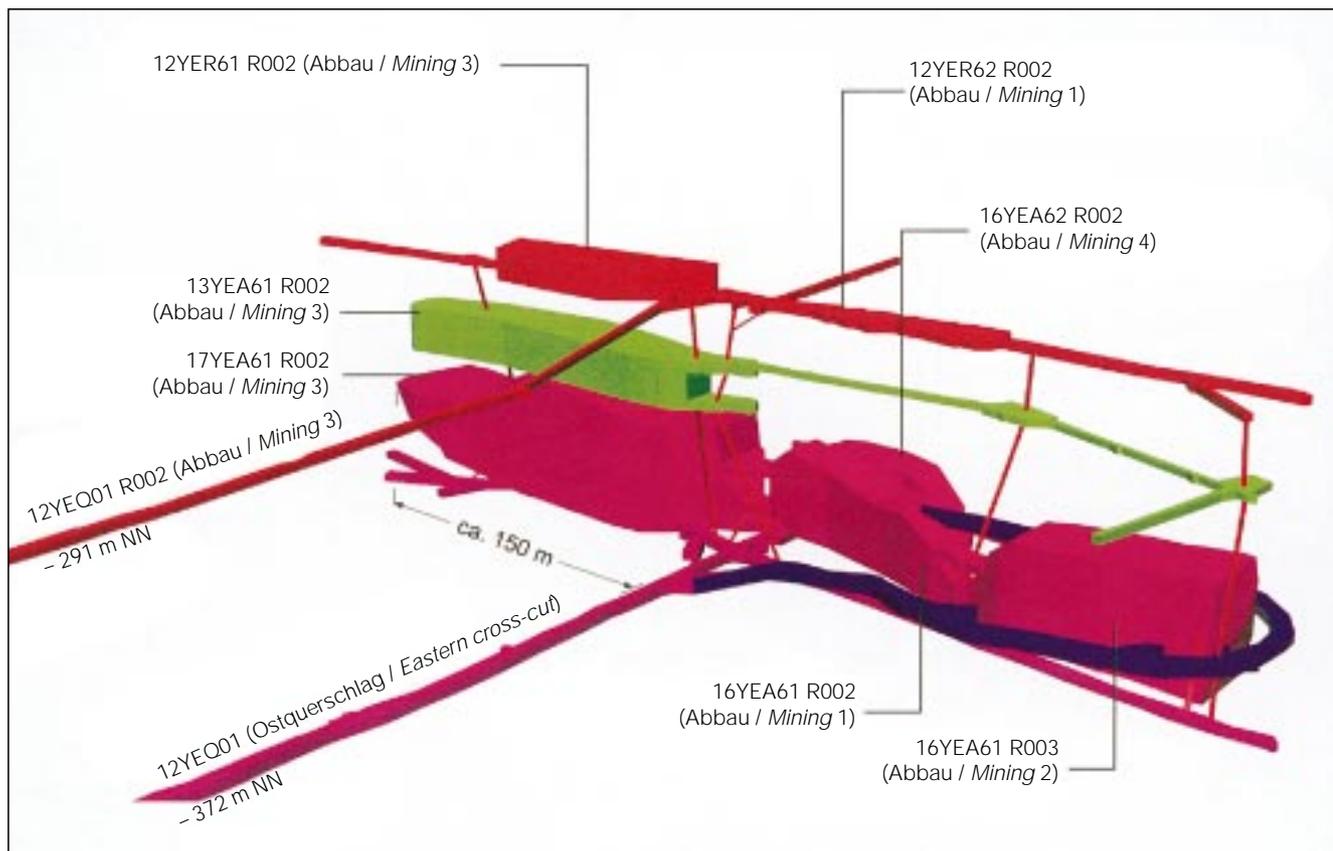
also be kept in condensed form in the new COMOSnt systems so that trend representations over desired recording periods can be retrieved at the push of a button. The most recent component-specific vibration behaviour can then be compared with reference conditions from very long ago, and a comparative assessment can thus be made.

This bundle of measures reassures the user that he has a comprehensive diagnostic package available which he can purposefully apply for the detection of relevant damage processes as well as for status-oriented maintenance. This exerts a positive influence on both plant safety and component availability.

Instrumentation & control

For some time now there has been a trend in various branches of industry to go over from hard-wire analogue instrumentation & control systems to adjustable digitalised or computer technology. This change has been brought on by technological changes in the electronics and automation sector and is now slowly finding its way into the safety instrumentation & control area of nuclear power plants. In this context, the German industry has presented the computerised Teleperm XS (TXS) system, a new development which owing to its modular structure can be adapted to a variety of tasks and – with the corresponding system architecture as well as constructional and analytical measures – is principally suited for fulfilling the high demands of international regulations, also with respect to the most important safety functions. First systems are presently appearing in German plants and in several foreign plants. In the spring, ISTec reacted to the increased demand for independent safety assessments of software-based safety instrumentation & control by integrating the discipline of software reliability in the field of work of instrumentation & control and organising the services offered to plant operators relating to the area of diagnosis in a separate field of work.

The type inspection of the TXS software components performed on an order from BStMLU was largely completed. Contrary to what is specified in the requirements of the KTA-Rules, ISTec demanded that due to the different interaction of hardware and software components a system test should



Dreidimensionale Darstellung des Einlagerungsbereiches im Ostfeld des ERAM

Three-dimensional representation of the disposal area in the eastern field of the ERAM

be carried out. The test specification and the assessment of the test performance of this non-plant-specific integration/system test as well as the elaboration of instructions for the tests to be carried out on a plant-specific level (qualification test) formed the major part of the expert assessment prepared by ISTec.

Now that construction of the FRM-2 research reactor has begun, there is for the first time in Germany a licensing procedure pending which includes a computerised protection system with category-1 safety functions. The reactor protection system is made up of hardware and software components of the Teleperm XS system. The failure mode effect analysis and safety analysis – including a sensitivity analysis to estimate the effects of common-cause failures – which were performed by ISTec essentially formed the basis for the overall positive assessment within the framework of the 2nd partial construction permit.

The modernisation of the Slovak VVER-440 plant BOHUNICE V1 includes the com-

plete replacement of the entire safety instrumentation & control system. The new system Teleperm XS is used. Intensive acquisitioning has resulted in the orders for ISTec initially to prepare a V&V programme and then to advise the Slovak expert-organisation about the safety assessment within the framework of the licensing of the system.

The PAKS and ROWNO plants as well as the new Russian W-407 reactor will have digital safety instrumentation & control systems. The advisory assistance of ISTec given to the regulatory authorities during the safety assessment of software-based protection systems was received very well. The consultation is continuing.

In connection with the development of a verification procedure within the framework of a project funded by the Federal Ministry for Education, Science, Research and Technology (BMBF) major progress has been made with regard to the assessment of the following system features: self-monitoring, real-time behaviour, stability and

freedom of deadlock; furthermore, a tool was developed for the verification of the source code. The VALIDATOR tool makes it possible to verify the user software in high-level language with automatically generated code as required by the regulations. In the meantime, a further developed tool by the name of RETRANS has become available for practical application (see the following article). The work towards creating a high-level language analyser has been continued. New projects were started, dealing with investigations concerning the safety demonstration of off-the-shelf software ("COTS") as well as the gathering of operating experience with TXS safety instrumentation & control systems.

Within the framework of studies performed for the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU) and the Federal Office for Radiation Protection (BfS) the requirements for digital safety instrumentation & control systems, the methodical procedure and the necessary verification were analysed, concerning both modernisation pro-

jects in existing plants and safety instrumentation & control systems to be implemented in future facilities. A detailed exchange of experiences with the French Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) as well as the membership on the appropriate international and national committees (e.g. IEC 45A, IAEA, OECD, EWICS, RSK, DKE, KTA, VdTÜV, GMA) have made it possible to consider the latest state of international discussions in the preparation of proposals in connection with the introduction of digital instrumentation & control in German plants under full consideration of the associated responsibility with regard to safety.

Further important projects dealt with theoretical and experimental investigations concerning electromagnetic effects or compatibility, i.e. with protective measures and devices for the prevention of inadmissible outside and overvoltage couplings, ageing issues relating to hard-wire instrumentation & control system components (cables, insulation, module assembly faults), overvoltage effects on reactor protection module assemblies, the use and properties of new instrumentation & control system components (e.g. neural networks, fuzzy logic, model-based determination of data) and with the undervoltage investigations with regard to the assurance of electric power supply (behaviour of the reactor protection system in case of voltage drops).

Information technology

The ISTec-developed radiological information system ADAS (Aktivitätsdatenerfassungs- und Auswertesystem, activity data registration and evaluation system) has been in use in Unit 2 of the Philippsburg nuclear power plant (KKP) since 1995 in Block 2 and has proved efficient.

On the request of KKP, ADAS was extended to Unit 1. In the first phase it is now possible to call up facility diagrams and stereoscopic images of both units in the radiation protection offices. In addition, personnel in Unit 1 has access to all ADAS measuring values from Unit 2. This means a considerable load reduction for the radiation protection personnel in their daily work.

In the context of this expansion, ADAS was modernised and equipped with further configuration possibilities. The work-

stations were converted to Windows NT in order to satisfy the increased demands for user-comfort, speed and stability. Extended configuration possibilities now allow the personnel on site to import and modify stereoscopic images quickly and comfortably. Further phases for Unit 1 are planned and, among other things, are to supplement ADAS with measured radiological data from Unit 1. Also on the order of KKP, ADAS has been extended by an additional signal processing system with an increased measuring rate of up to 10 Hz. This extended flexibility can be used to record, archive and visualise in preferred form additional measured data that so far could not be monitored.

The first application of this additional signal processing system is the monitoring of the fuel assembly change process during the general maintenance inspection. Here, the level and the load of the fuel element loading machine are constantly measured during the unloading and reloading of the core. Load changes in fuel assembly withdrawal indicate that there is increased friction (e.g. caused by deformed fuel assemblies) or that fuel elements have interlocked. The level measurement reveals the place where the irregularity has occurred. The simultaneous representation of the distribution of load and level in a graphic curve provides valuable information for decisions on further investigative steps of concerning the possibility of re-using the fuel assembly.

Another new development is the "intelligent" document management and retrieval system "VerSys" which is to serve the targeted management of licensing documents and is being prepared on an order from BfS. For VerSys, ISTec specifically developed an "Intelligent Information Retrieval" (IIR) module which can perform searches in the document texts that are largely independent of the diction of the authors. In addition, VerSys also provides the possibility of identifying similarities in technical terms and assertions by way of a fuzzy search. Running under Windows 95/NT, VerSys has a comfortable user interface.

VerSys is now used within the framework of the current licensing procedure for the Konrad final repository for radioactive

waste, facilitating the handling of a constantly growing number of licensing documents. A central element in this connection is the comprehensive catalogue of all process-related safety features, with links to all related features and the corresponding passages in the documents.

Waste management

Following the installation at the beginning of 1996 of the documentation system for the tracking and control of radioactive wastes (ReVK) at Energiewerke Nord GmbH (EWN) which shows the management of radwaste there, subsequent experiences with the operation of the system resulted in proposals for optimisation that were implemented in the course of 1997. The most essential developments included

- adaptation of ReVK to the requirements of dismantling operations,
- development of a graphic waste-flow tracking system and
- creation of a graphic storage module as well as
- synchronisation with the waste-flow tracking and control system AVK.

Apart from these computer-based developments, permanent support was also given to ReVK users.

At the end of 1997, the state of operating experience – which had been reported to national and international conference audiences (i.a. Kontec, ICEM) – was as follows:

At EVN, 70 ReVK users have access to the system. Generally it can be said that user acceptance of ReVK is high. More than 20,000 waste units as well as over 4,000 transports and approx. 70,000 movements were registered and 670 containers managed. This makes ReVK the most important documentation system for radioactive wastes.

Future developments of ReVK, some of which were already initiated in 1997, are among other things:

- conversion from a file server to a client-server database
- coupling of ReVK to the automatic SPS crane control system of the ZLN interim storage facility
- improved data evaluation.

With the commissioning of the ZLN, the focus of future work concerning ReVK will shift to the appropriate adaptation of ReVK to the operational needs of ZLN.

In connection with the dismantling of the MOX and uranium fuel assembly factories of Siemens AG (KWU) the existing wastes and those arising in the future will have to be conditioned in accordance with the requirements for emplacement in the Konrad final repository.

In this context, the broad range of possibilities offered by the Konrad Final Storage Requirements is used for the optimisation of the resulting waste package volumes. For this purpose, ISTec – whose personnel have played a leading role in the derivation of the Konrad Final Storage Requirements – worked out an optimal strategy for the production of waste packages for the Siemens company.

This strategy comprises a combination of the radioactive wastes and residues in waste packages with the help of the "Simulated Annealing" optimising procedure so that as a result a minimum volume remains for emplacement. The role of ISTec is to work on the qualification of the corresponding conditioning procedures and prepare the requisite wastes-related documentation.

In the field of final disposal, one focal point of the activities quite naturally is the support of the BfS in the planning and operation of final repositories. For the Morsleben final repository, planned modification measures for the facility were assessed from a safety-related point of view, i.e. especially with regard to their impact on the safety level of the facility. With emplacement in the West Field largely concluded and with the beginning of emplacement in

the East Field, the accompanying safety analyses were performed to demonstrate that even under the conditions of the changed ventilation system any radioactivity released in an assumed fire-accident would remain safely enclosed within the facility.

As the current plan is to conclude waste emplacement on June 30, 2000, the support of the BfS in the planning of the decommissioning of the Morsleben final repository opens up a new field of work. In this context, existing operating experience was used to analyse the effect that the implementation of the intended sealing concept will have on the release of radioactive substances from the final repository and on the radiation fields within the facility. Furthermore, potential accidents during the course of decommissioning were identified and their possible effects analysed.

The work accompanying the planning of the Konrad final repository dealt firstly with the final updating and adaptation of the plan approval documents since the conclusion of the plan approval procedure is soon expected. Secondly, based on the experiences gathered during the procedure, what the concept of the probabilistic safety analyses of a final repository could look like was examined so that the requirements of a plan approval procedure would be met in the best possible way and the safety margin of the design would be transparent and well balanced. For this purpose, international experience and concepts were also evaluated and checked for their compatibility in regard to with the requirements of the German regulations.

One field of activity for ISTec in the field of final disposal has been for many years the investigation of the effects of gas formation in the final repository. Here, one

of several projects got underway in 1996 within the framework of an EU- and BfS-funded international research and development project, analysing the problem of gas formation and its special implications for a final repository in the rock salt of the Northern German salt domes. The work comprised characterising of gas formation as a source term, as well as the modelling of two-phase flows of gas and brine to determine possible effects on the safety of the post-operational phase.

For the description of gas formation during the post-operational phase, it was for the first time possible to gather and evaluate most of the measured values available in Germany concerning gas formation of real waste packages. The result yielded valuable hints and supplementary information in addition to the already available experimental data on gas formation owing to the different contributing individual effects.

For the modelling of the two-phase flows in the final repository, the internationally most widely used TOUGH2 code was developed further and adapted to the conditions of a final repository in a salt formation. As not all of the necessary input parameters have been measured as yet, a sub-contract was awarded to Clausthal Technical University to determine the two-phase flow parameters by performing experiments on compacted salt breeze.

Looking back, one can say that 1997 was quite an eventful year with regard to the final disposal field of work; new challenges were begun, and considerable progress was made, especially as regards the provision of suitable analysis tools for the safety analysis of the post-operational phase of a final repository.

W. Wurtinger

RETRANS – Ein Werkzeug zur Verifikation von automatisch generiertem Programmcode

Nach den einschlägigen technischen Normen (z. B. IEC 880) ist es notwendig, jeden Schritt im Prozeß der Erstellung von hochzuverlässiger Software zu verifizieren. Dies betrifft auch die Verifizierung von automatisch generiertem Programmcode. Um menschliche Fehler bei diesem Verifikationsschritt zu vermeiden und auch um den Kostenaufwand zu begrenzen, ist es zweckmäßig, ein vom Hersteller des Codegenerators unabhängiges Prüfwerkzeug einzusetzen. Zu diesem Zweck wurde von ISTec das Werkzeug RETRANS entwickelt, welches die funktionale Äquivalenz von automatisch generiertem Programmcode mit der zugrundeliegenden Spezifikation nachweist.

Mit dem technologischen Wandel in der Leittechnik wird gegenwärtig praktisch in allen Industriezweigen analoge (konventionelle) Technik mehr und mehr durch digitale, meist rechnerbasierte Technik ersetzt. Dies betrifft in zunehmendem Maße auch sicherheitsrelevante leittechnische Funktionen in Kernkraftwerken.

Ein wesentliches Merkmal der rechnerbasierten digitalen Sicherheitsleittechnik ist die Verwirklichung ihrer Funktionalität durch Software. Der Prozeß zur Erstellung dieser Software ist häufig gekennzeichnet durch die automatische Generierung des Quellcodes aus einer formalen Spezifikation, welche in einer Datenbank hinterlegt ist. Somit wird ein bedeutender Teil innerhalb des Software-Lebenszyklus durch einen Codegenerator übernommen. Die Korrektheit des generierten Quellcodes hängt damit einerseits von einer vollständigen und korrekten Spezifikation und andererseits von der richtigen Arbeitsweise des Codegenerators ab.

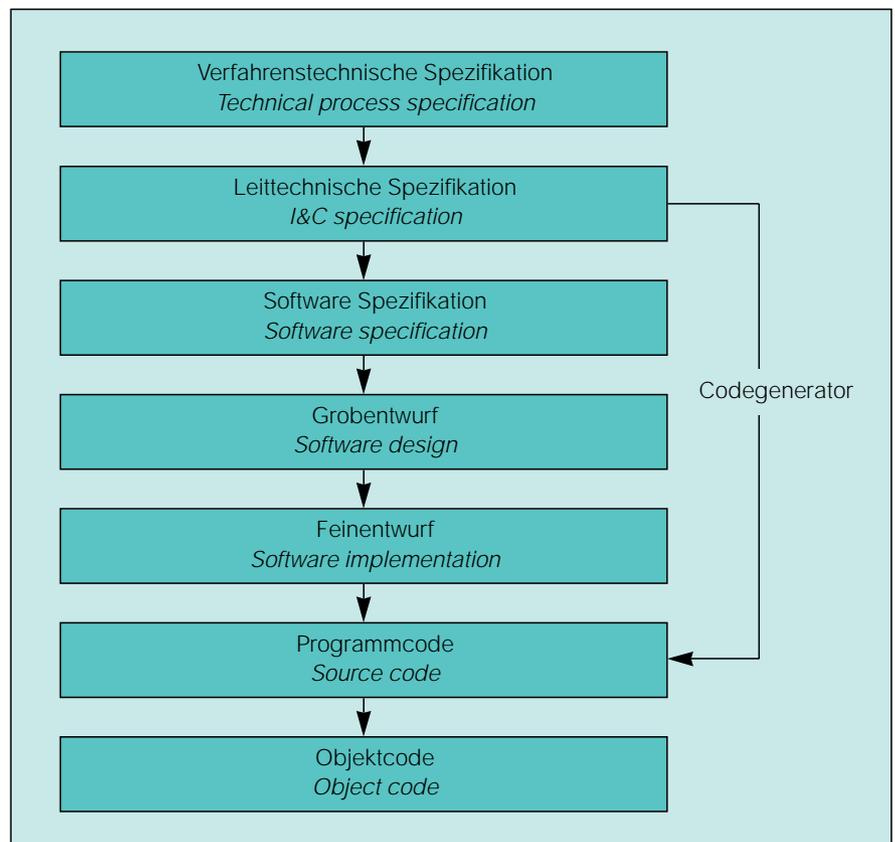
Von ISTec sind Methoden entwickelt worden, um einen Nachweis über die korrekte Umsetzung einer formalen Spezifikation in Quellcode (d. h. die richtige Arbeitsweise des Codegenerators) zu führen. Das Grundkonzept ist dabei die Analyse des generierten Quellcodes, um dessen inhärente Wirkungsweise zu rekonstruieren und so im Vergleich mit der zugrundeliegenden Spezifikation die funktionale Äquivalenz mit dieser nachzuweisen. Bei der Analyse des generierten Quellcodes werden nicht die Umsetzungsregeln eines speziellen Quellcodes betrachtet, vielmehr stützt sich die Analyse auf die Struktur des generierten Quellcodes. Die bei der Analyse des generierten Quellcodes gewonnene Information über dessen inhärente Wirkungsweise kann zudem zu Plausibilitätskontrollen bezüglich Redundanzen verwendet werden. Dies unterstützt die

Aufdeckung möglicher Spezifikationsfehler. Weiterhin deckt das Werkzeug Inkonsistenzen, sowohl im Quellcode als auch in der Datenbank der Spezifikation auf. In der Datenbank wird redundante Information auf Übereinstimmung geprüft. Im C-Quellcode wird geprüft, ob er mit den syntaktischen Vorgaben der entsprechenden Programmstruktur übereinstimmt.

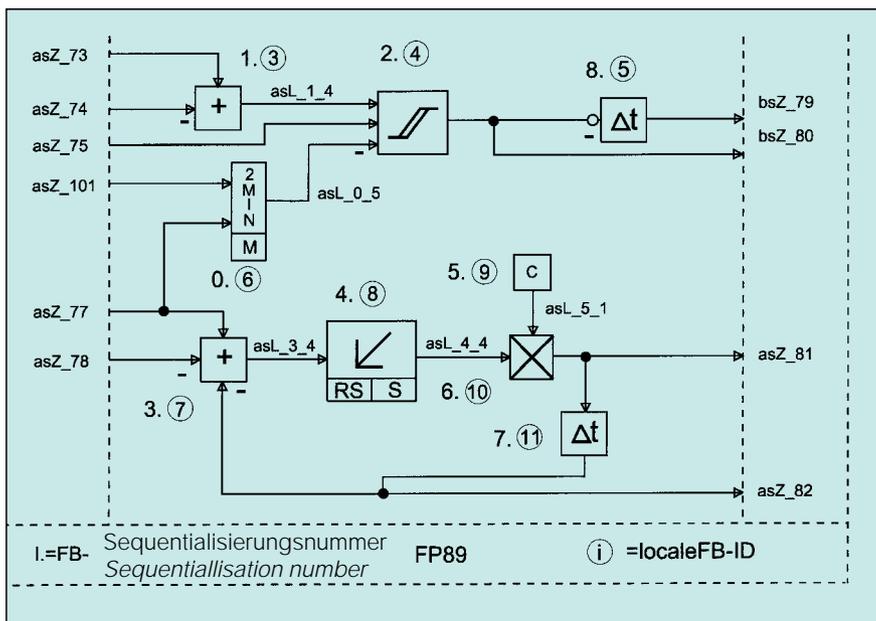
Digitale Sicherheitsleittechnik TELEPERM XS

Die digitale Sicherheitsleittechnik TELEPERM XS der Firma Siemens/KWU setzt

zur Spezifikation und Erstellung der Software für die Bearbeitung leittechnischer Aufgaben auf Rechnern ein eigenes Werkzeug, SPACE (Specification and Coding Environment) ein. Damit ist es möglich, auf einer graphischen Oberfläche (SPACE-Editor) Leittechnikfunktionen (Funktionspläne FP) aus vorgefertigten, normierten Grundelementen (Funktionsbausteine FB) zu konstruieren und diese zu (auf einzelnen Rechnern zyklisch abzuarbeitenden) Gruppen (Funktionsplangruppen FPG) zu organisieren. Diese graphischen Spezifikationen werden in Form von Datenbanktabellen (SPACE-Datenbank) hinterlegt, die im Sinne einer formalen Spezifikation bereits die vollständigen Informationen für die Funktionalität der Rechnerprogramme enthalten. Der beigeestellte Codegenerator erzeugt, allein aufsetzend auf den Datenbanktabellen und unter Nutzung und Einbindung der vorgefertigten FB-Module und Deklarationsfiles nach feststehenden Regeln automatisch die auf dem entsprechenden Rechner einsetzbaren C-Programme (FP- und FPG-Module).



Softwareerstellungsprozess
Software development process



Pseudofunktionsplan
Pseudo function plan

Somit wird ein bedeutender Teil der Anwendersoftwareentwicklung innerhalb des Softwarelebenszyklus einem speziellen Werkzeug (FPG-Codegenerator) anvertraut. Neben der adäquaten (die verfahrenstechnischen Vorgaben wiedergebenden) Spezifikation der FP und FPG und der korrekten Implementierung der Grundelemente (FB) hängt die aufgabengerechte Arbeitsweise der Rechnerprogramme (FP- und FPG-Module) noch entscheidend von der zuverlässigen Arbeitsweise des FPG-Codegenerators ab. Ein vorrangiges Ziel bei der Qualifizierung der leittechnischen Anwendungsprogramme muß deshalb sein, die Transformationsprozedur des Codegenerators zu verifizieren. Diese Aufgabe übernimmt das Prüfwerkzeug RETRANS.

Konzept des RETRANS

Das Grundkonzept des Werkzeugs RETRANS ist die Rücktransformation der inhärenten Wirkungsweise der generierten C-Programmtexte (FP- und FPG-Module), um eine automatische Äquivalenzanalyse mit der originären Spezifikation, vorliegend in Form von Datenbanktabellen, zuzulassen. D. h. RETRANS stützt sich nicht auf die Regeln des FPG-Codegenerators, vielmehr auf die Programmstruktur der FP- und FPG-Module und auf das Datenmodell der SPACE-Datenbank.

Im Rücktransformationsschritt wird aus jedem FPG-Modul bzw. FP-Modul je eine Datei erzeugt, welche in aufbereiteter Form und gegliedert nach Analysegegenständen (Zeichenketten des C-Quellcodes) eine vollständige Beschreibung der Funktionalität der LEFU beinhalten. Der Vergleich der Analysegegenstände mit der SPACE-Datenbank erfolgt auf Konsistenz und Vollständigkeit. RETRANS generiert Analyseprotokolle sowohl am Bildschirm als auch in Form von Dateien.

Es werden folgende Analysegegenstände untersucht:

- interner FPG-Identifikationsstring
- externer FPG-Identifikationsstring
- Eingabe-Funktion des FPG-Moduls
- Route-Funktion des FPG-Moduls
- Output-Funktion des FPG-Moduls
- Zykluszeit der FPG
- Berechnungs-Funktion des FPG-Moduls
- interner FP-Identifikationsstring
- externer FP-Identifikationsstring
- nicht beschaltete FB-Eingangspors des FP-Moduls
- nicht beschaltete FB-Ausgangspors des FP-Moduls
- unveränderliche FB-Parameter des FP-Moduls

- veränderliche FB-Parameter des FP-Moduls
- Berechnungs-Funktion des FP-Moduls.

Die funktionale Diversität des Werkzeugs RETRANS vom FPG-Codegenerator, d. h. die Unabhängigkeit von dessen Transformationsregeln zur Codegenerierung, ermöglicht es dem Werkzeug zudem Fehler in diesen Regeln aufzudecken, welches ein Werkzeug, das die invertierten Regeln zur Rücktransformation benutzt, u. U. nicht in der Lage wäre, zu entdecken.

Darüber hinaus erzeugt RETRANS bei der Rücktransformation u. a. Zwischenergebnisdateien, welche in kompakter Form die FP und ihre Funktionalität darstellen. Dadurch ist es auf einfache Weise möglich werkzeugunterstützt auf redundante Funktionspläne Plausibilitätskontrollen anzuwenden, um so eventuelle Spezifikationsfehler, wie z. B. Abweichungen in Parameterwerten, aufzudecken.

Zusammenfassend können die wesentlichen Leistungen des Softwareanalysetools RETRANS wie folgt dargestellt werden:

- Automatischer Vergleich der in einer Datenbank gespeicherten Spezifikation der Anwenderprogramme mit der Funktionalität des automatisch generierten C-Quellcodes
- Hinweise für den Analysierenden bezüglich der Plausibilität von FB-Parametern in redundanten Kanälen
- Hinweise auf Inkonsistenzen in der Datenbank
- Hinweise auf Inkonsistenzen im C-Quellcode.

Der RETRANS wurde auf einer HP Workstation unter HP-UX Release 9.05 entwickelt. Zur Zeit läuft das Werkzeug unter HP-UX Release 10.20. Der Programmcode des RETRANS besteht aus ca. 9 000 Programmzeilen. Die Laufzeit für die bereits ausgeführten Analysen betrug zwischen 45 h und 75 h.

Das Werkzeug RETRANS unterscheidet zwischen 129 Inkonsistenzen bei der Analyse der FPG-Module und 100 Inkonsistenzen bei der Analyse der FP-Module.

Das RETRANS wurde mit umfassenden Datensätzen einschließlich solcher in rea-

len Anwendungen aus Kernkraftwerken ausführlich getestet. Es erlaubt den gemäß dem internationalen Regelwerk und dem Stand der Technik erforderlichen Verifikationsschritt der Applikationssoftware, die zur Realisierung von Leittechnikfunktionen in TELEPERM XS Systemen für Sicherheitsaufgaben zum Einsatz kommt. Gegenüber alternativen Prüfverfahren, wie die

manuelle Codeanalyse/-inspektion bietet die werkzeuggestützte Prüfung – bei vollständiger Verifikation des Codes gegen die zugrundeliegende Spezifikation – nicht nur erhebliche Aufwandsreduktion (Kostenvorteile), sondern vermeidet auch Human Factor Probleme, wie sie bei manueller Verifikation umfassender Codes nicht auszuschließen sind.

Die Anwendung des RETRANS ist fest vorgesehen für den Einsatz bei der neuen digitalen Sicherheitsleittechnik für die Kernkraftwerke FRM-II, Paks und Bohunice. Ferner ist dessen Einsatz bei der neuen digitalen Sicherheitsleittechnik von Beznau geplant.

RETRANS – A Tool for the Verification of Automatically Generated Source Codes

Following the pertinent technical standards (e. g. IEC 880) it is necessary to verify each step in the development process of safety-critical software. This also holds true for the verification of automatically generated source codes. To avoid human errors during this verification step and to limit costs, a tool should be used which is developed independently from the development of the code generator. For this purpose, ISTec has developed the RETRANS tool which demonstrates with its underlying specification the functional equivalence of an automatically generated source code.

Along with the technological change in instrumentation and control, analogous (hardwired) systems are being more and more often replaced by digital, mostly computer-based systems in practically all branches of industry. This also increasingly concerns safety-relevant I&C functions in nuclear power plants.

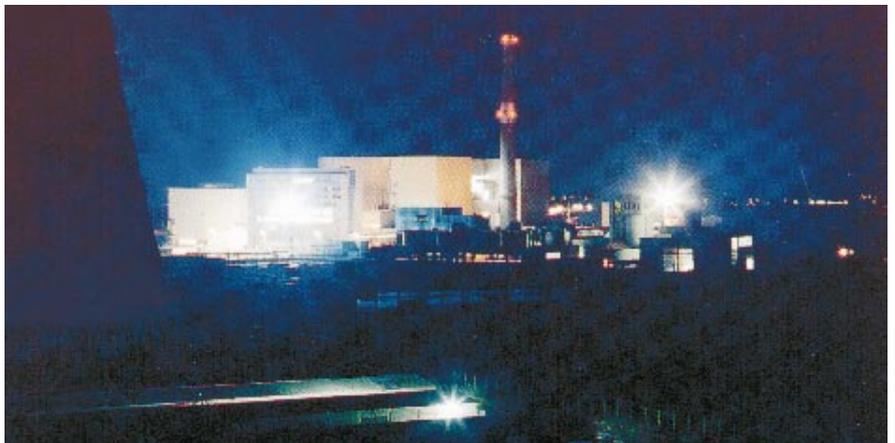
An important feature of computer-based instrumentation and control is the realisation of its functionality by software. The software development process is often characterised by the automatic generation of a source code from a formal specification which is stored in a database. Therefore, an important part within the software life cycle is taken over by a code generator. The correctness of the generated source code therefore depends on a complete and correct specification on the one hand and, on the other hand, on the correct performance of the code generator.

Within ISTec, methods were developed to demonstrate the correct transformation of a formal specification into source code (i. e. the correct performance of the code generator). The basic concept with the analysis of the generated source code is to reconstruct its inherent functionality and compare it with its underlying specification, to demonstrate the functional equivalence between them. During the analysis of the source code, no transformation rules of a specific code generator are considered;

the analysis rather, is based more on the structure of the generated source code only. The information gathered during the analysis of the generated source code concerning its inherent functionality can be used in addition for plausibility controls with regard to redundancies. This helps with the discovery of possible specification errors. Furthermore, the tool reveals inconsistencies, both in the source code and the database of the specification. In the database, redundant information is checked for conformance. The source code is examined with regard to the conformance of the code with the syntactical requirements of its programme structure.

Digital I&C system TELEPERM XS

The digital I&C system TELEPERM XS of Siemens/KWU uses an in-house developed tool, for the specification and implementation of the software for the processing of I&C functions on computers: SPACE (Specification and Coding Environment). With the assistance of a graphical interface (SPACE editor), I&C functions (functional diagrams FD) are constructed from prefabricated, normed basic elements (function blocks FB) and are organised as groups (functional diagram groups FDG) which are executed cyclically on single processing units. These graphical specifications are stored in the form of database tables (SPACE database) that already contain – in the sense of a formal specification – the complete information for the functionality of the computer programs. The associated code generation is based only on the database tables and uses and includes only prefabricated FB modules and declaration files. Following predefined rules the code generator creates automatically the C programs (FD and FDG modules).



KKW Bohunice in der Slowakei: Hier ist der Einsatz von RETRANS bei der neuen digitalen Sicherheitsleittechnik vorgesehen

Bohunice nuclear power plant in Slovakia: The application of RETRANS is planned for the new digital I&C system

Therefore, an important part of the application software development within the software life cycle is performed by a specific tool (FDG code generator). Besides the adequate specification of the FD and FDG (reproducing the requirements of the technical process) and the correct implementation of the basic elements (FB) the proper operation of the application programs (FD and FDG modules) depends additionally on the reliable operation of the FDG code generator. Therefore, qualifying the I&C application programme as a primary aim has to be done by the verification of the transformation procedure of the code generator. This task is taken over by the tool: RETRANS.

Concept of RETRANS

The basic concept of the RETRANS tool entails the reverse transformation of the functions contained in the generated C source codes (FD and FDG modules) into a form which enables an automatic analysis of the equivalence with the original specification presented in the form of database tables. This means that RETRANS does not rely on the rules of the FDG code generator, but rather more on the programme structure of the FD and FDG modules and on the data model of the SPACE database.

As a result of the reverse transformation step a file is created from every FDG module and FD module which contains a complete description of its function. The form of these files is already processed for the following comparison with the database tables of the specification and is structured according to analysis items which are character strings of the C source code. The comparison of the analysis items with the SPACE database is performed with respect to consistency and completeness. RETRANS generates analysis protocols, both on the screen and in paper form.

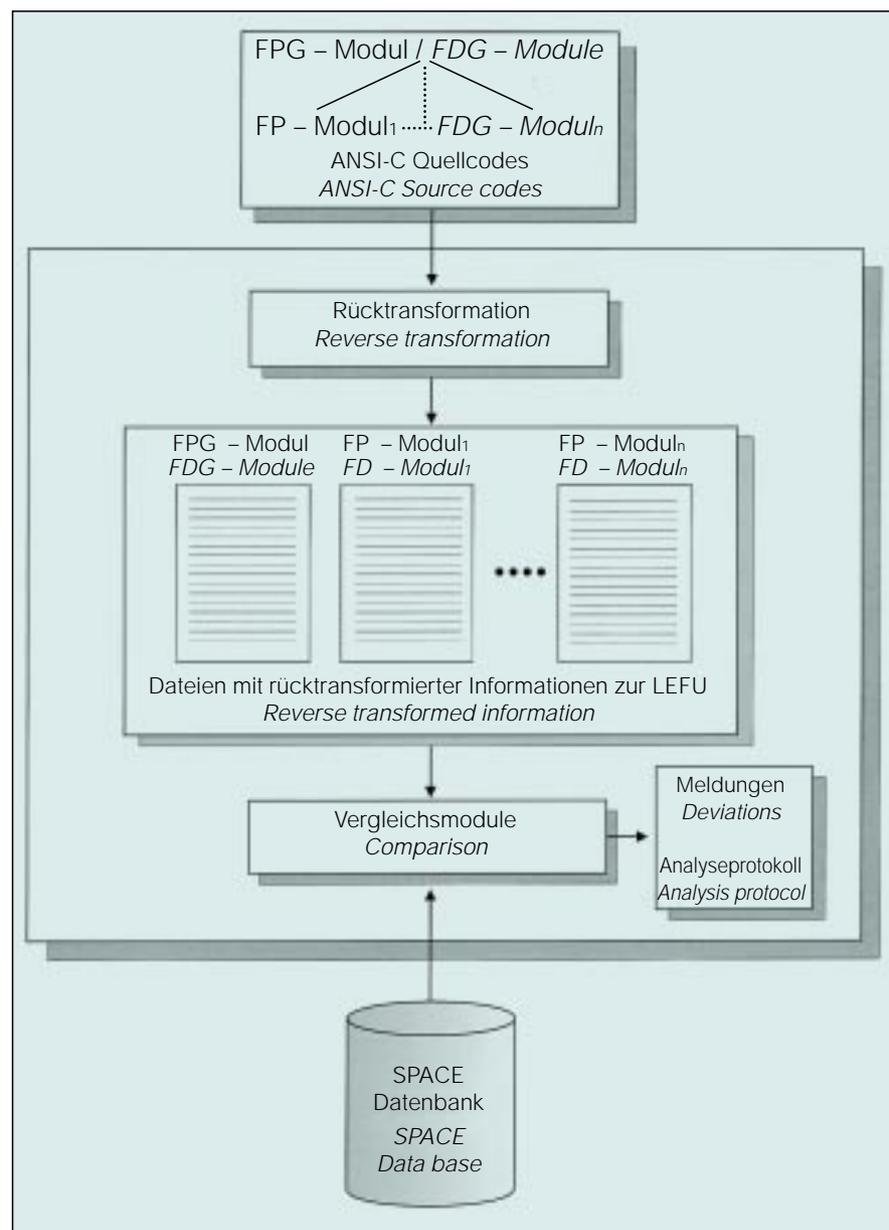
The following analysis items are investigated:

- internal FDG identification string
- external FDG identification string
- input function of the FDG module
- route function of the FDG module
- output function of the FDG module

- period of the FDG
- compute function of the FDG module
- internal FD identification string
- external FD identification string
- not connected FB input ports of the FD modules
- not connected FB output ports of the FD modules
- fixed FB parameters of the FD modules
- changeable FB parameters of the FD modules
- compute function of the FD module.

The functional diversity of the RETRANS tool from the FDG code generator, i.e. the independence from its transformation rules for code generation, enables the tool to reveal errors in these rules which could not be detected by a tool using the inverted generation rules for the reverse transformation.

Furthermore, during the reverse transformation, RETRANS creates among other things intermediate result files which represent in a compact form the FD and their functionality. These intermediate results



Konzept des Werkzeugs RETRANS
Concept of the RETRANS tool

can be used to apply tool-based plausibility controls on redundant FD to detect potential specification errors, as for example deviations in parameter values.

In summary, the essential performance features of the software analysis tool RETRANS can be described as follows:

- automatic comparison of the specification of the application programmes stored in a database with the functionality of the automatically generated C source code.
- hints for the analyser with respect to the plausibility of FB parameters in redundant channels.
- hints concerning inconsistencies in the database
- hints concerning inconsistencies in the C source code.

RETRANS was developed on an HP workstation under HP-UX Release 9.05. At present, the tool runs under HP-UX 10.20. The source code of RETRANS consists of about 9000 lines of code. The amount of run-time for the analyses already conducted has been between 45 h and 75 h.

The RETRANS tool distinguishes between 129 inconsistencies during the analysis of the FDG modules and 100 inconsistencies during the analysis of the FD modules.

RETRANS has been tested in detail with extensive data sets including those coming from real applications in nuclear power



KKW Paks in Ungarn: Auch hier soll RETRANS zum Einsatz kommen

Paks nuclear power plant in Hungary: Here, too, the use of RETRANS is planned

plants. It assists in performing the verification step of the application software, required by the state of the art and national and international standards, used for the realisation of I&C functions in TELEPERM XS systems for safety-relevant applications. Contrary to alternative assessment techniques, like manual code analysis/inspection, the tool-based assessment offers – with complete verification of the source code vis-a-vis the underlying specification – not only a considerable reduction

of expenditure (cost advantage) but also avoids human factor problems which will appear during manual verification of extensive source codes.

The application of RETRANS is planned for the new digital I&C systems of the nuclear power plants FRM-II, Paks and Bohunice. Further, its use is also planned for the new digital I&C system of Beznau.

H. Miedl

Gasbildung in Endlagern

Die Gasbildung in radioaktiven Abfällen und deren Umgebung in einem Endlager im tiefen geologischen Untergrund muß ermittelt werden, um ihre Auswirkungen auf die Sicherheit des Endlagers im Betrieb sowie in der Nachbetriebsphase beurteilen zu können. Hierzu werden beim Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) in Fortsetzung früherer Arbeiten der GRS Analysen durchgeführt, die ihren Ursprung im Auftreten sogenannter Blähfässer haben, wie sie vor etwa zehn Jahren in Zwischenlagern entdeckt wurden.

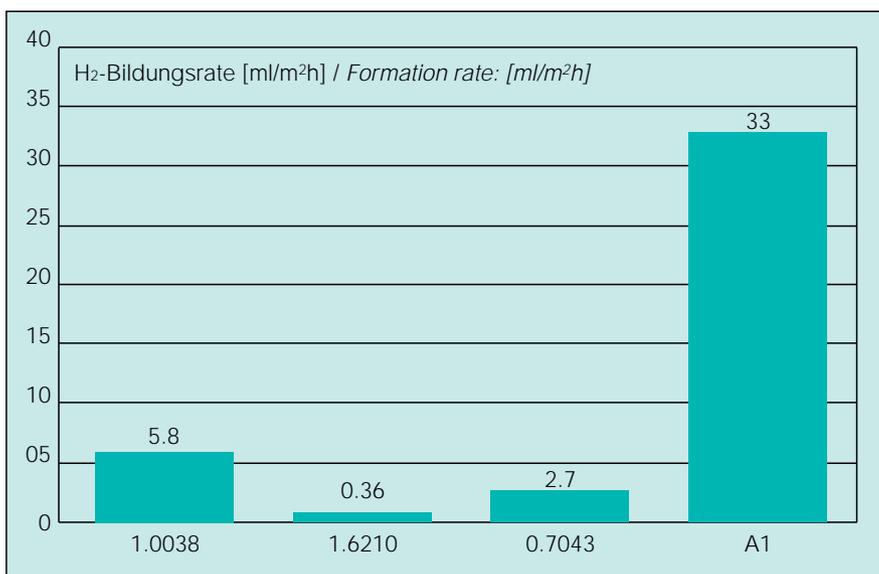
Standen zu Beginn Experimente zur Charakterisierung der einzelnen Gasbildungsmechanismen im Vordergrund, konzentrieren sich die heutigen Arbeiten stärker auf die Auswertung vorhandener Messungen an realen Abfallbinden und die Verknüpfung dieser Daten mit den Ergebnissen experimenteller Ergebnisse.

Nachfolgend werden die jüngsten Arbeiten des ISTec auf diesem Gebiet dargestellt. Sie entstammen insbesondere einem vom Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) finanzierten Vorhaben, mit dessen Hilfe unter anderem das Gros der in Deutschland vorhandenen Meßdaten erfaßt und systematisch ausgewertet werden konnte. Insgesamt stehen derzeit über 2 300 Datensätze von Messungen an realen Abfällen zur Verfügung, denen in etwa eine vergleichbar große Zahl von Publikationen zu Einzeleffekten der Gasbildung und ihrem Zusammenwirken gegenüber stehen.

Randbedingungen und Bedeutung der Gasbildung

Die Gasbildung im Endlager findet im wesentlichen unter folgenden Randbedingungen statt, wobei primär ein Endlager in einer salinaren Formation (z. B. Salzstock) zugrunde gelegt wird:

- Bei den zu betrachtenden Abfällen handelt es sich überwiegend um heterogene Mischabfälle. Nur in Einzelfällen können bestimmte Gasbildungsmechanismen aufgrund der Kenntnis über die Abfälle und ihre Zusammensetzung ausgeschlossen werden (z. B. mikrobielle Gasbildung bei verglasten hochaktiven Abfällen).
- Die Gasbildung findet vorwiegend in den Abfällen statt. Das heißt, daß das chemische Milieu in der Umgebung der Abfälle nur dann von Bedeutung ist, wenn durch einen Zufluß von Wasser (Lauge) ein Kontakt zwischen beiden Bereichen hergestellt wird.



Gasbildungsraten von verschiedenen Stählen und von Aluminium in gesättigter Q-Lauge bei 60 °C

Gas generation rates of different steels and aluminium in saturated Q-brine at 60 °C

- Die Abfälle sind mit Salzgrus (Morsleben, Gorleben), Braunkohlefilterasche (Morsleben) oder einem Gemisch aus Zement und gemahlenem Gestein (Konrad) versetzt.
- Das für die Gasbildung erforderliche Feuchteangebot steht aus folgenden Quellen zur Verfügung:
 - Restfeuchte der Abfälle,
 - Luftfeuchte,
 - Feuchte des Versatzmaterials,
 - Feuchte des Wirtsgesteins,
 - ggf. zufließende Lauge.
- Die Gleichgewichtstemperatur im Endlager beträgt zwischen 40°C und 60°C.
- Das Hohlraumvolumen des Endlagers konvergiert. Als Folge kann es unterstützt durch die Gasbildung zu Druckaufbau kommen.
- Die Einlagerungsbereiche werden durch Materialien wie Bentonit, Sand-/Kieschüttungen oder ein zementhaltiges Mineralstoffgemisch versiegelt.

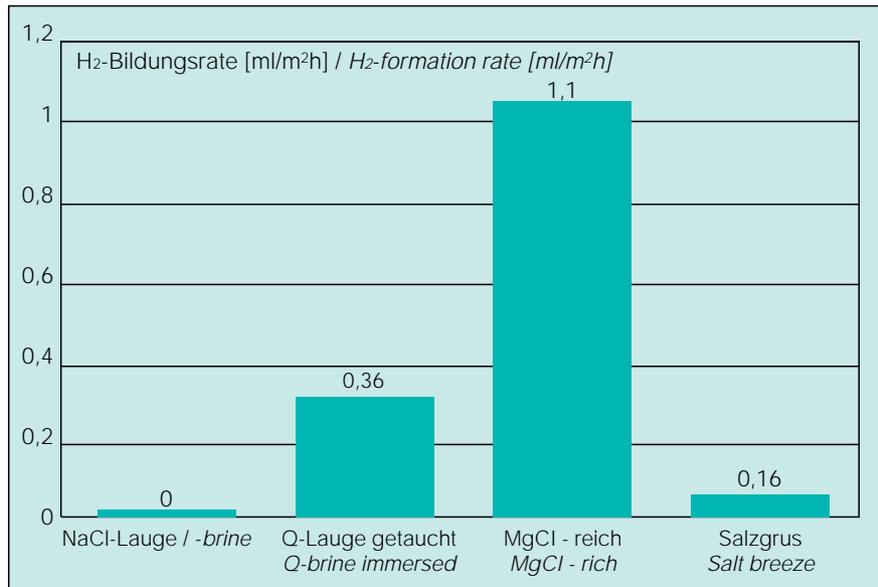
Unter diesen Randbedingungen sind insbesondere die nachfolgenden potentiellen Auswirkungen der Gasbildung von sicherheitstechnischer Bedeutung:

- Bildung zündfähiger Gemische im Resthohlraum des Abfallbindes,
- Öffnung von Wegsamkeiten in den technischen Barrieren und im Wirtsgestein,
- Beeinflussung des Laugenzutritts in einzelne Feldesteile,
- Veränderung des Kompaktionsverhaltens des Versatzmaterials und
- Beeinflussung des Radionuklidtransports über Luft und Grundwasser (Lauge).

Gasbildungsmechanismen und ihre Einflußfaktoren

Im allgemeinen werden folgende Gasbildungsmechanismen untersucht, die nicht alle für die Nachbetriebsphase des ERAM gleichermaßen relevant sind:

- Korrosion von Metallen,
- Mikrobielle Zersetzung,
- Radiolyse,
- Primäre und sekundäre Gasfreisetzung und
- sonstige Mechanismen.



Gasbildungsraten des Baustahls 1.6210 in 60°C heißen Laugen und feuchtem Salzgrus
Gas generation rates of the constructional steel 1.6210 in 60°C brines and humid crushed salt

Die Voraussetzungen für das Wirksamwerden dieser Mechanismen und ihre wesentlichen Einflußfaktoren werden nachfolgend näher charakterisiert.

Korrosion von Metallen

Die elementare Voraussetzung für die Gasbildung durch die Korrosion von Metallen ist das Vorhandensein einer metallischen Komponente und des Korrosionsmediums, in der Regel Sauerstoff oder Wasser. Da die Reaktion von Sauerstoff mit Metallen (z. B. $2 \text{Fe} + \text{O}_2 \rightarrow 2 \text{FeO}$) im allgemeinen nicht von einer Gasbildung begleitet ist, kommt für die Analyse der korrosionsbedingten Gasbildung primär Wasser als Korrosionsmedium in Betracht (z. B. $\text{Fe} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{FeO} + \text{H}_2$). Bedingt hierdurch sind naturgemäß das korrodierende Material sowie das Feuchteangebot die primären Einflußgrößen. Das im Endlager dominierende Metall ist Eisen. Daher konzentrieren sich die vorliegenden experimentellen Erfahrungen auf Eisen und Stahl. Der Einfluß des korrodierenden Materials auf die Korrosionsrate wurde beispielsweise vom Forschungszentrum Jülich (FZJ) unter den Bedingungen eines salinaren Endlagers untersucht.

Die Temperatur und das chemische Milieu charakterisiert durch den pH-Wert sind für die Gasbildung gleichermaßen von Bedeutung. Dabei ist allerdings zu beachten, daß die Korrosionsreaktion ihrerseits den

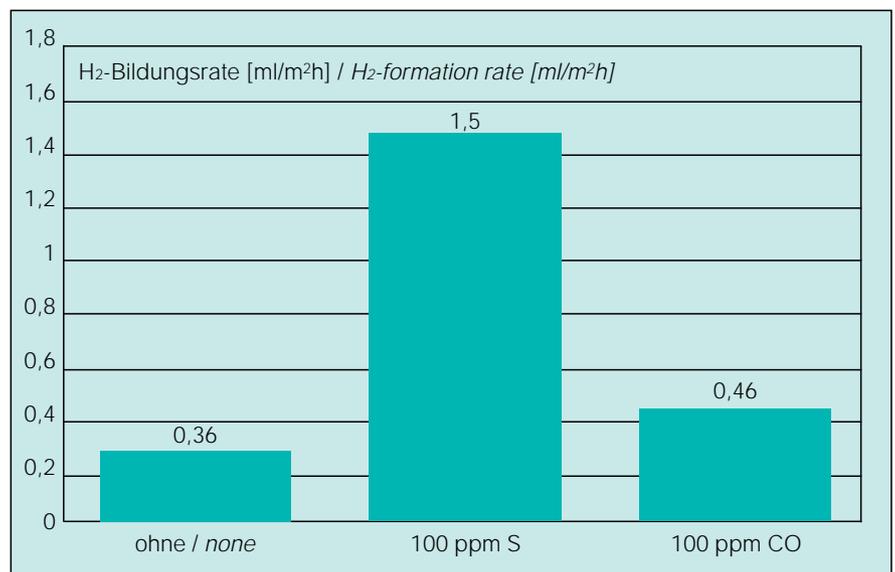
pH-Wert verändern kann. Messungen für einen als konstant postulierten pH-Wert werden daher in der Regel an gepufferten Lösungen durchgeführt.

Der Eh-Wert, der das elektrochemische Potential charakterisiert, wird im allgemeinen nicht als eigenständiger Einflußfaktor untersucht, da er im wesentlichen durch Material, Korrosionsmedium und pH-Wert bestimmt ist.

Der Salzgehalt tritt als Einflußfaktor in Erscheinung, wenn das Korrosionsmedium wie im Falle von Morsleben aus einer Lauge oder wie beispielsweise in Konrad aus salinarem Grundwasser bestehen kann. Als Salz wird dabei primär NaCl betrachtet. Reale Laugen sind jedoch im allgemeinen Mehrstoffgemische, in denen z. B. NaCl, KCl oder MgCl₂ als dominierende Bestandteile enthalten sind. Für die experimentelle Untersuchung der Korrosion wird eine aggressive Lauge (Q-Lauge) als abdeckendes Korrosionsmedium verwendet

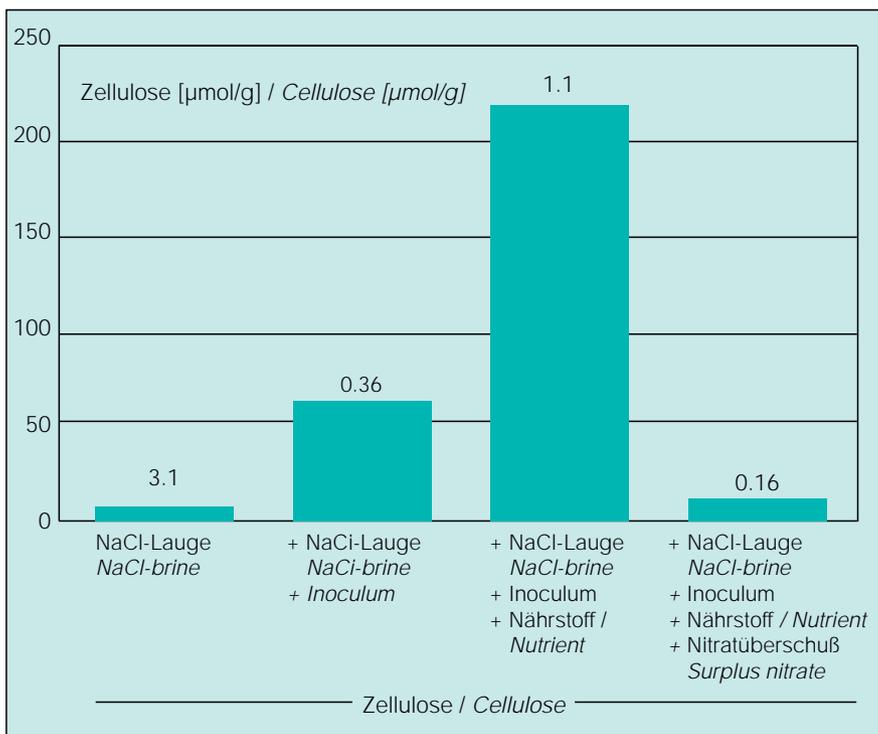
Neben den dominierenden salinaren Komponenten können auch Zusätze oder Verunreinigungen im Korrosionsmedium enthalten sein. Am häufigsten untersucht wurden Sulfat-, Karbonat- und Sulfidspuren, die je nach Korrosionssystem entscheidenden Einfluß haben können. Bei Experimenten mit realen Laugen wird dieser Einfluß automatisch mit erfaßt.

Als Einflußgrößen weniger bedeutsam sind insbesondere für schwach- und mittelaktive Abfälle Druck und Strahlung. Sowohl theoretische Überlegungen als auch experimentelle Befunde weisen darauf hin, daß erst bei Drucken deutlich oberhalb des lithostatischen Drucks eine Umkehrung des Reaktionsgleichgewichts zu erwarten ist. Die Strahlung ist als Einflußparameter der Korrosion hinreichend



Gasbildungsraten des Baustahls 16210 bei 60°C in Q-Lauge mit verschiedenen Verunreinigungen

Gas generation rates of the constructional steel 1,6210 at 60°C in Q-brines with different impurities



CO₂-Bildung in anaerober Lauge bei unterschiedlichem Nährstoffangebot
CO₂ generation in anaerobic brine with different nutrients

untersucht. Sie führt erst bei Dosisleistungen, wie sie ausschließlich bei hochaktiven Abfällen auftreten, zu einem meßbaren Einfluß auf die Gasbildung durch Korrosion.

Mikrobielle Zersetzung

Die mikrobielle Zersetzung beruht auf der Umsetzung organischen Materials durch den Stoffwechsel von Mikroorganismen. Hierfür sind vielfältige verschiedenartige chemische Reaktionen möglich, die von dem jeweils wirksamen Mikroorganismus abhängen. Neben dem organischen Material benötigen die Mikroben Feuchte sowie im allgemeinen weitere Nährstoffe sowie Spurenelemente, die für den Stoffwechsel entscheidend sein können. Primäre bei der mikrobiellen Zersetzung gebildete Gase sind CO₂, solange ein ausreichendes Sauerstoffangebot vorhanden ist, sowie Methan (dominierend unter anaeroben Bedingungen). Darüber hinaus können vor allem Wasserstoff, Stickoxide sowie höhere Kohlenwasserstoffe als Gaskomponenten auftreten.

Eine wesentliche Schwierigkeit bei der Charakterisierung der mikrobiellen Gasbildung besteht darin, daß die im Endlager vorhandenen Mikroorganismen mobil sind

und auch nicht fixiert werden können. Vielmehr ist davon auszugehen, daß immer ein heterogenes Spektrum an Mikroorganismen präsent ist. Bei schwachaktiven Mischabfällen ergibt sich aus den Abfalleigenschaften keine grundsätzliche Begrenzung der mikrobiellen Gasbildung über das Nährstoffangebot, wie etwa bei verglasten Abfällen, sondern die mikrobielle Aktivität wird lediglich durch das vorhandene organische Abfallinventar begrenzt. Neben dem vorhandenen Spektrum der gasbildenden Mikroorganismen selber treten daher als primäre Einflußfaktoren der Gasbildung das verfügbare organische Material und das Nährstoffangebot in Erscheinung.

Analog zur Korrosion können die Parameter Temperatur, Feuchteangebot, pH-Wert, Eh-Wert, Salzgehalt sowie Zusätze und Verunreinigungen die Gasbildung beeinflussen. Allerdings ist der Umfang und Tiefgang der vorhandenen Untersuchungen zu den einzelnen Einflußparametern deutlich geringer als für die Korrosion von Metallen.

Ein O₂-Angebot schließt die Gasbildung durch mikrobielle Aktivität nicht aus. Jedoch sind Mikroorganismen, die in An-

wesenheit von Sauerstoff aktiv sind, zum Teil unter anaeroben Bedingungen nicht aktiv. Auch im umgekehrten Sinne gilt diese Einschränkung.

Wie auch bei der Korrosion sind Druck und Strahlung von geringem Einfluß auf die mikrobielle Gasbildung.

Radiolyse

Die Zersetzung von chemischen Verbindungen im Strahlungsfeld wird als Radiolyse bezeichnet. Dabei können Gase wie z. B. Wasserstoff, Sauerstoff oder auch niedere Kohlenwasserstoffe gebildet werden. Der Effekt ist primär abhängig von der Strahlungsart und ihrer Intensität (Dosisleistung). Bis auf die hochaktiven Abfälle liefert die Radiolyse im allgemeinen einen untergeordneten Beitrag zur Gasbildung.

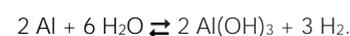
Gasfreisetzung aus dem Gebirge

Die im Wirtsgestein, im ERAM dem Salz, in Mikroporen eingeschlossenen Gase können beim Auffahren von Hohlräumen freigesetzt werden und so zur Gasbilanz beitragen. Dieser als primäre Gasfreisetzung bezeichnete Prozeß ist nur kurzfristig relevant und betrifft nur die Betriebsphase. Er braucht daher hier nicht näher betrachtet zu werden.

Eine sogenannte sekundäre Gasfreisetzung kann durch erhöhte Temperatur und/oder Strahlung im Wirtsgestein ausgelöst werden. Auch dieser Prozeß kann unter den Bedingungen des ERAM als vernachlässigbar angesehen werden.

Sonstige Gasbildungsmechanismen

Neben den bislang genannten Gasbildungsmechanismen können unter speziellen Randbedingungen weitere chemische Reaktionen zur Gasbildung beitragen. Beispielhaft wird hier die Hydrolyse amphoterer Metalle genannt. Bekanntester Vertreter dieses Reaktionstypes ist die Hydrolyse von Aluminium in alkalischem Milieu:



Messungen an Abfällen

Ergebnisse

Während die experimentelle Untersuchung der verschiedenen Gasbildungsmechanismen wertvolle Hinweise auf Abhängigkeiten und zeitliche Tendenzen

liefert, kann die Messung der Gasbildung an realen Abfällen das Zusammenwirken der Gasbildungsmechanismen unter realen Bedingungen charakterisieren. Da insbesondere bei den für das ERAM typischen schwachaktiven Mischabfällen die Verhältnisse in den einzelnen Abfallgebunden nicht homogen sind, erfordert die Bestimmung der Gasbildung in den Abfällen auf diesem Wege die Anwendung statistischer Methoden und somit die Messung einer größeren Zahl von Abfallgebunden, um zu abgesicherten Aussagen zu kommen.

Nachfolgend werden Ergebnisse derartiger Auswertungen dargestellt, die auf einer Zahl von annähernd 2 300 Proben beruhen. Die Messungen stammen von realen Abfällen und wurden vom FZJ, vom Institut für Radiochemie der TU München sowie der Gesellschaft für Nuklear-Service (GNS) durchgeführt und von ISTec erfaßt und ausgewertet.

Kompaktierte Mischabfälle stellen mengenmäßig heute den dominierenden Abfallstrom für die Endlagerung dar. Daher liegen für diese Abfälle auch mit rund 1 500 Datensätzen die meisten Meßdaten vor.

Für diese zeigt sich nach einem Anstieg der H₂-Bildungsraten bei jüngeren Abfällen eine Verringerung bei älteren Abfällen. Betrachtet man diese Gasbildungsrate für alle untersuchten Gase als den Verhältnissen der Nachbetriebsphase am nächsten, erhält man folgende Ergebnisse:

- Die Gesamtgasbildungsrate liegt etwa zwischen 35 und 75 l Gas pro m³ Abfall und Jahr.
- Die dominierende Gaskomponente ist mit einem Anteil von etwa 75 bis 90% Wasserstoff.
- CO₂ wird im Vergleich zur natürlichen Konzentration in der Luft nur bei jüngeren Abfällen in erhöhten Konzentrationen angetroffen, liegt dann aber mengenmäßig um etwa den Faktor 100 unterhalb der Bildungsrate von Wasserstoff.
- Die Methanbildung setzt im allgemeinen erst bei etwas älteren Abfällen in meßbarem Umfang ein, bleibt aber ebenfalls um rund zwei Größenordnungen unter der Wasserstoffbildungsrate.
- Ein Sonderfall stellt die Ethanbildung dar, die wie CO₂ überwiegend bei jün-

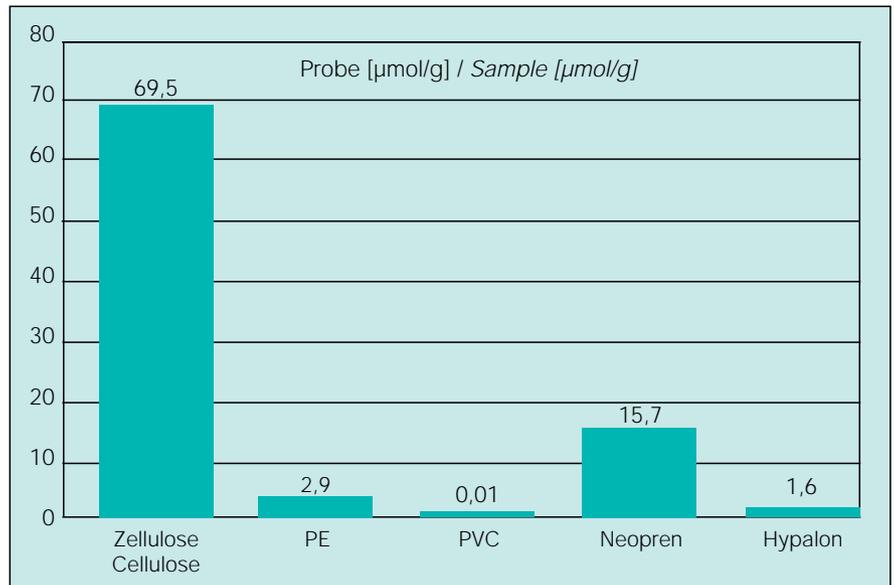
geren Abfällen angetroffen wird. Sie ist für diese Abfälle der mengenmäßig zweitgrößte Anteil, spielt aber bei älteren Abfällen und somit auch für die Nachbetriebsphase keine Rolle mehr.

Für nicht kompaktierte Abfälle liegt nur eine geringe Datenbasis von überwiegend

suchungen bekannt ist, daß keine raschen chemischen oder mikrobiellen Zersetzungserscheinungen auftreten.

Vergleich experimenteller Ergebnisse mit Messungen an Abfällen

Um die Meßdaten von realen Abfällen mit den experimentellen Ergebnissen in Be-



CO₂-Bildung für verschiedene organische Materialien in anaerober inokulierter Lauge
CO₂ generation for different organic material in anaerobic inoculated brine

sehr jungen Abfällen vor. Aus diesem Grund wird in diesen Abfällen vor allem CO₂ und in geringerem Umfang H₂ angetroffen. Die Gesamtgasbildungsrate liegt im Vergleich zu den kompaktierten Mischabfällen um etwa einen Faktor 10 tiefer. Da der Wasserstoff unterrepräsentiert ist, läßt sich als Ursache unter anderem ein geringeres Angebot an korrodierbaren Metalloberflächen annehmen.

Über veraschte Abfälle sind nur wenige belastbare Daten verfügbar. Hierbei wurde in den ersten Monaten eine Methanbildung in geringem Umfang detektiert. Ansonsten wird für alle Abfälle nur noch Wasserstoff als Gaskomponente bestimmt. Die Gesamtgasbildungsrate liegt bei etwa 6 l Gas pro m³ Abfall und Jahr.

Für sonstige Abfallprodukte sind keine Meßdaten verfügbar. Es ist jedoch insbesondere für Konzentrate, Harze und bituminierte Abfälle eine geringe Gasbildungsrate zu erwarten, da zum einen keine korrosionsbedingte Gasbildung beiträgt und zum anderen aus sonstigen Unter-

ziehung setzen zu können, muß eine Reihe von Annahmen getroffen werden. Für den nachfolgenden Vergleich wurde dazu folgendermaßen vorgegangen:

Für die Korrosion wurde angenommen, daß sich etwa 30% metallische Bestandteile (Stahl) im Abfall befinden. Aus Messungen an kompaktierten Pellets aus Stahlschrott läßt sich ableiten, daß dies einer inneren Oberfläche von etwa 2,5 m² bei einem 200-l-Faß entspricht. Hinzu kommt die innere Behälterwand von rund 2 m². Mit den vom FZJ bestimmten Gasbildungsrate bei 60°C in Salzgrus in anaerobem Milieu erhält man damit eine Gasbildungsrate von rund 8 l H₂ pro Faß und Jahr. Ergebnisse von Messungen an realen kompaktierten Mischabfällen liefern Werte von 6 – 12 l H₂ pro Faß und Jahr, was in guter Übereinstimmung mit den experimentellen Ergebnissen steht.

Nimmt man an, daß die Abfälle darüber hinaus 30% organisches Material (Dichte ~ 1 g/cm³) enthalten, so erhält man aus

den Ergebnissen der experimentellen Untersuchungen von BNL eine Gasbildung von rund 5,6 l CO₂ pro Faß und Jahr, wenn man die Meßergebnisse als Raten interpretiert und annimmt, daß das organische Material ausschließlich aus Zellulose besteht. Realistischere Werte erhält man, wenn man über die übrigen untersuchten organischen Materialien mittelt, da sie sicher häufiger im Abfall vertreten und daher repräsentativer für die Gasbildung sind. Damit ergibt sich eine Bildungsrate von 0,6 l CO₂ pro Faß und Jahr. Hinzu kommen etwa 0,08 l CH₄ pro Faß

und Jahr. Zum Vergleich wurde als Mittelwert in kompaktierten Abfällen eine Gasbildungsrate von 0,15 l CO₂ und 0,07 l CH₄ pro Faß und Jahr bestimmt. Da es sich überwiegend um mehrere Jahre alte Abfälle handelte, ist die geringere CO₂-Bildung nicht verwunderlich. Die Übereinstimmung der Methanbildungsrate ist extrem gut, sollte allerdings angesichts der Bandbreiten der Meßwerte nicht überbewertet werden.

Zusammenfassend läßt sich feststellen, daß die Übertragung experimenteller

Daten auf reale Abfälle schwierig ist. Unter realistischen Annahmen kommen allerdings durchaus vergleichbare Ergebnisse zustande, die eine Abschätzung der Größenordnung sicher zulassen.

Verbesserungen sind insbesondere hinsichtlich realitätsnaher Gasbildungsraten durch mikrobielle Zersetzung sowie bei den Meßdaten an realen Abfällen bezüglich anderer Abfallprodukte als kompaktierter Mischabfälle möglich und wünschenswert.

Gas Formation in Final Repositories

The gas formation in radioactive wastes and their surroundings in a final repository in deep geological formations has to be analysed in order to be able to judge its effects on the safety of the final repository during its operational and post-operational phases. In this respect, Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) continues to carry out earlier GRS-analyses that were started when about ten years ago so-called swollen drums were discovered.

While at the beginning the focus was on experiments performed to characterise the individual gas formation mechanisms, the activities now concentrate more on the evaluation of existing measurements carried out on real waste packages and the link of these data with experimental results.

In the following, the most recent activities of ISTec in this field are described. They are mainly within the framework of a project funded by the Federal Office for Radiation Protection (BfS) which comprised among other things the recording of the main of the data existing in Germany as well as its systematic evaluation. In all, there are presently more than 2 300 data sets of measurements carried out on real wastes available, contrasted by an almost comparable number of publications on the individual effects of gas formation and their interaction.

Boundary conditions and importance of gas formation

Gas formation in a final repository mainly occurs under the following boundary conditions, with a final repository in a salt formation (e.g. a salt dome) being primarily considered as the reference facility:

- The wastes considered here are mainly heterogeneously mixed wastes. Only in individual cases can certain gas formation mechanisms be excluded owing to the knowledge of the wastes and their composition (e.g. microbial gas formation in vitrified high-active wastes).
- Gas formation mainly takes place inside the wastes. This means that the chemical background in the environment of the wastes is only relevant if contact between the two regions is established by an influx of water (brine).
- The wastes are backfilled with salt breeze (Morsleben [ERAM], Gorleben), brown coal filter ash (Morsleben), or a mixture of cement and ground rock (Konrad).
- The humidity required for gas formation is available from the following sources:
 - residual humidity of the wastes
 - air humidity
 - humidity of the backfill material
 - humidity of the host rock
 - possibly inflowing brine.
- The equilibrium temperature in the final repository lies between 40° C and 60° C.
- The cavity volume of the final repository converges. As a consequence, there pressure may build-up augmented by gas formation.

- The emplacement areas are sealed with materials like bentonite, sand/gravel fills, or by a cement-containing mixture of mineral substances.

Under these boundary conditions, the following potential effects of gas formation are especially significant for safety:

- formation of explosive mixtures in the residual cavities of the waste package
- opening-up of pathways in the technical barriers and in the host rock
- effect of the influx of brine into individual parts of the field
- changing of the compaction behaviour of the backfill material, and
- effect of the radionuclide transport through air and groundwater (brine).

Gas formation mechanisms and their influencing factors

In general, the following gas formation mechanisms are analysed; not all of them are equally relevant for the post-operational phase of the ERAM:

- corrosion of metals
- microbial decomposition
- radiolysis
- primary and secondary gas release, and
- other mechanisms.

In the following, the conditions for the effectiveness of these mechanisms and their most important influencing factors are described in more detail.

Corrosion of metals

The fundamental condition for gas formation induced by the corrosion of metals is

the presence of a metallic component and the corrosive medium, usually oxygen or water. As the reaction of oxygen with metals (e.g. $2 \text{Fe} + \text{O}_2 \rightarrow 2 \text{FeO}$) is not normally accompanied by gas formation, water is primarily considered to be the corrosive medium in the analysis of corrosion-induced gas formation (e.g. $\text{Fe} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{FeO} + \text{H}_2$). As a result, the corroding metal and the prevailing humidity are the primary influencing parameters. The dominant metal in a final repository is iron. Experimental experience is therefore concentrated on iron and steel. The influence of the corrosive material on the corrosion rate, for example, has been analysed by the Jülich Research Centre (FZJ) under the conditions prevailing in a final repository in a salt formation.

The temperature and the chemical milieu, characterised by the pH-value are equally relevant with regard to gas formation. However, it has to be noted that the corrosion reaction itself may change the pH-value. Measurements of a postulated constant pH-value are therefore carried out on buffered solutions.

The Eh-value, which characterises the electro-chemical potential, is not generally analysed as an independent influencing factor since it is mainly determined by the material, the corrosive medium, and the pH-value.

The salt content appears to be an influencing factor if the corrosive medium – as in

the case of Morsleben – consists of brine or – as in the case of Konrad – of saline groundwater. Here, the salt mostly considered is NaCl. Real brines, however, are usually mixtures of several substances, containing e.g. NaCl, KCl or MgCl_2 as dominant components. In experimental investigations, an aggressive brine (Q-brine) was used as a covering corrosion medium.

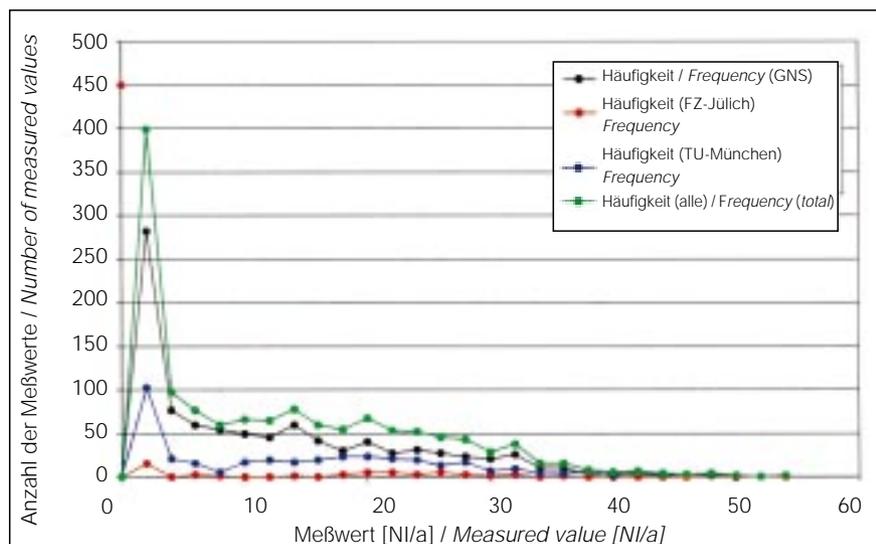
Apart from the dominant saline components, there may also be additives or impurities contained in the corrosive medium. Traces of sulphate, carbonate and sulphide are most commonly analysed; depending on each corrosion system, these can have a decisive influence. In experiments with real brine, this influence is covered automatically.

Less important influencing factors, especially with regard to low- and medium-active waste, are the pressure and radiation. Theoretical considerations as well as experimental results indicate that a reversal of the reaction equilibrium can only be expected if pressure levels are well above lithostatic pressure. The role of radiation as the influencing parameter for corrosion has been adequately investigated. It only leads to a measurable effect on corrosion-induced gas formation if dose rates are reached that occur exclusively in connection with high-active wastes.

Microbial decomposition

Microbial decomposition is based on the conversion of organic matter by the metabolism of micro-organisms. Here, various different chemical reactions are possible, depending on the respective micro-organism. Apart from the organic material, the microbes need humidity and usually additional nutrients as well as trace elements that can be decisive for their metabolism. Primary gases formed during microbial decomposition are CO_2 , as long as there is a sufficient supply of oxygen, and methane (dominant under anaerobic conditions). In addition, mainly hydrogen, nitrogen and higher hydrocarbons may occur as gas components.

One major difficulty in the characterisation of microbial gas formation is that the micro-organisms that occur in final repositories are mobile and cannot be made stationary. One rather has to assume that there will always be a heterogeneous spectrum of micro-organisms. In the case of low-active mixed wastes, the waste properties do not result in a principal limitation of microbial gas formation caused by the supply of nutrients – as is the case e.g. with vitrified wastes. Microbial activity is merely restricted by the existing inventory of organic waste. Apart from the existing spectrum of gas-forming micro-organisms itself, the primary influencing factors concerning gas formation are the available organic material and the supply of nutrients.



Verteilung der an realen Abfällen gemessenen H_2 -Bildungsraten
Distribution of the H_2 -generation rate measured on real waste

Analogous to corrosion, the parameters: temperature, humidity supply, pH-value, Eh-value, salt content as well as additives and impurities can influence gas formation. However, the scope and depth of the existing studies concerning the individual influencing parameters are below the level of the studies for analysing the corrosion of metals.

A supply of O_2 does not preclude gas formation through microbial activity. One has to consider non the less that micro-organisms that are active in the presence of oxygen are partly inactive under anaerobic conditions and vice versa.

As in the case of corrosion, pressure and radiation have little influence on microbial gas formation.

Radiolysis

The decomposition of chemical compounds in a radiation field is referred to as radiolysis. This may involve the formation of gases such as hydrogen, oxygen, or lower hydrocarbons. The effect primarily depends on the kind of radiation and its intensity (dose rate). Except in the case of high-active wastes, radiolysis usually contributes little to gas formation.

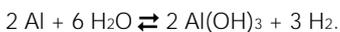
Gas release from the rock

The gases confined in micropores in the host rock (in ERAM, this is salt rock) may be released when cavities drift and may thus contribute to the overall gas content. This process, which is referred to as primary gas release, is only relevant for a short while and only concerns the operational phase. It therefore does not have to be considered in detail here.

A so-called secondary release may be triggered through increased temperatures and/or radiation in the host rock. Under the conditions prevailing in ERAM, this process can be considered negligible.

Other gas formation mechanisms

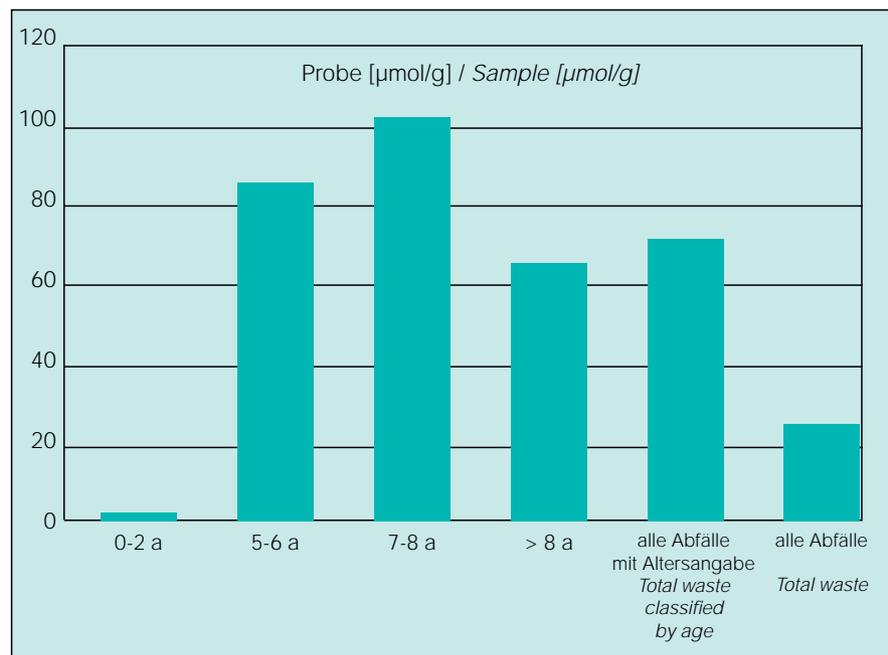
Apart from the gas formation mechanisms mentioned so far, further chemical reactions may contribute to gas formation under certain boundary conditions. The hydrolysis of amphoteric metals is such an example. The best known reaction of this type is the hydrolysis of aluminium in an alkaline environment:



Measurements carried out on wastes

Results

While the experimental investigation of different gas formation mechanisms yields valuable information with regard to dependencies and temporal tendencies, measurements of gas formation carried out on real wastes make it possible to characterise the interaction of gas formation mechanisms under real conditions. As is especially the case with low-active mixed wastes – as they are typically emplaced in ERAM – the distributions within the individual waste packages are not homogenous; the analysis of gas formation in the wastes in this form



Abhängigkeit der H₂-Bildungsrate vom Abfallalter

Dependence of the H₂ generation rate on the age of the waste

requires the application of statistical methods and thus the measuring of a larger number of waste packages in order to be able to make reliable assertions.

The results of evaluations of this kind which are based on almost 2,300 samples are presented in the following. The measurements carried out on real waste samples were performed by FZJ, the Institute for Radiochemistry of Munich Technical University, and Gesellschaft für Nuklear-Service (GNS) and were recorded and evaluated by ISTec.

Nowadays, compacted mixed wastes form the dominant part of the amount of wastes destined for final storage. Consequently, most of the measured data that are available originate from these wastes, amounting to around 1,500 data sets.

For these, the H₂-formation rates show an increase in the case of the more recently emplaced wastes but a decrease with wastes that were emplaced long ago. If one considers this gas formation rate for all analysed gases as being closest to the conditions of the post-operational phase, the results present themselves as follows:

– The gas formation rate lies between 35 and 75 l of gas per m³ of waste and year.

– The dominating gas component is hydrogen, with a contribution of between 75 and 90%.

– Compared with its natural concentration in the air, CO₂ is only encountered in higher concentrations in the more recent wastes, but lies below the hydrogen formation rate by a factor of about 100.

– Methane formation usually only sets in to a measurable degree in the case of slightly older wastes but also remains below the hydrogen formation rate by about two orders of magnitude.

– A special case is ethane formation, which – like CO₂ – is mainly encountered in the more recent wastes. For these wastes it represents the second-largest contribution; for older wastes, however, and thus also for the post-operational phase, it no longer plays a significant role.

For wastes that are not compacted, there exists very little data, mainly from very recent wastes. For this reason it is mainly CO₂ and, to a lesser extent, H₂ that are encountered in these wastes. Compared with the compacted mixed wastes, the total gas formation rate is lower by about a factor of 10. Since hydrogen is under-represented, the cause may be assumed among other things to be a dearth of corrosive metal surfaces.

Few reliable data are available on incinerated wastes. Here, methane formation was found to occur to a low degree during the first months. Otherwise, only hydrogen is defined as gas component for all wastes. The total gas formation rate lies at around 6 l of gas per m³ of waste and year.

For other waste products there are no measured data available. However, only a small of range gas formation can be expected for concentrates, resins and bituminised wastes since at first there is no corrosion-induced gas formation and, secondly, no rapid chemical or microbial decomposition processes occur.

Comparison of experimental results and measurements carried out on wastes

In order to arrive at a relation between the measured values of real wastes and the experimental results, a number of assumptions have to be made. For the subsequent comparison, this has been done as follows:

As regards corrosion, it was assumed that metallic components (steel) in the waste amount to about 30%. From measurements carried out on compacted pellets of scrap steel it was possible to derive that in the case of a 200-l drum this corresponds to an inner surface area of about 2.5 m². Added to this is the inner wall of the drum with around 2 m². By application of the gas formation rate determined by FZJ at 60°C in salt breeze in an anaerobic environment, one gets a gas formation rate of around 8 l of H₂ per drum and year. The results obtained from measurements on real compacted wastes produced values of between 6 and 12 l of H₂ per drum and year, which agrees well with the experimental results.

Mechanismus <i>Mechanism</i>	Einheit <i>Unit</i>	Experiment <i>Experiment</i>	Realer Abfall ⁴⁾ <i>Real waste</i>
Korrosion ¹⁾ <i>Corrosion</i>	l H ₂ /Faß • a l H ₂ /drum • a	8 ²⁾	6 – 12
Mikrobielle Zersetzung <i>Microbial decomposition</i>	l/Faß • a l/drum • a		
• CO ₂		0,6 ³⁾	0,15
• CH ₄		0,08	0,07

¹⁾ In Salzgrus bzw. feuchter Luft / *In humid air i.e. crushed salt.*
²⁾ Annahme: Faßoberfläche und 20% des metallischen Abfalls werden berücksichtigt
Assumption: 20% of steel scrap and inner surface of drum are corroded
³⁾ Mittelwert kompaktierte Abfälle / *Mean value of compacted waste*
⁴⁾ Annahme: 30% organisches Material / *Assumption: 30% organic material*

Vergleich experimenteller und an realen Abfällen ermittelte Gasbildungsraten
Comparison of gas generation rates on the basis of experiments and real wastes

If one assumes that the wastes contain a further 30% of organic material, (density ~ 1 g/cm³) an application of the results of the experiments performed by BNL yields a gas formation rate of about 5.6 l of CO₂ per drum and year if the measuring results are interpreted as rates, and under the assumption that the organic material consists exclusively of cellulose. More realistic values can be obtained by averaging the remaining organic materials analysed, as they will surely occur more often in the waste and are therefore representative with regard to gas formation. Thus there is a formation rate of 0.6 l of CO₂ per drum and year. In addition, there are about 0.08 l of CH₄ per drum and year. To compare these values, an average gas formation rate value of 0.15 l of CO₂ and 0.07 l of CH₄ per drum and year respectively was determined for compacted wastes. As the wastes are mostly several years old, it is

not surprising that there is such little CO₂-formation. Agreement of the methane formation rates is extremely good; however, this should not be overvalued in view of the broad range of measured values.

In summary, it can be said that the application of experimental data to real wastes is difficult. Under realistic assumptions, however, entirely comparable results are obtained that allow a safe estimate of the order of magnitude to be made.

Improvements are possible and desirable, especially with regard to realistic gas formation rates caused by microbial decomposition as well as concerning the measured data of real wastes, namely in the field of waste products other than compacted mixed wastes.

W. Müller

13

Kommunikation

Communication

Die GRS fördert den umfassenden Informationsaustausch mit der Fachwelt. Dieser Austausch findet mit relevanten Expertenorganisationen weltweit statt. GRS-Mitarbeiter nehmen Aufgaben in internationalen Gremien wahr und beteiligen sich an Seminaren, Workshops und Konferenzen anderer Organisationen. Die GRS ihrerseits lädt in- und ausländische Spezialisten zu Veranstaltungen zu gesamten Bandbreite ihres Aufgabenfelds ein. Dabei ist das jährliche GRS-Fachgespräch, das im Berichtsjahr in München und Garching stattfand, eine hervorragende Gelegenheit, aktuelle Arbeiten zu präsentieren und mit Vertretern aller führenden Fachorganisationen zu diskutieren.

Die GRS steht der Öffentlichkeit und insbesondere den Medien zur Fachinformation von Themenbereichen, in denen sie kompetent ist, zur Verfügung. Die Resonanz, die die Arbeit der GRS in der Presse gefunden hat, wird einmal jährlich zusammenfassend dargestellt. Zudem wird in der GRS täglich die Berichterstattung aller wesentlichen Zeitungen und Zeitschriften mit Blick auf ihr Tätigkeitsfeld ausgewertet und das Ergebnis allen Mitarbeitern und externen Partnern über eine Datenbank zugänglich gemacht.

Dies ist eine Beispiel für die Verzahnung der Kontakte nach außen und der firmeninternen Kommunikation. Der internen Kommunikation kommt angesichts der verschiedenen Standorte und der Vielfalt der Arbeitsbereiche eine besondere Rolle zu. Wichtige Instrumente sind dabei – neben den technischen Kommunikationseinrichtungen – der hauseigene Nachrichtendienst „grs-intern“, in dem zeitnah aktuelle Entwicklungen in den einzelnen Fachbereichen allen Mitarbeitern zur Kenntnis gebracht werden, und die viermal jährlich erscheinende Hauszeitschrift „SPEKTRUM“, die u. a. Gelegenheit zur vertieften Darstellung laufender Projekte bietet.

Insgesamt wird zunehmend Wert darauf gelegt, daß Ressourcen, die bei bestimm-

ten Aufgaben benötigt werden, allen Mitarbeitern zugänglich sind. So auch bei der klassischen Darstellung der Arbeitsergebnisse in Form von Berichten. Hierfür verwendete Fotos und Graphiken werden in einer allgemein zugänglichen Datenbank archiviert und stehen allen Mitarbeitern zur Information und zur Verwendung – etwa bei eigenen Vorträgen – zur Verfügung.

Die GRS reagiert auf das große Informationsbedürfnis der Bevölkerung, indem sie z. B. auf Anfrage Informationsmaterial versendet, aber auch durch das umfassende Internetangebot (<http://www.grs.de>), in dem sie sich und ihre Arbeiten präsentiert.

Veranstaltungen

Fachgespräch 1997

Das 21. GRS-Fachgespräch 1997 fand am 03. und 04. November in München bzw. Garching statt. Rund 350 in- und ausländische Gäste waren der Einladung zu einer Veranstaltung gefolgt, die erstmals in enger Kooperation zwischen der GRS und ihrer französischen Partnerorganisation,

dem Institut de Protection et de Sécurité Nucléaire (IPSN), durchgeführt wurde. Stand und Perspektiven der Zusammenarbeit beider Organisationen waren auch Gegenstand des Vortrags von Prof. Adolf Birkhofer, Geschäftsführer der GRS, und Michel Livolant, Direktor des IPSN. Sie unterstrichen darin, daß diese Partnerschaft dem Ziel dient, nukleare Sicherheitsstandards auf höchstem Niveau in Europa und darüber hinaus zu etablieren. Insbesondere für die weitere nachhaltige Verbesserung der Reaktorsicherheit in Osteuropa würden konsistente internationale Ansätze benötigt. GRS und IPSN setzten sich daher weiterhin, u. a. durch ihre gemeinsame Tochter RISKAUDIT, für einen engeren Verbund unabhängiger technischer Sicherheitsorganisationen aus Ost und West ein.

In ihrer Ansprache betonte Frau Dr. Angela Merkel, Bundesministerin für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, die Bedeutung der Kernenergie für Deutschland und bezeichnete die GRS als „das Kompetenzzentrum für Sicherheit in



Mit etwa 350 Gästen war das GRS-Fachgespräch wieder eine gut besuchte Veranstaltung
The GRS Fachgespräch with its 350 guests was once again well attended



Erstmals wurde die Pressekonferenz zum Auftakt des Fachgesprächs gemeinsam von GRS und IPSN veranstaltet

For the first time, the press conference was organised jointly by GRS and IPSN to begin the Fachgespräch

Deutschland". Zuvor hatte Prof. Evgenij P. Velikhov, Mitglied der russischen Akademie der Wissenschaften und Präsident des Kurtschatow-Instituts, die Energiepolitik seines Landes und die Rolle der Kernenergie erläutert.

Die Pressekonferenz zum Auftakt des Fachgesprächs wurde ebenfalls gemeinsam von GRS und IPSN abgehalten. Neben zahlreichen deutschen waren auch französische Medienvertreter zugegen, was dazu führte, daß das Ereignis auch in Frankreich breite Aufmerksamkeit fand.

Am zweiten Tag des Fachgesprächs stellte die GRS in ihren Gebäuden in Garching neueste Erkenntnisse aus den Gebieten „Sicherheitstechnische Untersuchungen und Bewertungen“, „Forschung und Entwicklung“ und „Entsorgung und Endlagerungen“ in drei Seminaren dar.

IAEA-Workshop zur Anlagensicherung in Kiew

Vom 03. bis 07. Februar 1997 führte die GRS für die IAEO ein Workshop in Kiew durch, auf dem rund 40 Teilnehmer die westliche Vorgehensweise zur Sicherung kerntechnischer Anlagen erörterten. Ziel der Veranstaltung war es, den ukrainischen Teilnehmern die deutsche Sicherheitsphilosophie und die daraus resultie-

renden personellen und technischen Maßnahmen sowie die Genehmigung und Aufsicht zur Sicherung kerntechnischer Anlagen zu erläutern.

GRS/BATAN-Workshop „German Practice in Licensing of Nuclear Facilities“

Zum Auftakt der Zusammenarbeit von GRS und der indonesischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde BATAN fand vom 13. bis 15. Mai 1997 ein Workshop in Jakarta statt. Dort wurden mit etwa 40 Mitarbeitern von BATAN deutsche Aufsichts- und Genehmigungsverfahren für Kerntechnische Anlagen sowie technische Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke diskutiert.

Seminar zu Stilllegung und Sanierung in Kiew

Im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) führte die GRS vom 09. bis 13. Juni 1997 in Kiew ein weiteres Seminar im Rahmen ihrer technisch-wissenschaftlichen Zusammenarbeit mit der GUS, den Baltischen- und MOE-Staaten durch. Ziel war es, mit den osteuropäischen Partnern die Vorgehensweise bei der Stilllegung von Anlagen des Brennstoffkreislaufs und der Sanierung radioaktiver Altlasten in Deutschland zu diskutieren. Es nahmen rund 40 Experten an dem Seminar teil.

Seminar zum GRS-Code RALOC MOD4

Die GRS Köln war vom 09. Bis 20 Juni 1997 Gastgeberin für ein internationales Seminar, das Wissenschaftler osteuropäischer Institutionen in den Containment-Code RALOC MOD4 einführen soll. Ziel des Seminars war es, 14 an bilateralen, von BMU und BMBF geförderten Projekten beteiligte Wissenschaftler mit der erweiterten und völlig überarbeiteten Version des Codes vertraut zu machen.

RALOC wird zur Simulation von thermodynamischen Größen wie Druck, Temperatur sowie Gasverteilungs- und Gasverbrennungsvorgängen im Sicherheitsbehälter bei Auslegungsfällen und schweren Unfällen eingesetzt.

ATHLET-Anwendertreffen in Garching

Am 11. und 12. Juni 1997 fand in der GRS Garching das 4. ATHLET-Anwendertreffen statt. Es nahmen ca. 60 in- und ausländische Gäste von rund 30 Organisationen teil, darunter Hersteller, Betreiber, Technische Überwachungsvereine, Hochschulen und Forschungseinrichtungen. Schwerpunkte des Treffens waren die Vorstellung der neuesten Entwicklungsschritte des Rechenprogramms sowie der Status der Anwendungen im In- und Ausland. Das Treffen bot den Teilnehmern die Möglichkeit, den Entwicklern Kritik und Anregungen mitzuteilen sowie untereinander Erfahrungen auszutauschen.

Das von der GRS entwickelte ATHLET-Rechenprogramm wird zur Simulation der Thermohydraulik und Anlagendynamik bei Transienten und Leckstörfällen sowohl im Auslegungs- als auch im auslegungsüberschreitenden Bereich eingesetzt.

OECD-Workshop zur Mensch-Maschine-Schnittstelle in der chemischen Industrie

Auf Initiative der Störfall-Kommission und der Bundesregierung fand vom 24. Bis 27. Juni der „OECD Workshop on Human Performance in Chemical Process Safety, Operating Safety in the Context of Chemical Accident Prevention, Preparedness and Response“ im Europäischen Patentamt in München statt. Der Workshop, dem mehr als 130 Teilnehmer folgten, wurde von der GRS organisiert. Wichtigste Themen waren: Bediensicherheit, Bedien-

konzepte und Sicherheitskultur, Training, Management und Kommunikation.

EU Phare Workshop in Bukarest

Im Rahmen des EU PHARE Projekts „transfer of Western European Methodology and Practice to the Nuclear Safety Authority of Romania (Task1: Regulation and Guides)“ fand vom 30. Juni bis 04. Juli 1997 der erste Workshop in Bukarest statt. Er diente dazu, die Vertreter der rumänischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde CN-CAN mit dem deutschen, italienischen und rumänischen Regelwerk vertraut zu machen und die darin geregelten Verantwortlichkeiten vorzustellen.

IAEA-Workshop zur Anlagensicherung in Almati

Im Oktober 1997 führte die GRS für die IAEA ein Workshop in Almati (Kasachstan) durch, auf dem 12 Teilnehmer, überwiegend von der kasachischen Aufsichtsbehörde KAEA, die deutsche Sicherheitsphilosophie und die daraus resultierenden personellen und technischen Maßnahmen sowie die Genehmigung und Aufsicht zur Sicherung kerntechnischer Anlagen erläutert wurden.

Communication

GRS promotes the extensive information exchange with the experts. This exchange takes place with relevant expert-organisations world-wide. The GRS staff performs tasks in international committees and participates in seminars, workshops, meetings and conferences of other organisations. In turn, GRS invites specialists from Germany and abroad to meetings related to the whole spectrum of its fields of activities. In this respect, the annual GRS Fachgespräch, which took place in the year of report in Munich and Garching, is an excellent opportunity to present works of current interest and to have discussions with representatives of all leading expert organisations.

GRS offers its services to the public and particularly to the media on topics where it is competent. The press comments on the work of the GRS is summarised in a report every year. Moreover, the reporting of all essential newspapers and magazines with a view to its fields of activity is evaluated daily,

and the result is made accessible to all employees and outside partners via a database.

This is an example of the close interrelationship of the contacts to the outside and the internal communication. In view of the different locations and the variety of the fields of work, the internal communication is of special importance. Essential instruments for it are – in addition to the technical communication facilities – the news service of the GRS "grs-intern", which gives up-to-date information on current develop-



IAEA-Workshop zur Anlagensicherung in Almati

IAEA-Workshop on physical protection of nuclear facilities in Almati

ments in the different technical divisions to all employees, and the GRS magazine "SPEKTRUM" issued quarterly which offers the opportunity, among other things, to present current projects in detail.

In all, increasing importance is attached to the accessibility of resources for all employees needed for special tasks, as for example for the classical representation of the working results in the form of reports. Photos and graphics used for it are archived in a generally accessible database and are at the disposal of all employees for information purposes and for the utilisation, as e.g. for their own lectures.

GRS responds to the large information demand of the public, e.g. by delivering informative material upon request, but also by the great variety of information accessible via Internet (<http://www.grs.de>) where it presents itself and its work.

Events

Fachgespräch 1997

The 21st GRS-Fachgespräch 1997 took place on the 3rd and 4th November in Munich and Garching. About 350 guests from Germany and abroad accepted the invitation to the meeting which was organised in close co-operation between GRS and its French partner organisation, the Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), for the first time. Status and perspectives of the co-operation between

the two organisations were also subject of the speeches from Prof. Adolf Birkhofer, Managing Director of the GRS, and Michel Livolant, Director of the IPSN. They both emphasised that this partnership serves the purpose of establishing high-level nuclear safety standards in Europe and beyond. In particular, consistent international approaches would be required for a sustainable improvement of nuclear safety in Eastern Europe. Therefore, GRS and IPSN continue to commit themselves, among others by their joint subsidiary RISKAUDIT, to a closer connection between independent technical safety organisations from Eastern and Western countries.

In her address, Dr. Angela Merkel, Federal Minister for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety, underlined the importance of nuclear energy for Germany and described the GRS as "the com-



Prof. Wolfgang A. Herrmann, Präsident der TU München, bei seinem Festvortrag „Wissenschaft und Kunst, Forschung und Lehre sind frei. Freiheit wovon, Verpflichtung wofür?“

Prof. Wolfgang A. Herrmann, President of the Technical University of Munich during his speech "There is a Freedom in Science and Art, Research and Teaching. Freedom of what and Responsibility for what?"

petence centre for safety in Germany". Before, Prof. Evgenij P. Velikhov, a member of the Russian Academy of the Sciences and President of the Kurchatov Institute, had explained the energy policy of his country and the role of nuclear energy .

The press conference to start the Fachgespräch was also held jointly by GRS and IPSN. In addition to many German media representatives French journalists were also present with the result that the event attracted much attention also in France.

At the second day of the Fachgespräche, GRS presented in its buildings in Garching recent results in the fields of "Safety-related Analyses and Assessment", "Research and Development" and "Waste Management and Final Storage" in three seminars.

IAEA-Workshop on Physical Protection in Kiev

From 3rd to 7th February 1997, GRS conducted a workshop in Kiev for the IAEA where about 40 participants explained the

Western approach to the physical protection of nuclear facilities. It was the aim of the workshop to explain the German safety philosophy and the personnel and technical measures resulting from it as well as licensing and supervision for the protection of nuclear facilities to the Ukrainian participants.

GRS/BATAN-Workshop "German Practice in Licensing of Nuclear Facilities"

A workshop conducted in Jakarta from 13th to 15th May 1997 marked the beginning of the co-operation between GRS and the Indonesian Licensing and Supervisory Authority. On this occasion, the supervision and licensing procedures for nuclear facilities as well as the safety requirement for nuclear power plants were discussed with about 40 employees of BATAN.

Seminar on Decommissioning and Decontamination in Kiev

On behalf of the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU), GRS conducted a seminar within the scope of its scientific-engineering co-operation with the Commonwealth of Independent States, the Baltic States and the Central and Eastern European Countries from 9th to 13th June in Kiev. Its aim was to discuss the decom-

missioning procedure of facilities for the fuel cycle and the decontamination of radioactive waste in Germany with partners in Eastern Europe. About 40 experts were involved in the seminar.

Seminar on the GRS Code RALOC MOD4

From 9th to 20th June 1997, GRS Cologne was the host for an international seminar to introduce the containment code RALOC MOD4 to scientists of Eastern European institutions. It was the aim of the seminar to familiarise scientists involved in 14 bilateral projects, sponsored by the BMU and the Federal Ministry for Education, Science, Research and Technology (BMBF), with the completely updated version of the code.

RALOC is applied for the simulation of thermodynamic factors, such as pressure and temperature, as well as gas distribution and combustion processes in the containment during design-basis accidents and severe accidents.

Meeting of ATHLET Users in Garching

On 11th and 12th June 1997, the 4th meeting of the ATHLET users was held at GRS Garching. About 50 guests from Germany and abroad, from about 30 organisations,



Neubau III auf dem Gelände der GRS Garching
New building III at GRS Garching

were involved. Among them were manufacturers, operators, technical inspection agencies, universities and research institutions. The meeting focused upon the presentation of the latest developments of the computer code and the status of its

"OECD Workshop on Human Performance in Chemical Process Safety, Operating Safety in the Context of Chemical Accident Prevention, Preparedness and Resonse" took place from 24th to 27th June at the European Patent Office at Munich. The

workshop which was attended by more than 130 participants had been organised by GRS. The most important topics were: operating safety, operating concepts and safety culture, training, management and communication.

EU Phare Workshop in Bucharest

From 30th June to 4th July, the first workshop was conducted within the scope of the EU PHARE project "Transfer of Western European Methodology and Practice to the Nuclear Safety Authority of Romania (Task 1: Regulation and Guides)" in Bucharest. It served the purpose of familiarising the representatives from the Romanian supervisory and licensing authority CNCAN with the Italian and Romanian rules and regulations, and presenting the responsibilities stipulated in them.

IAEA-Workshop on Physical Protection in Almati

In October 1997, GRS conducted a workshop in Almati (Kazakhstan) for the IAEA, where 12 participants, mainly from the Kazakh supervisory authority, discussed the German safety philosophy and the personnel and technical measures resulting from it as well as licensing and supervision for the protection of nuclear facilities.



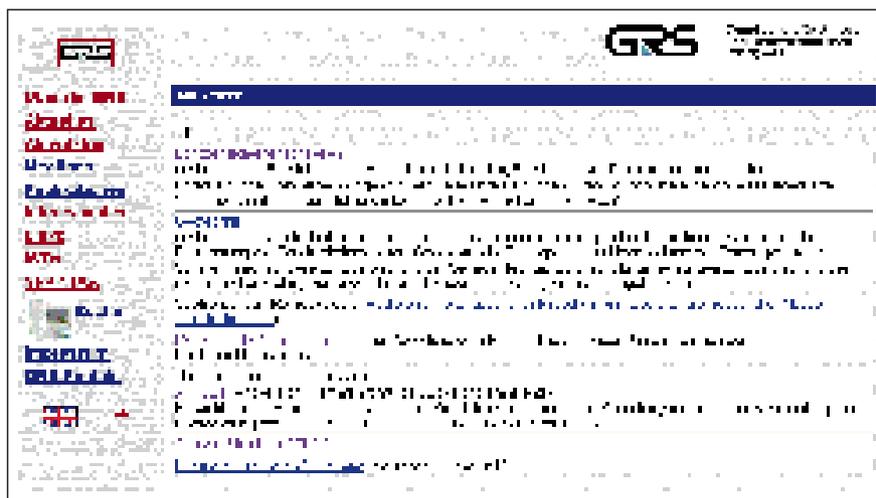
Teilnehmer des ersten Workshops im Rahmen des EU PHARE Projekts „Transfer of Western European Methodology and Practice to the Nuclear Safety Authority of Romania“ in Bukarest
Participants of the first workshop within the framework of the EU PHARE project "Transfer of Western European Methodology and Practice to the Nuclear Safety Authority of Romania" in Bucharest

application in Germany and abroad. The meeting offered opportunities for criticisms and suggestions from participants for the developers and for the exchange of experiences.

The GRS-developed ATHLET computer code is applied for the simulation of thermal hydraulics and plant dynamics during transients and leakages in cases of design-basis and beyond-design-basis accidents.

OECD-Workshop on the Man-Machine Interface in the Chemical Industry

On the initiative of the Accident Commission and the Federal Government, the



<http://www.grs.de>

Veröffentlichungen

Publications

Im Berichtszeitraum hat die GRS die im folgenden aufgeführten Publikationen herausgegeben bzw. die zitierten Artikel in Büchern oder Fachzeitschriften veröffentlicht.

In 1997, GRS published the following reports and articles in books and technical journals.

Baltes, B.; J. Larue; K. Fischer-Appelt:

Untersuchungen zum Langzeitsicherheitsverhalten von Standorten mit Reststoffversatz mit Hilfe numerischer Methoden

Grundwasser im Ruhrgebiet. Probleme, Aufgaben, Lösungen, COLDEWEY, W. G. & LÖHNERT, E. P. (Hg.), GeoCongress 3, Köln, S. 1-6

Baltes, B. (GRS); M. Bloser (BMU):

Sicherheit in der Nachbetriebsphase von Endlagern für radioaktive Abfälle Strahlenschutzpraxis, Heft 3/97

Baltes, B.; J. Larue; K. Fischer-Appelt:

Stand der Langzeitsicherheitsanalysen für Untertagedeponien in nichtsalinaren Festgesteinen (Statusgespräch)

Wissenschaftliche Berichte des Forschungszentrums Karlsruhe FZKA-PTE 5, Karlsruhe, S. 413-424

Baltes, B.; V. Javeri; K.H. Martens:

Sicherheitsbetrachtungen zum Endlager Morsleben 25 Jahre Einlagerung radioaktiver Abfälle im Endlager Morsleben, BfS, 13/97, Salzgitter, 1997

Baumont, G.; O. Sträter; C. Rollenhagen;

A. Frischknecht; A. Spurgin; Tolstykh:

Human Factor Analysis based on Reports in the Incident Analysis System (IRS)

Working Material IAEA-J4-CS-15/97, IAEA, Wien, 1997

Becker, A.; H. Fischer; E. Hofer; M. Kloos;

B. Krzykacz, K.-H. Martens; K.-J. Röhlig:

Evaluation of Elements Responsible for the effective Engaged dose rates associated with the final Storage of radioactive waste: Everest project.

Volume 3a: Salt formation, site in Germany *European Commission, nuclear science and technology, EUR 17449/3a EN, Luxemburg, 1997, 429 pp.*

Berg, H.-P. (BfS); M. Röwekamp (GRS):

Experience from German Reliability Data for Fire Protection Measures in NPPs with Regard to Probabilistic Fire Safety Analyses

2nd International Conference Fire & Safety '97, Conference Proceedings, Nuclear Engineering International/Wilmington Business Publishing, London, Februar 1997, p. 63-74

Berg, H.-P. (BfS); H. H. Hoffmann (ABB);

M. Röwekamp (GRS):

Current Status of Quantitative Fire Risk Assessment in German Nuclear Power Plants *Proceedings of ICONE 5, 5th International Conference on Nuclear Engineering, ASME, New York, 1997*

Bieniussa, K. W.; H. Reck:

Evaluation of piping damage in German nuclear power plants *Nuclear Engineering and Design, 171 (1-3), Juli II, 1997, p. 15-32*

Bieniussa, K. W.; H. Reck (GRS); H. Hübner (FH Lausitz, Cottbus):

Determination of more realistic $K_{e,r}$ -factors for simplified elastic-plastic analysis *Nuclear Engineering and Design, 174 (3), October V, 1997, p. 343-352*

Birkhofer, A.:

Seismic design of nuclear facilities in Germany *Nuclear Engineering and Design 172 (1997), S. 247-260*

Birkhofer, A.:

Kernenergie und Sicherheit – ein technisches Problem?

TU-Mitteilungen, 2-97/98, München, Dezember 1997, S. 12-14

Brasser, Th. (GRS); I. Simón (CIEMAT); R. Little (QuantiSci); A. van Dalen (ECN):

Comparison of disposal and safety assessment methods for toxic and radioactive wastes *McMenamin, T. (Ed.): Fourth European Conference on Management and Disposal of Radioactive Waste, Report EUR 17543 EN, Luxembourg, 1997, pp. 708-722*

Brasser, Th.:

Comparison of disposal and safety assessment methods for toxic and radioactive wastes with view to natural analogue – application for toxic wastes *Seventh EC Natural Analogue Working Group Meeting, Proceedings of an International Workshop, Stein am Rhein, Schweiz, 28.-30. Oktober 1996, Report EUR 17851 EN, Luxembourg, 1997, pp. 249-255.*

Bruno, J. (Intera); P. Escalier des Orres (IPSN);

J.I.Kim (FZ/INE); A. Maes (Katholieke Universiteit Leuven); G. de Marsily (Université Pierre et Marie Curie); R.S. Wernicke (GRS):

Radionuclide transport through the geosphere into the biosphere. Review study of the project MIRAGE *European Commission (Nuclear Science and Technology) EUR 16489 EN, 1995, 128 pp.*

Butz, H.-P.; H. May; K. Trambauer:

Großexperimente für die Reaktorsicherheit *Spektrum der Wissenschaft, Dossier 1/97, S. 94-97*

Droste, J.; T. Rothfuchs (GRS); S. Koß (BGR);

A. Poley (ECN):

In-situ Testing of Crushed Salt Backfill Behaviour in a Salt Repository.

Cluster Workshop, Commission of the European Community, EUR DOC XII/015/98-EN, Alden-Biesen, Belgien, 10./11. Dezember 1997, p. 163-185

Faßmann, W.:

Arbeitswissenschaftliche Empfehlungen zu organisatorischen Vorkehrungen und zur Gestaltung schriftlicher Arbeitsmittel für Notsituationen *Bern, 1997, S. 2-4-1 – 2-4-10*

Gomit, J. M. (IPSN); R. P. Hirsekorn; K.-H.

Martens (GRS); J. Prij (ECN):

Evaluation of Elements Responsible for the effective Engaged dose rates associated with the final Storage of radioactive waste: Everest project. Volume 3b: Salt formation, sites in France and the Netherlands and common conclusions on salt *European Commission, nuclear science and technology, EUR 17449/3b EN, Luxemburg, 1997, 554 pp.*

Grebner, H.; H. Höfler; T. Hintzmann:

A new elasto-plastic constitutive model inserted into the user-supplied material model of a finite element program *Tagungsbericht Jahrestagung Kerntechnik 97, KTG, Aachen, 13.-15. Mai 1997, S. 635*

Grebner, H.; H. Höfler (GRS); H. Hunger (FZK):

Essential Results of analyses accompanying the leak rate experiments E22 at HDR *Nuclear Engineering and Design, 171, 1997, S. 149-159*

Grebner, H.; H. Höfler; T. Schimpfke; J. Sievers; S. Beliczey:

Simulation of structural response for extreme loads in the primary circuit of a PWR *Proceedings of the 14th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Lyon, Frankreich, 17.-22. August 1997*

Hoeffler, A.; F. Michel (GRS); F. Fischer;

C. Hentschel (BEB):

Methodology and Results of Release Frequency Estimation at Sour Gas Pipelines and Wells *Proceedings of the Second International Conference on Pipeline Safety, Moscow, August 24-31, 1997, Kurchatov-Institute, Prof. Igor A. Tutnov (Hrsg.), Moskau, August 1997*

Hofer, E.; S.C. Hora; R.L. Iman; J. Peschke:

On a Solution Approach for Bayesian Modelling of Initiating Event Frequencies and Failure Rates *Risk Analysis, Vol. 17, Nr. 2, 1997*

Höppner, G.; E. Kersting; H. Schäfer; J.P. Weber

(GRS); P. Butcher; I. Dalling; M. Dillistone; G. Hughes; N. Holloway; L. Poulter (AEAT); G.Bava, L. Matteocci (ANPA); E. Uspuras (LEI); M. Chouha (IPSN); A.Kramerov; Moskalev, A. (RRCKI); J. Bickel (SCIENTECH): Review of the Ignalina Nuclear Power Plant Safety Analysis Report – Summary *RISKAUDIT Report No 55, Köln, Januar 1997, 268 Seiten*

Höppner, G.; E. Kersting; H. Schäfer; J.P. Weber

(GRS); P. Butcher; I. Dalling; M. Dillistone; G. Hughes; N. Holloway; L. Poulter (AEAT); G.Bava, L. Matteocci (ANPA); E. Uspuras (LEI); M. Chouha (IPSN); A.Kramerov; Moskalev, A. (RRCKI); J. Bickel (SCIENTECH): Review of the Ignalina Nuclear Power Plant Safety Analysis Report – Executive Summary *RISKAUDIT Report No 60, Köln, Januar 1997, 46 Seiten*

Jakubowski, Z.; W. Horche:

PWR Accident Simulation Taking Into Account Emergency Operating Procedures with the Nuclear Plant Analyser and an Expert System *Proceedings of the 1997 Simulation MultiConference, Simulators International XIV, Atlanta, USA, 06.-10. April 1997*

Liu, X; J. Sievers:

Parametric studies in the frame work of RPV integrity assessment

Proceedings of the 14th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Lyon, Frankreich, 17.-22. August 1997, S. 67

Liu, X; T. Schimpfke; H. Grebner, J. Sievers:

Methodology of structure simulation used for integrity assessment of nuclear components

Proceedings of the NAFEMS World Congress '97, Stuttgart, April 1997

Marivoet, J.; I. Wemaere (SCK/CEN); P. Escalier des Orres; P. Baudoin; C. Certes; A. Levassor (IPSN); J. Prij (ECN); K.-H. Martens; K.-J. Röhlig (GRS):

The EVEREST project: sensitivity analysis of geological disposal systems

Reliability Engineering and System Safety, 57, 1997, p. 79-90

Maßmeyer, K. (Universität Paderborn, Abteilung Höxter); R. Martens (GRS); R. Bendick (GNS); M. Kümmel (BfS):

Modelling the atmospheric dispersion of radon originating from area sources connected with uranium milling and mining facilities

Kerntechnik, Volume 62, München, 1997, S. 232-238

Miedl, H. (ISTec):

Development of a system for a rule-driven analysis of safety critical software

Advances in Safety & Reliability, Proceedings of the ESREL '97: International Conference on Safety and Reliability, June, 17-20 1997, Lissabon, Volume 1, p. 417-422

Mühlenweg, U.; Th. Brasser:

Einfluß unterschiedlicher Grundwassertypen auf das Verhalten untertägig verbrachter Abfälle

WasserAbwasserPraxis, 3/97, Bertelsmann, Gütersloh, 1997, S. 14-18

Mühlenweg, U.; Th. Brasser; U. Hertes:

Charakterisierung von mineralisierten Tiefgrundwässern in nichtsalinaren Festgesteinen – Untersuchung von Wechselwirkungsreaktionen mit Abfällen bei der immissionsneutralen Ablagerung

GRS-144, Köln, 1997

W. Müller:

Entsorgung: Das Reizthema des Atomzeitalters? Gasbildung in radioaktiven Abfällen

Strahlenschutz Praxis, 3/97, G 13638, Köln, 1997, S. 32

Müller-Lyda I. (Hrsg.):

Erzeugung und Verbleib von Gasen in einem Endlager für radioaktive Abfälle.

GRS-129, Braunschweig 1997

Pretzsch, G.; B. Gmal:

Der Sarkophag von Tschernobyl-4, Nukleare Sicherheit und radiologische Situation

atw, 42. Jg., Heft 4, April 1997, S. 250 - 254

Röwekamp, M.; T. Riekert; H. Sehrbrock:

Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen für Brandschutzeinrichtungen in deutschen Kernkraftwerken

GRS-A-2456, Rev. 1, März 1997, BMU-Schriftenreihe BMU-1997-486, im Druck, 1997

Röwekamp, M.; H. Liemersdorf:

Development of Criteria for the Fire Safety Assessment of German Nuclear Power Plants Under Operation

2nd International Conference Fire & Safety '97, Conference Proceedings, Nuclear Engineering International/Wilmington Business Publishing, London, Februar 1997

Röwekamp, M.; H. Liemersdorf:

Fire Safety in Soviet Designed Eastern European Nuclear Power Plants

Proceedings of SMIRT 14 Post Conference Seminar No. 6 "Fire Safety in Nuclear Power Plants and Installations", EdF, Lyon, 1997, S. 169-188

Röwekamp, M. (GRS); H.-P. Berg (BfS):

German Data for Risk Based Fire Safety Assessment

Extended Synopses, Symposium on Upgrading the Fire Safety of Operating Nuclear Power Plants, IAEA-SM-345, Wien, November 1997, S. 5-6

Rothfuchs, T.; J. Droste; H.-K. Feddersen (GRS); W. Bechthold (FZK):

Gas Generation and Migration in Crushed Salt

Proceedings of the Annual Pegasus Meeting, European Commission, Nuclear Science and Technology, EUR 18167, Mol, Belgium, 27./28. Mai 1997

Saglietti, F. (ISTec):

Dynamic Decision on Checkpointing by Use of Reduced Ordered Binary Decision Diagrams

International Conference on Computer Safety, Reliability and Security (SAFECOMP), EWICS TC 7 – University of York, York, Great Britain, 10. September 1997, Springer-Verlag London, 1997, 345 - 356

Schimpfke, T.; J. Sievers:

Analysen zur bruchmechanischen Bewertung von Thermoschock-Großversuchen

Tagungsband DVM Arbeitskreis Bruchvorgänge, Stuttgart, 1997

Sievers, J.; X. Liu:

Fracture Analyses of WWER Reactor Pressure Vessels

Proceedings of the IAEA Specialists Meeting "Methodology for Pressurized Thermal Shock (PTS)", Esztergom, Ungarn, 05.-08. Mai 1997

Sievers, J.; X. Liu; H. G. Sonnenburg:

Interdisciplinary Aspects in the Integrity Assessment of Reactor Pressure Vessels based on Large Scale Experiments

Tagungsband der Jahrestagung Kerntechnik 97, KTG, Aachen, 13.-15. Mai 1997

Skorek, T.:

Numerical Analyses of Two-Phase Flow Phenomena in Reactor Scale Branching Conduits with ATHLET

Proceedings Jahrestagung Kerntechnik '97, Aachen, Mai 1997

Skorek, T.; P. Papadimitriou:

A simple model for critical flashing flow in nozzles: development and experimental verification

Proceedings 4th Conference on Experimental Heat Transfer, Fluid Mechanics and Thermodynamics (Eds. Giot M. et al.), Vol. 3, Brüssel, Juni 1997, pp. 1701-1708

Sträter, O.:

Beurteilung der menschlichen Zuverlässigkeit auf der Basis von Betriebserfahrung

Dissertation an der Technischen Universität München, GRS-138, Köln, 1997

Sträter, O.:

Untersuchungen zum Einfluß situativer Bedingungen auf die menschliche Zuverlässigkeit in technischen Systemen

GfA (Hrsg.) Dokumentation Arbeitswissenschaften - Bericht zum 43. Arbeitswissenschaftlichen Kongreß an der Universität Dortmund, 12.-14. März 1997, Band 41, Otto Schmidt, Köln, 1997

Sträter, O.:

Einflüsse auf die menschliche Zuverlässigkeit in hochautomatisierten technischen Systemen

VDI-Berichte 1336: Sicherheitstechnik und Automatisierung, VDI-Verlag, Düsseldorf, 1997, S. 107-116

Sträter, O.:

Investigations on the Influence of Situational Conditions on Human Reliability in Technical Systems

Seppälä, P., Luopajarvi, T., Nygard, C. & Mattila, M. (Eds.) Proceedings of the 13th Triennial Conference of the International Ergonomic Association, June 1997, Tampere, Finland, Vol. 3., 1997, pp. 76

Sträter, O.:

Kategorisierung menschlicher Fehler bei der Erfassung von Ereignissen

VDI (Hrsg.) Zuverlässige Technik ist planbar. Tagungsband „Technische Zuverlässigkeit“ (TTZ '97), VDI-Verlag, Düsseldorf, 1997, p. 173-192

Sträter, O.:

Some Aspects on the Importance of Cognitive Modeling for the Construction of the Man-Machine Interface

Borys, B., Johannsen, G. & Wittenberg, C. (Eds.), Proceedings of the XVI. European Annual Conference on Human Decision Making and Manual Control, 09.-11. Dezember 1997, University of Kassel, Germany, 1997, S. 255-262

Steinborn, J.:

Results Of Post-Test Calculation With Computer Code ATHLET For SSP-2 Test On Russian ISB-VVER Test Facility

Tagungsbericht Jahrestagung Kerntechnik '97, Aachen, 1997, S. 89-92

Thielen, H.; R. Martens (GRS); H. Schnadt (TÜV Rhld.); K. Maßmeyer (Universität Paderborn, Abteilung Höxter); H. Walter (BfS):

Preprocessing of meteorological data from tower or SODAR measurements for the turbulence parameterization within emergency response dispersion models

Proceedings of the Sixth Topical Meeting on Emergency Preparedness and Response Lawrence Livermore National Laboratory, San Francisco, 22.-25. April 1997, S. 181-183

Wernicke, R.S. (GRS), H.J. Lippolt;**R. Bähr (Uni Heidelberg):**

Paragenetic specularites and adularia (Elba island, Italy): Concordant (U+Th)-He and K-Ar ages

Earth and Planetary Science Letters 132, 1995, pp. 43-51

Wernicke, R.S.:

Vergleich geochemischer Rechencodes und Anwendung des Programms PHREEQE an ausgewählten Fallbeispielen

Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU, Nr. 471, 1996, 53 pp.

Wernicke, R.S. (GRS); H.J. Lippolt**(Uni Heidelberg):**

Evidence of Mesozoic multiple hydrothermal activity in the basement at Nonnenmattweiher (Südschwarzwald, Germany)

Mineralium Deposita 32, 1997, pp. 197-200

Wernicke, R.S. (GRS); P. Escalier des Orres (IPSN):

Contribution of radionuclide migration studies (MIRAGE Project) to safety assessment of geological disposal

Radioactive Waste Management, European Commission (Nuclear Science and Technology) EUR 17543 EN, 1997, pp. 553-568.

Wernicke, R.S. (GRS); H.J. Lippolt**(Uni Heidelberg):**

(U+Th)-He evidence of Jurassic continuous hydrothermal activity in the Schwarzwald basement, Germany

Chemical Geology 138, 1997, pp. 273-285

Wernicke, R.S.:

Aspekte der Betriebs- und Langzeitsicherheit des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM)

Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU, Nr. 495, 1997, S. 25 ff

Vorträge

Lectures

GRS-Angehörige haben nicht nur an verschiedenen Tagungen teilgenommen, sondern waren dort auch häufig mit eigenen Beiträgen vertreten.

GRS experts have not only participated in various conferences but have often given lectures on such occasions themselves.

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, 15. März 1997 und 29. November 1997

Aksan, N. (PSI); F. D'Auria (Universität Pisa); H. Glaeser (GRS); J. Lillington (AEAT); R. Pochard (IPSN); A. Sjöberg (Studsvik):

Systematic Evaluation of the CSNI Separate Effects Tests Validation Matrix Data Base and Resulting Needs
5th International Conference on Nuclear Engineering, Nice, Frankreich, 26.-30. Mai 1997

Bachner, D. (GRS); D. Manesse (IPSN):

Evaluation of the Radiological Consequences of Severe Accidents for Future PWRs in France and Germany
ARS '97, Orlando, USA, 01.-04. Juni 1997

Bachner, D.:

NRA Assistance in the Frame of the SIP
Meeting of Regulators, Kiev, Ukraine, 24.-26. Juni 1997

Bachner, D.; H. Alex (GRS); X. Conte (IPSN):

Die Zukunft des Sarkophags in Tschernobyl, Ein internationales Projekt
GRS-Fachgespräch 1997, Garching, 03./04. November 1997

Baltes, B.; P. Bogorinski; J. Larue:

Review of the Long-Term Safety of the Konrad Nuclear Waste Repository
Regulating the Long-Term Safety of Radioactive Waste Disposal, AEA-NEA Workshop, Cordoba, Spanien, 20.-23. Januar 1997

Bastl, W.; D. Wach (ISTec):

Qualification of an Advanced Digital Safety System
The 1996 American Nuclear Society International Topical Meeting on Nuclear Plant Instrumentation, Control and Human-Machine Interface Technologies, The Pennsylvania State University, USA, 06.-09. Mai 1996

Bastl, W. (ISTec):

Instrumentation and Control in German Nuclear Power Plants
IAEA, Regular Meeting of the Working Group on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation, International Atomic Energy Agency, Wien, 12.-14. Mai 1997

Barth, A. (Beak); M. Jurk (BfS); D. Weiß (GRS):

Concentration and Distribution Patterns of Naturally Occurring Radionuclides in Sediments and Flood Plain Soils of the Catchment Area of River Elbe (Posterpräsentation)
International Conference on Contaminated Sediments (ICCS), Ministry of Transport, Public Works and Water Management (NL), Port of Rotterdam, International Association on Water Quality (IAWQ), Rotterdam, Niederlande, 07.-11. September 1997

Berg, H.-P. (BfS); M. Röwekamp (GRS):

Experience from German Reliability Data for Fire Protection Measures in NPPs with Regard to Probabilistic Fire Safety Analyses
Fire & Safety '97, Nuclear Engineering International, London, 24.-25. Februar 1997

Berg, H.-P. (BfS); H. H. Hoffmann (ABB); M. Röwekamp (GRS):

Current Status of Quantitative Fire Risk Assessment in German Nuclear Power Plants
5th International Conference on Nuclear Engineering ICONE-5, ASME, Nice, Frankreich, 26.-30. Mai 1997

Birkhofer, A.:

Learning from Others – Nuclear Advances through Global Cooperation
Fifth International Conference on Nuclear Engineering, Nice, Frankreich, 27. Mai 1997

Birkhofer, A.:

East European Reactors
Nuclear Power Reactor Safety Course, Massachusetts Institute of Technology, Cambridge, Ma., USA, 21. Juli 1997

Birkhofer, A.:

Kernenergie und Reaktorsicherheit in Osteuropa – Status und Perspektiven
Paul Scherrer Institut, Würenlingen, Schweiz, 17. Oktober 1997

Birkhofer, A.:

Harmonization of Nuclear Safety Requirements
European Nuclear Council Meeting, Zürich, Schweiz, 17. Oktober 1997

Birkhofer, A.; F.X. Cogné:

Progress on Joint Safety Approach
KTG/SFEN-Conference on the EPR project, Köln, 20. Oktober 1997

Birkhofer, A.:

Stand und Perspektiven der Zusammenarbeit von GRS und IPSN - Kerntechnische Sicherheit
GRS-Fachgespräch 1997, Garching, 03./04. November 1997

Birkhofer, A.:

Kernenergie und Sicherheit – ein technisches Problem?
Akademische Jahresfeier, Technische Universität München, München, 04. Dezember 1997

Butz, H.-P.:

Nukleare Entsorgungsprobleme in der ehemaligen Sowjetunion
VHS Ochtrup, 17. November 1997

Ding, Y.; D. Wach (ISTec):

Potential of Vibration and Acoustic Monitoring for the Safety and Availability Improvement of NPPs
5th International Conference on Condition Monitoring, Xi'an, P. R. China, März 1997

Ding, Y.; D. Wach (ISTec):

A Fuzzy Diagnosis System for Automatic Classification of Acoustic Burst Events in Nuclear Power Plants
IFAC Symposium on Fault Detection, Supervision and Safety for Technical Processes – Safeprocess '97, Kingston Upon Hall, Großbritannien, 26.-29. August 1997

Faßmann, W.:

Arbeitswissenschaftliche Empfehlungen zu organisatorischen Vorkehrungen und zur Gestaltung schriftlicher Arbeitsmittel für Notfallsituationen
SVA Vertiefungskurs "Notfallschutz innerhalb und außerhalb des KKW", Schweizerische Vereinigung für Atomenergie (SVA), Winterthur, Schweiz, 15.-17. Oktober 1997

Fein, E.; A. Schneider:

Recent Developments in the Modelling of Groundwater Flow at High Salinity (Posterbeitrag)
SEDE-Workshop on Use of Hydrogeochemical Information in Testing Groundwater Flow Models, Borgholm, Schweden, 01.-03. September 1997

Fein, E. (GRS); G. Wittum (Universität Stuttgart):

Rechenprogramm zur Simulation der Grundwasserbewegung und Validierung von Einzeleffekten
Vortrag zum Projektstatusgespräch in Karlsruhe, 1997

Firnhaber, M.; T. Kanzleiter; S. Schwarz;

G. Weber:

International Standard Problem No. 37: VANAM M3 Experiment on Containment Thermal-hydraulics and Aerosol Behavior
NURETH-8, Kyoto, Japan, 30. September – 04. Oktober 1997

Firnhaber M.; T. Kanzleiter; S. Schwarz;

G. Weber:

Results of ISP37: VANAM M3 Experiment on Containment Thermal-hydraulics and Aerosol Behavior
SARJ-97, Yokohama, Japan, 06.-08. Oktober 1997

Frisch, W.:

Technical Safety Requirements for Nuclear Power Plants
Licensing of Nuclear Facilities, Workshop on German Practice, Jakarta, Indonesia, 13.-15. Mai 1997

Frisch, W.:

Safety Approach for the EPR
Licensing of Nuclear Facilities, Workshop on German Practice, Jakarta, Indonesia, 13.-15. Mai 1997

Frisch, W. (GRS); G. Gros (IPSN):

The French-German Safety Approach for Future PWRs and its Significance for EPR Licensing
International Seminar on Safety Regulations for Advanced Reactors, Korea Institute of Nuclear Safety, Taejon, Korea, 23.-27. Juni 1997

Frisch, W.:

Strengthening the Defence-in-Depth Principle for Future PWRs – Balance between Prevention and Mitigation –
International Seminar on Safety Regulations for Advanced Reactors, Korea Institute of Nuclear Safety, Taejon, Korea, 23.-27. Juni 1997

Frisch, W.:

Die deutsche-französischen Sicherheitsanforderungen an zukünftige Druckwasserreaktoren
KTG, Ortssektion München, 23. Oktober 1997

Frisch, W.:

Review of Power Reactor Design
IAEA Interregional Training Course on Instrumentation and Control of Nuclear Power Plants, Karlsruhe, 03. Juni – 03. Juli 1997

Frisch, W. (GRS); P. Friedmann (Siemens):

Status Report on ALWR Programmes in Germany
7th Meeting of the IAEA International Working Group on Advanced Technologies for Light Water Reactors, Wien, 14.-16. Oktober 1997

Frisch, W. (GRS); G. Gros (IPSN):

Key Issues recently treated within the French-German Safety Approach
2nd International Conference on Advanced Reactor Safety, ARS 97, Orlando, USA, 01.-04. Juni 1997

Glaeser, H.:

Structure of the Present ATHLET Computer Code and Future Developments
IAEA Workshop "Advanced Codes Validation and Uncertainty Evaluation", CNEN, Rio de Janeiro, Brasilien, 03.-14. November 1997

Glaeser, H.:

Validation Strategy for the ATHLET Computer Code
IAEA Workshop "Advanced Codes Validation and Uncertainty Evaluation", CNEN, Rio de Janeiro, Brasilien, 03.-14. November 1997

Glaeser, H.:

Contribution of UPTF Experiments to Reduce Some Scale-Up Uncertainties
IAEA Workshop "Advanced Codes Validation and Uncertainty Evaluation", CNEN, Rio de Janeiro, Brasilien, 03.-14. November 1997

Glaeser, H.:

Description and Application of the GRS Uncertainty Method
IAEA Workshop "Advanced Codes Validation and Uncertainty Evaluation", CNEN, Rio de Janeiro, Brasilien, 03.-14. November 1997

Glaeser, H.:

Overview on the OECD/CSNI Uncertainty Methods Study
IAEA Workshop "Advanced Codes Validation and Uncertainty Evaluation", CNEN, Rio de Janeiro, Brasilien, 03.-14. November 1997

Gmal B.; W. Heinicke (GRS); F. Heimlich; H. Scheib (BfS):

Dry Interim Storage of Spent Nuclear Fuel Elements in Germany
The Safety of Nuclear Fuel Cycle, Intermediate Storage Facilities, OECD NEA, Newby Bridge, Großbritannien, 28.-30. Oktober 1997

Grebner, H.; H. Höfler; T. Hintzmann:

A new elasto-plastic constitutive model inserted into the user-supplied material model of a finite element programme
Jahrestagung Kerntechnik 97, KTG, Aachen, 13.-15. Mai 1997

Grebner, H.; P. Gruner; H. Höfler; H. Schultz; J. Sievers:

Application of Simulation Technique for Integrity Assessment
SMIRT 14, Post-Conference Seminar No. 2, Lyon Frankreich, August 1997

Grebner, H.; H. Höfler; Schimpfke, T.; J. Sievers; S. Beliczey:

Simulation of structural response for extreme loads in the primary circuit of a PWR
14th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Lyon, Frankreich, 17.-22. August 1997

Grebner, H.; C. Müller; J. Sievers:

Untersuchungen zum Verformungsverhalten der Volumengleichleitung eines DWR mit postulierten Durchrissen
DVM-Arbeitskreis Bruchvorgänge, 1997

Gründler, D. (ISTec); H.-J. Schlesinger; G. Stepan (GNS); W. Wurtinger (ISTec):

Computer Supported Activity Determination and Control of Radioactive Wastes
Kontec '97, 3. Internationales Symposium "Konditionierung radioaktiver Betriebs- und Stilllegungsabfälle", Hamburg, 19.-21. März 1997

Gründler, D. (ISTec); B. Hartmann;

E. Kaffka (EWN):
Documentation System for Radioactive Wastes Arising from Decommissioning of Nuclear Power Plants
Kontec '97, 3. Internationales Symposium "Konditionierung radioaktiver Betriebs- und Stilllegungsabfälle", Hamburg, 19.-21. März 1997

Gründler, D.; W. Wurtinger (ISTec); B. Hartmann; E. Kaffka (EWN):

Dokumentationssystem für Reststoffe aus der Stilllegung von Kernkraftwerken
Documentation System for Wastes Arising from the Decommissioning of Nuclear Power Plants, Jahrestagung Kerntechnik 1997, Aachen, 13.-15. Mai 1997

Gründler, D.; D. Maric; W. Wurtinger, (ISTec); J. Migenda, (GNW):

A Quantitative Determination of the Barrier Quality of Waste Packages for the Case of a Mechanical Impact
3rd International Seminar Radioactive Waste Products (RADWAP) Würzburg, 23.-26. Juni 1997

Gründler, D.; W. Wurtinger (ISTec):

Data Processing System for Tracking and Documenting Radioactive Wastes and Residues
Sixth International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation (ICEM 97), Singapore, 12.-16. Oktober 1997

Hoeffler, A.; F. Michel (GRS); F. Fischer; C. Hentschel (BEB):

Methodology and Results of Release Frequency Estimation at Sour Gas Pipelines and Wells
Second International Conference on Pipeline Safety, Moskau, 24.-31. August 1997

Jakubowski, Z.; W. Horche:

PWR Accident Simulation Taking Into Account Emergency Operating Procedures with the Nuclear Plant Analyser and an Expert System
Simulators International XIV, The Society For Computer Simulation International, Atlanta, USA, 06.-10. April 1997

Kirmse, R.; P. Dräger:

Analytical Investigations on Passive Systems in Future PWR Concepts
POST-SMIRT-14 Seminar "Passive Features in Nuclear Installations", Pisa University, Pisa, Italien, 25.-27. August 1997

Kannen, H.; W. Müller (ISTec); G. Stepan (GNS Essen):

The influence of the use of MOX fuel-elements on the radionuclide inventory of radioactive waste
RADWAP, Würzburg, 23.-26. Juni 1997

Kersting, E. (GRS); P. Butcher (AEA-T):

Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerkes Ignalina
GRS-Fachgespräch 1997, Garching, 03./04. November 1997

Langenbuch, S.:

Beitrag der Reaktorphysik für Sicherheitsberechnungen von Kernkraftwerken
Fachsitzung Reaktorphysik, Jahrestagung Kerntechnik, Aachen, 13. – 15. Mai 1997

Langenbuch, S.; K.-D. Schmidt; K. Velkov:

Kopplung des Systemcodes ATHLET mit dem 3D-Kernmodell QUABOX/CUBBOX für Störfallanalysen
Jahrestagung Kerntechnik, Aachen, 13.-15. Mai 1997

Langenbuch, S.; K. Velkov:

Coupling of 3D Neutronics Models with the System Code ATHLET
Second CSNI Specialists Meeting on Simulators and Plant Analyzers Espoo, Finland, 29. September – 2. Oktober 1997

Liemersdorf, H.; W.-M. Kuntze (GRS);

J. Eibl (Universität Karlsruhe):
Nachweise zur Erdbbensicherheit von Kernkraftwerken im internationalen Vergleich
GRS-Fachgespräch 1997, GRS, Garching, 03./04. November 1997

Liemersdorf, H.; K. Köberlein; M. Mertins:

Weiterentwicklung der Sicherheitsbeurteilung bestehender Kernkraftwerke
GRS-Fachgespräch 1997, GRS, Garching, 04. November 1997

Liesch, K.; K. Wolfert:

Bilateral Programmes of Work between Germany and the CEEC/NIS in Nuclear Safety
International Seminar on the Safety Research Needs for Russian-Designed Reactors OECD/NEA and STA, Kohku Kaikan, Tokio, 08.-09. Juli 1997

Liesch, K. (GRS); M. Reocreux (IPSN):

WWER Thermal-Hydraulic Code Validation Matrix for Reactors of the WWER Type
International Seminar on the Safety Research Needs for Russian-Designed Reactors OECD/NEA and STA, Kohku Kaikan, Tokio, 08.-09. Juli 1997

Lindner, A.; H. Miedl (ISTec):

Methodology and Tools for Independent Verification and Validation of Computerized I&C Systems Important to Safety
IAEA Specialists' Meeting on Computerized Reactor Protection and Safety Related Systems in Nuclear Power Plants, Budapest, 27.- 29. Oktober 1997

Liu, X.; J. Sievers:

Parametric studies in the frame work of RPV integrity assessment
14th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, Lyon, Frankreich, 17.-22. August 1997

Liu, X.; T. Schimpfke; H. Grebner, J. Sievers:

Methodology of structure simulation used for integrity assessment of nuclear components
NAFEMS World Congress '97, Stuttgart, April 1997

Ludwig, R.; K. Schelkes (BGR);

K.-J. Röhlig (GRS); J. Wollrath (BfS):
Scale-Dependent Heterogeneities in the Gorleben Area and Implications for Model Studies
2nd GEOTRAP Workshop "Basis for Modelling the Effects of Spatial Variability on Radionuclide Migration", OECD/NEA, Paris, 09.-11. Juni 1997

Lührmann, L.; E. Fein (GRS);

P. Knabner (Universität Erlangen):

A Case Study on the Influence of Sorption Inhomogeneities on the Migration of Contaminants. (Posterbeitrag)

GEOTRAP: Basis for Modelling the Effects of Spatial Variability on Radionuclide Migration, Paris, 09.-11. Juni 1997

Lührmann, L. (GRS);

P. Knabner (Universität Erlangen):

Ein Modell für den kolloidgetragenen Schadstofftransport unter Berücksichtigung von kinetisch gesteuerten Sorptions- und Filtrationsprozessen (TRAPIC)

Workshop: Geochemische Modellierung, INE-FZK, Karlsruhe, 23.-24. April 1997

Lührmann, L. (GRS); D. Klotz (IfH); P. Knabner (Universität Erlangen); U. Noseck (GRS):

Simulation der EU-humate Migration mit dem Rechencode TRAPIC.

Workshop: Geochemische Modellierung, INE-FZK, Karlsruhe, 23.-24. April 1997

Martens, K.-H.; H. Fischer:

Simulation of Contaminant Transport in a Brine-filled Repository System with the Computer Code MARNIE

15th IMACS World Congress, The International Association for Mathematics and Computers in Simulation, Berlin, 24.-29. August 1997

Martens, R.; H. Thielen (GRS); K. Maßmeyer (Universität Paderborn, Abteilung Höxter);

F. Lange (GRS); W. Brücher (Universität Köln): Standortbezogene Ausbreitungsrechnungen durch Vernetzung mit übergeordneten Wetterprognosemodellen

4. Informationsveranstaltung zur nuklearspezifischen Gefahrenabwehr, BfS, Salzgitter, 4./5. März 1997

Martens, R.; H. Thielen (GRS); K. Maßmeyer (Universität Paderborn, Abteilung Höxter);

R. Bendick (GNS); M. Kümmel (BfS): Modellierung der Ausbreitung von Radon aus Flächenquellen in der Umgebung von Uranbergbau und -aufbereitungsanlagen

Fachtagung METTOOLS III, Deutsche Meteorologische Gesellschaft e.V., Fachausschuß „Umweltmeteorologie“ (AKUMET), Freiburg, 10.-12. März 1997

Martens, R.; H. Thielen (GRS); W. Brücher; M.J. Kerschgens (Universität Köln); K. Maßmeyer (Universität Paderborn, Abteilung Höxter):

Kopplung eines mesoskaligen Modellsystems mit prognostischen Daten des Deutschland-Modells im Rahmen ausbreitungsmeteorologischer Feldexperimente in der Region Freiburg/Schwarzwald

Fachtagung METTOOLS III, Deutsche Meteorologische Gesellschaft e.V., Fachausschuß „Umweltmeteorologie“ (AKUMET), Freiburg, 10.-12. März 1997

Müller, W.; H. Kannen (ISTec):

Correlation Between Experimental Gas Generation Measurements and Characteristic Waste Parameters

PROGRESS annual meeting, Mol, Belgien, 28./29. Mai 1997

Müller, W.; W. Wurtinger; D. Gründler (ISTec):

Calculation of Nuclide Inventories by Using Key Nuclides

3rd International Seminar Radioactive Waste Products (RADWAP) Würzburg, 23.-26. Juni 1997

Müller, W.; H. Kannen (ISTec):

Intercomparison test for quality assurance of activity measurements

ICEM 97, Singapur, 12.-16. Oktober 1997

Müller, W.; D. Thelen; H. Kannen (ISTec):

Results of an international research programme on the causes and consequences of gas generation in different host rocks

ICEM 97, Singapur, 12.-16. Oktober 1997

Peschke, J.; A. Kreuser:

Common-Cause-Failure-Model with Consideration of Interpretation and Projection-Uncertainties

Jahrestagung Kerntechnik '97, Kerntechnische Gesellschaft e.V., Aachen, 13.-15. Mai 1997

Pretzsch, G. (GRS); X. Conte (IPSN):

Data Base of the Safety State of the Chernobyl Object Shelter

1997 Conference: International Cooperation for Chernobyl Nuclear Power Plant and Slavutich, Slavutich, Ukraine, 17. Juli 1997

Quéniart, D. (IPSN), W. Frisch, (GRS):

The European Pressurized Water Reactor EPR

KTG/SFEN Conference, Köln, 19.-21. Oktober 1997

Röhlig, K.-J.:

Modelling the Migration of Contaminants Released from a Geological Repository through a Complex Groundwater System

15th IMACS World Congress, The International Association for Mathematics and Computers in Simulation, Berlin, 24.-29. August 1997

Röwekamp, M.; H. Liemersdorf:

Development of Criteria for the Fire Safety Assessment of German Nuclear Power Plants Under Operation

Fire & Safety '97, Nuclear Engineering International, London, 24.-25. Februar 1997

Röwekamp, M.:

Development of a German Approach for the Fire Safety Assessment of German Nuclear Power Plants Under Operation

NEI Fire Protection Information Forum, Nuclear Energy Institute (NEI), Charlotte, NC, USA, 25.-27. März 1997

Röwekamp, M.; H. Liemersdorf:

Fire Safety in Soviet Designed Eastern European Nuclear Power Plants

SMIRT 14 Post Conference Seminar No. 6 "Fire Safety in Nuclear Power Plants and Installations", SMIRT/EdF, Lyon, Frankreich, 25.-29. August 1997

Röwekamp, M.:

Operational Experience And Data

IAEA Symposium on Upgrading the Fire Safety of Operating Nuclear Power Plants, IAEA, Wien, 18.-21. November 1997

Röwekamp, M. (GRS); H.-P. Berg (BfS):

German Data for Risk Based Fire Safety Assessment

IAEA Symposium on Upgrading the Fire Safety of Operating Nuclear Power Plants, IAEA, Wien, 18.-21. November 1997

Saglietti, F. (ISTec):

Dynamic Decision on Checkpointing by Use of Reduced Ordered Binary Decision Diagrams

International Conference on Computer Safety, Reliability and Security (SAFECOMP), EWICS TC 7 - University of York, Großbritannien, 10. September 1997

Saglietti, F. (ISTec):

Maßnahmen zur Vermeidung, Aufdeckung und Beherrschung von Software-Fehlern

BfS - Fachbereichsseminar KT, Bundesamt für Strahlenschutz, Salzgitter, 12. Juni 1997

Saglietti, F. (ISTec):

Formale Methoden und Fehlertoleranz in eingebetteten Software-Systemen

3rd Joint Austrian-German ENCRESS Workshop, FZ Seibersdorf-ISTec, Salzburg, Österreich, 27. Juni 1997

Scheuerer, M.:

Calculation of Free Convection Flows in the Upper Plenum Test Facility with TASCflow

5th CFX-TASCflow User Conference, AEA Technology GmbH, München, 15.-16. Mai 1997

Scheuerer, M.:

Prediction of Thermal Hydraulic Mixing in the Cold Leg and Downcomer of the Upper Plenum Test Facility

PRV PTS ICAS Workshop, OECD-NEA CSNI PWG-3, La Muette, Paris, 02./03. Juni 1997

Scheuerer, M.:

CFD-Anwendungen in der Reaktorsicherheit, Quality and Trust in Industrial CFD, ERCOFAC Workshop, Technische Universität München, Garching, 23. Juli 1997

Schimpfke, T.; J. Sievers:

Analysen zur bruchmechanischen Bewertung von Thermochock-Großversuchen

DVM Arbeitskreis Bruchvorgänge, Stuttgart, 1997

Sievers, J.:

Physiker im Beruf

Universität Köln, 23. Januar 1997

Sievers, J.; X. Liu:

Fracture Analyses of WWER Reactor Pressure Vessels

IAEA Specialists Meeting, Esztergom, Ungarn, 05.-08. Mai 1997

Sievers, J.; X. Liu; H. G. Sonnenburg:

Interdisciplinary Aspects in the Integrity Assessment of Reactor Pressure Vessels based on Large Scale Experiments

Jahrestagung Kerntechnik 97, KTG, Aachen, 13.-15. Mai 1997

Sievers, J.; H. Schulz:

Kozloduy Unit 1: Issues related to the safety assessment of the reactor pressure vessel in 1995

IAEA Workshop, Sofia, Bulgarien, 21.-23. Mai 1997

Sievers, J.:

Integritätsbewertung von Reaktordruckbehältern in Kernkraftwerken unter Berücksichtigung der Erkenntnisse aus Großversuchen

Maschinenbau Kolloquium, Ruhr-Universität Bochum, 25. Juni 1997

Sievers, J.; X. Liu; P. Gruner; H. Schulz;

K. Schaaf: Status of GRS Work on RPV Lower Head Integrity Assessment

SMIRT-14 Workshop on RPV Lower Head Integrity, Lyon, Frankreich, 21. August 1997

Sievers, J.; T. Schimpfke; H. Grebner; X. Liu;

Integrity of Reactor Coolant Pressure Boundary - Methods for Structural Simulation

European Pressurized Water Reactor Conference, Köln, Oktober 1997

Sievers, J.; T. Schimpfke:

Verifikation bruchmechanischer Methoden durch Vergleichsanalysen mit internationaler Beteiligung

GRS-Fachgespräch 1997, Garching, 03./04. November 1997

Sonnenburg, H. G.:

Erkenntnisse aus den UPTF-TRAM-Versuchen zum thermischen Mischen im Kaltstrang und Ringraum

Jahrestagung Kerntechnik 97, KTG, Aachen, 13.-15. Mai 1997

Sonnenkalb, M.; J. Rohde:

Phenomenology and Course of Severe Accidents in PWR-Plants - Training by Teaching and Demonstration -

2nd OECD Specialist Meeting on Operator Aids for Severe Accidents, EDF/Septen, Lyon, Frankreich, 08.-10. September 1997

Sonnenkalb, M.; J. Rohde:

Phenomenology and Course of Severe Accidents in PWR-Plants – Training by Teaching and Demonstration –
2nd CSNI Specialist Meeting on Simulators and Plant Analyzers, VTT/NEA, Espoo, Finnland, 29. September – 02. Oktober 1997

Steinborn, J.:

Results of Post-Test Calculation with Computer Code ATHLET for SSP-2 Test on Russian ISB-VVER Test Facility
Annual Meeting On Nuclear Technology '97, German Nuclear Society/German Atomic Forum, Aachen, 13.-15. Mai 1997

Steinborn, J.:

Status of GRS Activities with Respect to Large PRISE in WWER-1000 NPPs
IAEA Consultants' Meeting On "Primary to Secondary Leaks in WWERs", IVO Power Engineering Ltd., Helsinki, 03.-07. November 1997

Storck, R.; J. Preuss (BfS):

Langzeitsicherheitsnachweis für das erste bundesdeutsche Endlager Morsleben
46. Geomechanik Kolloquium, Salzburg, Österreich, 1997

Storck, R.:

Methoden und ausgewählte Anwendungen zur Analyse der Langzeitsicherheit von Endlagern
GRS-Fachgespräch 1997, Garching, 03./04. November 1997

Storck, R.; I. Müller-Lyda:

Die Bedeutung von Auflockerungszonen für Sicherheitsbetrachtungen
Fachgespräch zum Thema Stoßnahe Auflockerungszonen, PTE, Karlsruhe, 11. November 1997

Storck, R.; B. Boese; P. Hirsekorn; L. Lüthmann:

Weiterentwicklung und Anwendungen des Rechenprogramms EMOS
Statusgespräch zu BMBF-geförderten F+E-Vorhaben auf dem Gebiet der Entsorgung gefährlicher Abfälle in tiefen geologischen Formationen, Karlsruhe, 15. Oktober 1997

Thelen, D.; W. Müller (ISTec):

Contribution on hydraulic properties of salt under repository conditions
ICEM 97, Singapur, 12.-16. Oktober 1997

Thielen, H.; R. Martens (GRS); H. Schnadt (TÜV Rhld.); K. Maßmeyer (Universität Paderborn, Abteilung Höxter); H. Walter (BfS):

Preprocessing of meteorological data from tower or SODAR measurements for the turbulence parameterization within emergency response dispersion models
Sixth Topical Meeting on Emergency Preparedness and Response, Lawrence Livermore National Laboratory, San Francisco, 22.-25. April 1997

Thielen, H.; R. Martens:

Modellierung der Ausbreitung von Radon aus Halden
GRS-Fachgespräch 1997, GRS, Garching, München, 03.-04. November 1997

Thielen, H.; R. Martens (GRS); H. Schnadt (TÜV Rheinland/Berlin-Brandenburg e.V); K. Maßmeyer (Universität Paderborn, Abteilung Höxter); H. Walter (BfS):

Meteorologischer Präprozessor für SODAR-Daten
Fachtagung METTOOLS III, Deutsche Meteorologische Gesellschaft e.V., Fachausschuß „Umwelt-meteorologie“ (AKUMET), Freiburg, 10.-12. März 1997

Trambauer, K. (GRS); I. Shepherd (JRC);

R. Gonzalez (IPSN); R. Gauntt (SNL):
 Improvements of Models and Codes for Severe Accidents
Phebus FP – Information Seminar, IPSN, Cadarache, Frankreich, 23.-24. Januar 1997

Trambauer, K.:

Forschungsarbeiten zu Ereignissen mit schweren Kernschäden z.B. Phebus und Rasplav Experimente, Teil 1: Untersuchungen und Maßnahmen innerhalb der Anlage.
Behördenseminar, GRS, Köln, 25. September 1997

Wach, D.; G. Schnürer; B. Mulka (ISTec):

Experience with Safety Assessment of Digital up-grading of I&C in VVER type reactors
International Topical Meeting on VVER Instrumentation and Control, Prag, 21.-24. April 1997

Weber, J.P.:

Vertiefte Sicherheitsanalyse osteuropäischer Kernkraftwerke
TTTK-Seminar 1997 der TU Berlin, Serfaus, 15.-22. Februar 1997

Weber, W. (GRS); P. Cousinou (IPSN):

Berücksichtigung des Abbrands bei der Analyse der nuklearen Sicherheit im Kernbrennstoffkreislauf
GRS-Fachgespräch 1997, GRS, Garching, 04. November 1997

Weiß, D.; B. Balthes; H. Biesold; J. Larue;

R. Martens:
 Langzeitsicherung abgedeckter Halden und Anforderungen an die behördliche Kontrolle
Workshop „Sanierung der Hinterlassenschaften des Uranbergbaus“, Teil II: Abdeckung von Halden des Uranerzbergbaus. Freistaat Sachsen (Staatsministerium für Umwelt und Landesentwicklung, Landesamt für Umwelt und Geologie), Dresden, 10. April 1997

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 JAERI, ANSTO	27.10.97	Endlagersicherheit 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 IVO VTT	22.02.83 03.06.93 / 30.08.93	Consulting Service Agreement TRAM (Transients and Accident Management Test) Programme and Information Exchange Personnel Assignment Agreement
 Frankreich IPSN IPSN/CEA	15.07.97 19.07.89	Die deutsch-französische Initiative zu Tschernobyl Vereinbarung zwischen der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Bundesrepublik Deutschland und dem Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA), Frankreich über die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Sicherheitstechnik
 Großbritannien HSE	17.09.94 21.07.98	Memorandum of Understanding on the Joint Development of an Integrated Severe Accident Code "ASTEC" (Accident Source Term Evaluation Code) Arrangement on Technical Co-operation and Exchange between GRS and HSE in the Field of Nuclear Safety Research

	Indonesien BATAN	voraussichtlich September '98	Nuclear Safety Research and Technology
	Japan JAERI	21.07.87	Agreement on the GRS Participation in the JAERI ROSA IV Program
	JAERI	21.07.87 (Untervertrag) 21.07.91	„ROSA IV-Vertrag“: Agreement between the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) and Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH on the GRS Participation in the JAERI ROSA-IV Program in Safety Research of Light Water Reactors on Small Break Loss-of-Coolant Accidents and Transients
	NUPEC	25.06.91	Agreement on Information Exchange and Co-operation (Gültigkeit gekoppelt mit „Briefliche Vereinbarung zwischen BMFT und MITI“)
	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	14.09.92	Rahmenvereinbarung über die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit und des Strahlenschutzes
	KFD	30.10.92	Ausführungsvereinbarung über Beratung und Unterstützung der niederländischen Genehmigungsbehörde in Fragen der Reaktorsicherheit
	Rumänien CNCAN	in Vorbereitung	Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit; Consultancy and Service Agreement
	Russische Föderation Kurtschatow Institut	02.04.92	Nutzung der AMDAHL 5870 – Rechenanlage
	Akademie der Wissenschaften, RF Gosatomnadsor, Kurtschatow Institut	22.02.93	Prinzipien der Zusammenarbeit auf dem Gebiet der wissenschaftlichen Betreuung der Aufsichtstätigkeit in der Kernenergie und der Wirtschaft
	KKW Balakowo, Rosenergoatom	09.06.93	Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Erhöhung der Sicherheit von KKW
	Rosenergoatom	28.06.93	Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Erhöhung der Sicherheit von KKW



RF Gosatomnadsor	04.05.94	Technische Unterstützung
NIKIET	23.05.94	Nutzung eines UNIX-Arbeitsplatzrechners
Kurtschatow Institut	02.02.95	Errichtung einer Satellitenverbindung
RRC KI, TU, IPSN, RISKAUDIT	16.12.96	General Agreement on Scientific and Technical Co-operation



Schweden		
SKI	20.01.94	TRAM (Transients and Accident Management Test) -Programme



Spanien		
CSN (Nuclear Safety Board) / The Working Group Technischer Überwachungs- Verein Südwest- deutschland e.V.	Folgevertrag in Vorbereitung	Consulting Services concerning Nuclear Safety of the Nuclear Power Plant of TRILLO I and other Spanish Nuclear Plants
TECNATOM S.A	25.10.85	Agreement for the use of DP Programms (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 Kern- kraftwerken – Anlagenspezifische PSA



USA		
KMC	30.04.86 16.09.87	Nuclear Safety Technical Information Services
EPRI	30.06.88	Co-sponsored Agreement between the Gesell- schaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH and Electric Power Research Institute Inc. Advanced Containment Experiments (ACE)
EPRI	07.12.94 31.12.97	Cofunded Agreement CF3425-007-18569 Advanced Containment Experiments Extension (ACEX)
EPRI	15.01.98/19.02.98	Assessment of Thermodynamic Data
US-NRC	23.07.98	Cooperation in probabilistic risk assessment and related safety research

**EU**

JRC-ISPRA 28.08.86

Abkommen über die Verifikation und Weiterentwicklung des Rechenprogramms DRUFAN

**OECD**

01.01.97

Agreement on the OECD Halden Reactor Project covering the period 1st January 1997 to 31st December 1999

1994

Agreement on the OECD RASPLAV Project to investigate Molten Reactor Fuel – Lower Pressure Vessel Head Interaction – PHASE I

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

27.06.88

OECD Project to investigate the Three Mile Island 2 reactor pressure vessel

Legende: Vertragspartner*Legend: Partners of Co-Operation*

AEC	Atomic Energy Commission, USA	JAERI	Japanese Atomic Energy Research Institute, Japan
ANSTO	Australian Nuclear Science & Technology Organisation, Australien	KAERI	Korean Atomic Research Institute, Korea
ARN	Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentinien	KINR/OPAE	Kiev Institute for Nuclear Research, Ukraine
AWF	Amt für Wissenschaft und Forschung der Schweizerischen Eidgenossenschaft, Schweiz	KINS	Korean Institute for Nuclear Safety, Korea
CEA	Commissariat à l'Énergie Atomique, Frankreich	MINATOM	Ministry of Russian Federation for Atomic Energy, RF
CNCAN	National Commission for Nuclear Activities Control, Rumänien	MITI	Ministry of International Trade and Industry, Japan
CNEN	Comissario Nacional de Energia Nuclear, Brasilien	MME	Ministério de Minas e Energia, Brasilien
CNNSA	China National Nuclear Safety Administration, China	NRC	Nuclear Regulatory Commission, USA
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear, Spanien	RRC KI	Russian Research Centre "Kurchatov Institute", RF
DOE	Department of Energy, USA	SKI	Statens Kaernkraftinspektion, Schweden
EAC	European Association for Co-operation, Belgien	SKWT	Staatliche Kommission für Wissenschaft und Technik, China
EPRI	Electric Power Research Institute, USA	STA	Science and Technology Agency, Japan
ERDA	Energy Research and Development Administration, USA	TAEK	Turkish Atomic Energy Authority, Türkei
GOSATOMNADSOR	Federal Supervision Authority of Russia for Nuclear and Radiation Safety, RF	TECNATOM S.A.	TECNATOM S.A., Madrid, Spanien
HSE	Health and Safety Executive, Großbritannien	UKAEA	United Kingdom Atomic Energy Authority, Großbritannien
IPSN	Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, Frankreich	US-NRC	United States Nuclear Regulatory Commission, USA
IVO	Imatran Voima Oy, Finnland	VTT	Technical Research Center of Finland, Finnland
		JRC-ISPRA	Joint Research Centre Ispra, Italien
		OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development

IMPRESSUM

Herausgeber / *Published by:*

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Abt. Kommunikation

Ltg.: Dr. Heinz-Peter Butz

Redaktion / *Technical Editors:* Baltasar Lindauer, Ilka Monheimius, Gabriele Berberich (Köln)

Übersetzung / *Translation:* Frank Janowski M. A.,

Erika Gröcker, Kenneth Heim M. Sc., H. Miedl, Klaudia Böhlefeld (Hamburg)

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

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Telefon (0221) 2068-0
Telefax (0221) 2068-888

Forschungsgelände
85748 Garching b. München
Telefon (089) 32004-0
Telefax (089) 32004-599

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin
Telefon (030) 88589-0
Telefax (030) 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4
38122 Braunschweig
Telefon (0531) 8012-0
Telefax (0531) 8012-200