



Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

**Jahresbericht
2000/2001**

*Annual Report
2000/2001*



IMPRESSUM

Herausgeber / *Published by:*

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Abt. Kommunikation

Ltg.: Dr. Heinz-Peter Butz

Redaktion / *Technical Editors:*

Dr. Heinz-Peter Butz, Monika Edwards, Bettina Rakowitsch, Gabriele Berberich (Köln)

Satz / *Layout:*

Gabriele Berberich (Köln)

Übersetzung / *Translation:*

Frank Janowski-Hansen M.A.,

Dipl.-Übers. Erika Schild

Druck / *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, 50667 Köln*

Internet: www.grs.de



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

**Jahresbericht
2000/2001**

*Annual Report
2000/2001*

Inhalt

Contents

1	Einführung	4
	<i>Introduction</i>	4
2	Organisation und wirtschaftliche Entwicklung	10
	<i>Organisation and Economic Development</i>	11
3	Sicherheitstechnische Untersuchungen und Bewertungen	14
	<i>Safety Analyses and Assessments</i>	16
	3.1 Implementierung und Bewertung des Sicherheitsmanagements bei Kernkraftwerken in Deutschland	18
	<i>Implementation and Evaluation of the Safety Management at Nuclear Power Plants in Germany</i>	19
	3.2 Sicherheit der druckführenden Umschließung des Reaktorkühlkreislaufs von Kernkraftwerken	21
	<i>Safety of the Pressure Boundary of the Reactor Cooling System of Nuclear Power Plants</i>	24
	3.3 Auswahl kritischer Brandbereiche bei probabilistischen Brandanalysen	27
	<i>Screening of Critical Fire Zones for Fire Probabilistic Safety Analyses</i>	29
4	Forschung und Entwicklung für eine umfassende Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken	31
	<i>Research and Development for an In-depth Safety Assessment of Nuclear Power Plants</i>	35
	4.1 Mehrdimensionaler Fluidodynamik-Modul für ATHLET	40
	<i>Multi-Dimensional Fluid-Dynamics Module for ATHLET</i>	41
	4.2 ASTEC-Vergleichsrechnungen zum Internationalen Standard Problem 44 (Aerosolverhalten)	43
	<i>Comparison Calculations with ASTEC as Contribution to the International Standard Problem 44 (Aerosol Behaviour)</i>	44
	4.3 Nukleare Datenbibliotheken für Auslegungsberechnungen und Störfallanalysen	45
	<i>Nuclear Data Libraries for Design Calculations and Accident Analyses</i>	45
5	Ver- und Entsorgung, Strahlen- und Umweltschutz	49
	<i>Fuel Supply and Waste Management, Radiological and Environmental Protection</i>	56
	5.1 Verwendung von geostatistischen Methoden in probabilistischen Langzeitsicherheitsanalysen für radioaktive Endlager	62
	<i>Use of Geostatistical Methods in Probabilistic Long-Term Safety Analyses for Radioactive Waste Repositories</i>	65
	5.2 Sicherheitsanalyse zur bestimmungsgemäßen Beförderung von radioaktiven Abfällen und bestrahlten Brennelementen in der Region Gorleben	68
	<i>Safety Analysis of Radioactive-Waste and Irradiated-Fuel-Element Transports carried out as Specified in the Gorleben Region</i>	71

6	Endlagerforschung in Tonsteinen	76
	<i>Repository Research in Claystone Formations</i>	80
	6.1 Laboruntersuchungen an Tonen und tonhaltigen Materialien	85
	<i>Laboratory Investigations on Clay and Clay-based Materials</i>	86
	6.2 Messung und Modellierung von Quelldrücken von Bentonit in hoch salinaren Lösungen	89
	<i>Measurement and Modelling of Swelling Pressures of Bentonites with High Saline Solutions</i>	91
7	Internationale und bilaterale Zusammenarbeit	94
	<i>International and bilateral Co-operation</i>	97
	7.1 Stilllegung und Entsorgung der Blöcke 1 bis 3 in Tschernobyl	101
	<i>Decommissioning and Waste Management Strategy for Units 1 to 3 in Chernobyl</i>	103
	7.2 Kernkraftwerk Temelin: Bewertung ausgewählter Sicherheitsfragen	105
	<i>Temelin Nuclear Power Plant: Assessment of Selected Safety Issues</i>	106
8	Forschungsbetreuung	108
	<i>Research Management</i>	110
9	RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV)	113
	<i>RISKAUDIT IPSN/GRS International (EEIG)</i>	117
10	Arbeiten des Instituts für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH	121
	<i>Activities of the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH</i>	124
	10.1 COMOSnt – Neue technologische Umsetzung eines praxisbewährten Diagnosekonzepts für Druckwasserreaktoren	127
	<i>COMOSnt – New Technological Implementation of a Well-established Concept for Pressurised Water Reactors</i>	130
	10.2 Erweiterung von Brandschutzanlagen mit VerBA	134
	<i>Expansion of Fire Protection Systems with VerBA</i>	135
11	Kommunikation	137
	<i>Communication</i>	145
	Anhang/Annex	
	Zusammenarbeitsverträge der GRS mit ausländischen Organisationen	154
	<i>Co-operation Agreements between GRS and Foreign Organisations</i>	

1 Einführung

Introduction

Auch unter veränderten politischen Rahmenbedingungen für die Kernenergie-nutzung in Deutschland ist Reaktorsicherheit eine wichtige Aufgabe geblieben, der sich die GRS mit Engagement widmet. Naturgemäß haben sich allerdings die Anforderungen und Prioritäten in vielen Arbeitsgebieten durch die Weichenstellungen in Richtung Kernenergieausstieg verändert. Insofern sind die Jahre 2000 und 2001, über die hier berichtet wird, auch als Phasen im Übergang zu einer neuen Ausrichtung des Unternehmens GRS zu verstehen.

Bereits im Jahre 1999 hatten wir uns intensiv mit den zu erwartenden Änderungen der Rahmenbedingungen auseinandergesetzt. Wir hatten ein Konzept für eine mittelfristige Neuausrichtung vorgelegt und mit unseren Aufsichtsgremien abgestimmt, das den Rahmen für die Entwicklung der GRS in den Jahren 2000 und 2001 bildete. Zu seinen wesentlichen Elementen gehörten

- die Anpassung der Unternehmensgröße an den mittelfristig erwarteten Rückgang der nuklearen Aufgaben durch sozial verträglichen Personalabbau sowie
- die Sicherung und Stärkung der Kompetenz durch Konzentration auf Kernaktivitäten und durch Partnerschaften mit anderen leistungsfähigen Organisationen im In- und Ausland.

Erhalten blieben die vier Hauptaufgabenfelder der GRS: „Analysen und Bewertungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit“, „Sicherheitsanalysen für die Brennstoffversorgung und -entsorgung“, „Reaktorsicherheitsforschung“ sowie „Endlagersicherheitsforschung“. Die Veränderung fachlicher Schwerpunkte erfolgte vorwiegend innerhalb dieser Felder.

Was die Analysen und Bewertungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit betrifft, so sind Sicherheitsfragen im Zusammenhang mit einem langjährigen Betrieb der bestehenden Kernkraftwerke mehr und mehr in den Vordergrund gerückt. In der Praxis ist dabei zunehmend die in den Vorjahren von der GRS entwickelte Bewertungsmethode auf der Grundlage des gestaffelten Sicherheitskonzepts zur Anwendung gekommen, um Sicherheitsmerkmale unterschiedlicher Anlagen oder auch die Relevanz besonderer Vorkommnisse nach einheitlichen Maßstäben zu bewerten. Dabei haben probabilistische Methoden eine zunehmende Bedeutung erlangt. Hier hat die GRS in den letzten beiden Jahren wichtige Untersuchungen zu Druckwasserreaktoren abgeschlossen und dabei auch methodische Weiterentwicklungen durchgeführt, wie beispielsweise in der probabilistischen Brandanalyse. Neue Herausforderungen ergaben sich u. a. aus dem Übergang von einem regulierten zu einem liberalisierten Strommarkt. Neben den rein technischen Themen haben dabei auch personelle und organisatorische Fragen an Bedeutung gewonnen. Beispielsweise hat sich die GRS im Rahmen von mehreren Aufträgen mit Fragen des Sicherheitsmanagements in Kernkraftwerken befasst.

Auf dem Gebiet der Brennstoffversorgung und -entsorgung hat die GRS – wie schon in den Vorjahren – für viele Anlagen und Vorgänge des nuklearen Brennstoffkreislaufs sowie zum Strahlen- und Umweltschutz sicherheitstechnische



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



▲ Dr. jur. Walter Leder,
Kaufmännischer Geschäftsführer
Managing Director

Even within a changed political framework regarding the use of nuclear energy in Germany, reactor safety remains an essential task attended to by a fully committed GRS. However, the requirements and priorities in many fields of work have changed by a course setting to phase out nuclear energy. The years 2000 and 2001 under review here are also to be understood as phases in transition towards a new orientation of the GRS.

Already in 1999, GRS intensively dealt with the changes of the basic conditions to be expected. We submitted a concept for a new orientation in the medium term, in agreement with our supervisory committees, which established the frame for the development of GRS in the years 2000 and 2001. Key elements of this concept were

- *the adjustment of company size to fit the decreasing number of nuclear tasks to be expected in the medium term by socially acceptable staff reduction, and*
- *the securing and strengthening of competence by concentration on nuclear activities and by partnerships with other fully qualified organisations in Germany and abroad.*

The four main fields of work at GRS remain unchanged: “Analyses and Assessments in the Field of Reactor Safety”, “Safety Analyses for the Supply and Disposal of Nuclear Fuel”, “Reactor Safety Research” and “Final Repository Safety Research”. The shift in emphasis regarding the technical issues dealt with mainly took place within these fields.

As for the analyses and assessments in the field of reactor safety, safety issues in connection with a long-term operation of the existing nuclear power plants have increasingly come to the fore. In practice, the assessment method developed by GRS in recent years on the basis of the defence-in-depth concept has increasingly been applied to assess safety features of different plants or also to assess the relevance of special events according to common standards. In this respect, the application of probabilistic methods has gained in importance. Here, within the last two years, GRS has completed major studies on pressurised water reactors and also continued the further development of methods in this context, as e.g. in the field of probabilistic fire analysis. New challenges also have arisen, among others, as a result of the transition from a regulated to a liberalised electricity market. In addition to purely technical topics, personnel and organisational matters have also gained in importance. For example, GRS dealt with safety management issues in nuclear power plants within the framework of several projects.

In the field of fuel supply and disposal, GRS performed safety assessments, as in earlier years, for many plants and processes of the nuclear fuel cycle as well as in connection with radiation and environmental protection. This also includes systematic and in-depth evaluations of actual incidents and anomalies

Untersuchungen durchgeführt. Dazu gehören auch systematische und vertiefte Auswertungen von aufgetretenen Störfällen und Störungen als Beitrag zur Verbesserung der Sicherheit durch Erfahrungsrückfluss. Wichtige Arbeiten waren z. B. die Bestandsaufnahme der in Deutschland vorhandenen radioaktiven Abfälle und Reststoffe im Zuge der Entwicklung eines nationalen Entsorgungsplans, die Ermittlung des künftigen Entsorgungsbedarfs sowie Untersuchungen zur Kritikalitätssicherheit in der Nachbetriebsphase eines Endlagers. Über ihre klassischen Aufgaben hinaus hat die GRS im Rahmen eines deutsch-französisch-russischen Projekts sicherheitsbezogene Arbeiten zum Einsatz von Waffenplutonium in russischen Kernkraftwerken durchgeführt. Auf dem Gebiet des Strahlen- und Umweltschutzes hat die GRS eine Datenbank zur Erfassung und betreiberunabhängigen Auswertung der Erfahrungen bei Brennelementtransporten erstellt, und sie betreibt diese Datenbank, die auch Daten von französischen und schweizerischen Transporten enthält. Auf dem Gebiet der Transportsicherheit wurden eine Sicherheitsanalyse zum Transport radioaktiver Abfälle und Brennelemente in der Region Gorleben sowie Forschungsarbeiten zur Bestimmung der Freisetzung radioaktiver Stoffe bei Transport- und Handhabungsunfällen durchgeführt.

In der Reaktorsicherheitsforschung haben sich die Arbeiten im Einklang mit internationalen Entwicklungen auf die Entwicklung einer leistungsfähigeren Störfallsimulation konzentriert, die es ermöglicht, pessimistische Annahmen immer systematischer und vollständiger durch realistische Analysen der Gesamtanlage zu ersetzen und Sicherheitsmargen mit Hilfe von Unsicherheitsanalysen zu quantifizieren. Ein wichtiger Baustein sind hier mehrdimensionale Fluidodynamikmodelle. Die GRS hat solche Modelle inzwischen erfolgreich in ihren Systemcode ATHLET integriert und in der Verifikation an Experimenten wichtige Fortschritte gemacht. Ein weiterer Schwerpunkt unserer F&E-Aktivitäten auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit ist nach wie vor die Entwicklung des deutsch-französischen Integralcodes ASTEC, der die Simulation des Gesamtablaufs eines schweren Unfalls in einem Leichtwasserreaktor vom auslösenden Ereignis bis zur Spaltproduktfreisetzung in die Umgebung ermöglicht.

Für das Gebiet der Endlagersicherheitsforschung hat die Entscheidung der Bundesregierung, die Auswahl eines geeigneten Standorts für die Endlagerung aller Arten radioaktiver Abfälle neu zu überdenken und hierfür Kriterien zu formulieren, wichtige neue Akzente gesetzt. Die Erforschung von Alternativen zum Salzgestein, wie beispielsweise die in Deutschland weit verbreiteten Tonformationen oder auch Granit, hat dadurch größere Bedeutung erhalten. Die GRS hat sich hier intensiv engagiert, wobei internationale Kooperation eine große Rolle spielt. So wirkt die GRS an einer Reihe von ausländischen Forschungsvorhaben mit, wie beispielsweise den In-situ-Untersuchungen in der französischen „Tournemire Test Site“, im Schweizer „Mont Terri Test Site“, im Untertagelabor Hades in Belgien oder im Untertagelabor Bure in Frankreich.

Generell ist internationale Kooperation für die fachliche Tätigkeit der GRS unter den veränderten Rahmenbedingungen noch wichtiger geworden. Das Ziel der Stärkung bestehender Kooperation wurde erfolgreich verfolgt. In Osteuropa werden die von der GRS entwickelten Methoden und Werkzeuge inzwischen intensiv genutzt. Unsere Kooperation mit IPSN wurde weiter gestärkt, z. B. durch Ausweitung der Zusammenarbeit zwischen den Fachbereichen beider Organisationen oder auch durch das jährlich gemeinsam durchgeführte europäische Sicherheitsforum EUROSAFE. Ferner hat die GRS in einer Reihe von internationalen Initiativen wieder wichtige Funktionen wahrgenommen. Beispielsweise hat sie in erheblichem Umfang an der Erstellung des nationalen Berichts für die zweite Überprüfungskonferenz zur nuklearen Sicherheitskonvention mitgewirkt, und in der deutsch-französischen Initiative zu Tschernobyl wurden zu den Themen „Sicherheitszustand des Sarkophags“, „Radiologische

as a contribution to the improvement of safety by experience-feedback. Important tasks performed in this respect were, e.g., the determination of the radioactive and residual waste inventory in Germany in the course of the development of a national waste disposal programme, the determination of the future need for disposal capacities and studies on criticality safety in the post-operational phase of a repository. In addition to its classical tasks, GRS performed safety-related work on the use of weapon-grade plutonium at Russian nuclear power plants within the framework of a German-French-Russian project. In the field of radiation and environmental protection, GRS developed a database for the registration and utility-independent evaluation of experiences with the transport of fuel elements and operates this database, which also contains data from French and Swiss transports. In the field of transport safety, a safety analysis on the transport of radioactive waste and fuel elements in the region of Gorleben and research on the determination of the release of radioactive substances during transport and handling accidents was performed.

In the field of reactor safety research, the work, in accordance with international developments, concentrated on the development of an advanced accident simulation which enables the increasingly systematic and complete replacement of pessimistic assumptions by realistic analyses of the entire plant, and the quantification of safety margins by means of uncertainty analyses. In this respect, multidimensional fluid-dynamics models are an essential tool. Meanwhile, GRS has successfully integrated such models in its ATHLET computer code and has made important progress in the verification through experiments. A further focal point of our R&D activities continues to be the development of the German-French integral code ASTEC, which enables the simulation of the entire sequences of severe accidents in light-water reactors, starting from the initiating event up to the release of fission products into the environment.

For the field of repository safety research, the decision of the Federal Government to reconsider the selection of a suitable site for the final disposal of all types of radioactive waste and to formulate corresponding criteria has set new priorities. The investigation of alternatives to salt rock, as e.g. the extensive claystone formations or also granite in Germany has gained in importance as a result. GRS is very much committed to this topic, where international co-operation plays an important role. Hence, GRS is involved in a number of foreign research projects, such as the in-situ investigations at the French "Tournemire Test Site", at the Swiss "Mont Terri Test Site", at the Hades underground laboratory in Belgium, or at the Bure underground laboratory in France.

Generally, international co-operation has increased in importance for the activities of GRS under the changed basic conditions. The aim of strengthening the existing co-operation has successfully been pursued. In Eastern Europe, the methods developed by GRS are meanwhile being applied intensively. Our collaboration with IPSN has further been intensified, e.g. by the extension of the co-operation between the technical divisions of both organisations, or also by the jointly performed annual European safety forum EUROSAFE. Further, GRS has again performed important functions in a number of international initiatives. For example, GRS contributed considerably to the preparation of the national report for the second review meeting on the Convention on Nuclear Safety, and in the German-French Initiative for Chernobyl good technical results were achieved on the topics "safety state of the sarcophagus", "radiological consequences of the accident" and "health effects". Not at least, we have meanwhile come to a division of labour with foreign partners in various research areas.

Die GRS in ...

Folgen des Unfalls“ und „Gesundheitliche Auswirkungen“ gute fachliche Ergebnisse erzielt. Nicht zuletzt sind wir inzwischen bei mehreren wichtigen Forschungsprojekten zu einer Arbeitsteilung mit Partnern im Ausland gekommen.

Ein wichtiges Ziel bleibt die Effizienz der GRS im Hinblick auf die notwendige Anpassung an den Wandel der Aufgaben. Der im Rahmen des mittelfristigen Unternehmenskonzepts verfolgte Personalabbau hat die Voraussetzungen hierfür in den letzten beiden Jahren verbessert. Auch die Ende 2001 erfolgte Auslagerung des Bereichs Datenverarbeitung in die T-Systems Solutions for Research GmbH hat hierzu beigetragen. Neben mittelfristigen Kostensenkungen waren hier die für ein IT-Unternehmen besseren Voraussetzungen maßgeblich, das sich rasch wandelnde IT-Know-how auf dem jeweils neuesten Stand zu halten.

Im Wandel ihrer nuklearer Aufgaben hat die GRS ein wichtiges Ziel nicht aus den Augen verloren: Sie ist in den wesentlichen Fragen der Reaktorsicherheit und der nuklearen Entsorgung aussagefähig geblieben. Nicht zuletzt als Folge der ungünstigen längerfristigen Perspektive für die Kernenergienutzung in Deutschland ist es allerdings inzwischen auf den von der GRS bearbeiteten Themenfeldern sehr schwierig geworden, in ausreichendem Umfang qualifizierten Nachwuchs zu gewinnen. Der Erhalt einer qualifizierten Belegschaft bleibt unter diesen Umständen eine große Herausforderung.

An important objective remains the efficiency of GRS regarding the necessary adaptation to the change of tasks. The staff reduction pursued within the frame of the medium-term company concept has improved the prerequisites for it in the last two years. The outsourcing of the Data Processing Division to the T-Systems Solutions for Research GmbH at the end of 2001 has also contributed to it. In addition to cost reductions in the medium term, the better preconditions for an IT company were decisive for keeping the rapidly changing IT know-how current with the latest developments.

During the change of its nuclear tasks, GRS has not lost sight of an important objective: It remained competent in all relevant issues of reactor safety and radioactive waste management. However, not least due the unfavourable perspectives for the use of nuclear energy in Germany in the long term, it has become very difficult to attract an adequate number of qualified junior scientists in the fields of work dealt with by GRS. Under these circumstances, maintaining a qualified staff remains a great challenge.



Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln im Dezember 2001

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

Dr. jur. Walter Leder



Moskau

Berlin

Braunschweig

Kiew

Köln

Paris

Garching



2 Organisation und wirtschaftliche Entwicklung

Organisation and economic development

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. Der Gesamtumsatz im Jahre 2000 belief sich auf DM 102,8 Mio.

Die GRS hat rund 510 Mitarbeiter, davon mehr als 320 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 so-

wie in ihren Büros in Moskau und Kiew leistungsfähige, in einem überregionalen Netzwerk verbundene Rechner und Kommunikationsmittel zur Verfügung.

Die **Gesellschafter** der GRS sind:

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

Die **Organe** der Gesellschaft sind:

- die Gesellschafterversammlung,
- der Aufsichtsrat,
Vorsitzender:
Staatssekretär Rainer Baake,

Stellvertreter:

Professor Dr.-Ing. Bruno O. Braun,

- die Geschäftsführer,
Prof. Dr. Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer,
Dr. jur. Walter Leder.

Tochtergesellschaften

Institut für Sicherheitstechnologie GmbH (ISTec)

Das Institut für Sicherheitstechnologie ist eine Tochter der GRS mit Sitz in Garching bei München. Es wurde 1992 gegründet und ist in der anwenderorientierten Forschung und Entwicklung auf den Gebieten der Leittechnik, Diagnose, Informationstechnologie, Reststoffwirtschaft und Abfallbeseitigung tätig.

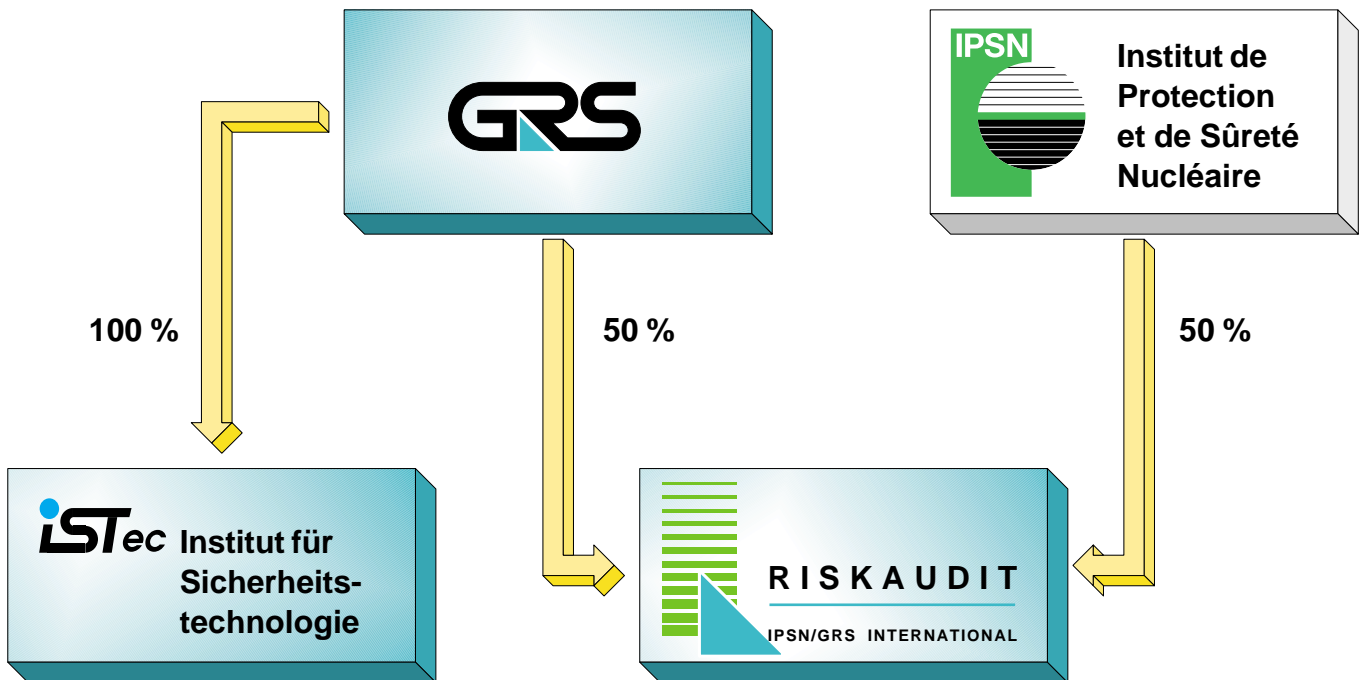
RISKAUDIT

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 der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE) und Repräsentant in der von der Europäischen Kommission gegründeten technischen Gutachterorganisation (Technical Safety Organisation Group - TSOG). RISKAUDIT betreibt für die Kooperation von GRS und IPSN mit Osteuropa gemeinsame Büros in Moskau und Kiew.

Auftraggeber Customer	Anteile (%) Share (%)		
	1998	1999	2000
BMU	45	45	52
BMBF + BMWi	35	32	31
Sonstige öffentliche Auftraggeber und TÜVe <i>Other public-sector customers and Technical Inspection Organisations (TÜVe)</i>	12	15	12
Ausländische Auftraggeber (u.a. EU) <i>Foreign customers (i.a. EU)</i>	7	7	4
Sonstige Auftraggeber <i>Others</i>	1	1	1

▲ Die erzielten Umsätze des Geschäftsjahres 2000 prozentual im Vergleich zu den Vorjahren
The turnover reached in fiscal year 2000 in percentiles in comparison to previous years



Organisation and Economic Development

Structure

GRS is a scientific non-profit organisation, mainly funded by the Federal Government. It is engaged in research and development in the fields of nuclear safety, waste management and the fuel cycle and issues related to plant safety and the environment. In 2000, the total turnover amounted to DM 102.8 Mio.

GRS has about 510 employees, more than 320 of them scientists of the fields physics, mechanical engineering, process engineering, civil engineering, geotechnics, electrical engineering, nuclear engineering, meteorology, chemistry, geochemistry, biology, mathematics and computer science as well as jurisprudence and business economics.

For carrying out its activities, GRS has high-capacity computers and means of communication at its disposal at the company locations in Cologne, Garching, Braunschweig and Berlin, as well as at its offices in Moscow and Kiev, which are connected in a nation-wide network.

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 Organisations (TÜVe) and the Germanische Lloyd (together 46 %)

The Executive Bodies are

- the Meeting of Shareholders
- the Supervisory Board
Chairman: Staatssekretär Rainer Baake
Vice-chairman:
Prof. Dr.-Ing. Bruno O. Braun
- the Managing Directors
Prof. Dr. Dr.-Ing. h.c. Adolf Birkhofer
Dr. jur. Walter Leder

Subsidiaries

Institut für Sicherheitstechnologie 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 application-oriented research and development in the fields of I&C, diagnosis, information technology and waste material management.

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EEIG)

The European Economic Interest Group RISKAUDIT was jointly founded by GRS and its French partner Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) with its head office in Paris. RISKAUDIT is co-ordinator of safety-oriented projects in Eastern Europe of the EU and the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD) and representative in the Technical Support Organisation Group (TSOG) established by the European Commission. For the co-operation of GRS and IPSN with Eastern Europe, RISKAUDIT runs common offices in Moscow and Kiev.

M. Banaschik

Grundsatzfragen*Fundamental Safety Issues***Geschäftsführung****Fachbereiche / Technical Divisions****Thermohydraulik***Thermal Hydraulics***Betriebserfahrung***Operating Experience***Entsorgung***Waste Management***Endlagersicherheits-
forschung***Final Repository Safety
Research***Sicherheitseinschluß***Containment***DWR-Systeme***PWR-Systems***Brennstoffkreislauf***Nuclear Fuel Cycle***Langzeitsicherheits-
analyse***Long Term Safety
Analyses***Kühlkreislauf***Cooling Circuit***SWR-Systeme***BWR-Systems***Strahlen- und Umwelt-
schutz***Radiological and
Environmental Protection***Geochemie***Geochemistry***Störfallanalysen***Incident Analyses***Betriebssicherheit***Operational Safety***Endlagerung***Final Storage***Geotechnik***Geotechnics***Reaktordynamik***Reactor Dynamics***Komponenten-
integrität***Component Integrity***Unfallanalyse***Accident Analyses***Probabilistik***Probabilistics***Simulationstechnik***Simulation Technology***Sonderfragen***Special Issues*

▲ Organisation der GRS (Stand: November 2001)

GRS Organisation chart (as at: November 2001)

General Management

Osteuropa
Eastern Europe

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

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

Zentralbereiche / Central Divisions

Projekte und Internationales
Projects and International Programmes

Datenverarbeitung
Data Processing

Verwaltung
Administration

Forschungsbetreuung
Research Management

Projektcontrolling Analysen
Analyses Project Controlling

DV-Anwendungen
DP-Applications

Finanzen und Controlling
Finances and Controlling

Programme und Anlagen
Programmes and Facilities

Projektcontrolling Forschung
Project Controlling Research

DV-Systeme
DP-Systems

Personal und Recht
Personnel and Legal Matters

Störfälle und Komponenten
Incidents and Components

Internationale Aufgaben
International Programmes

Netzwerke
Networks

Verwaltungsdienste
Administration

Zentralaufgaben
Central Activities

Kommunikation
Communication

Köln
Garching
Berlin
Braunschweig

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

3 Sicherheitstechnische Untersuchungen und Bewertungen

Safety Analyses and Assessments

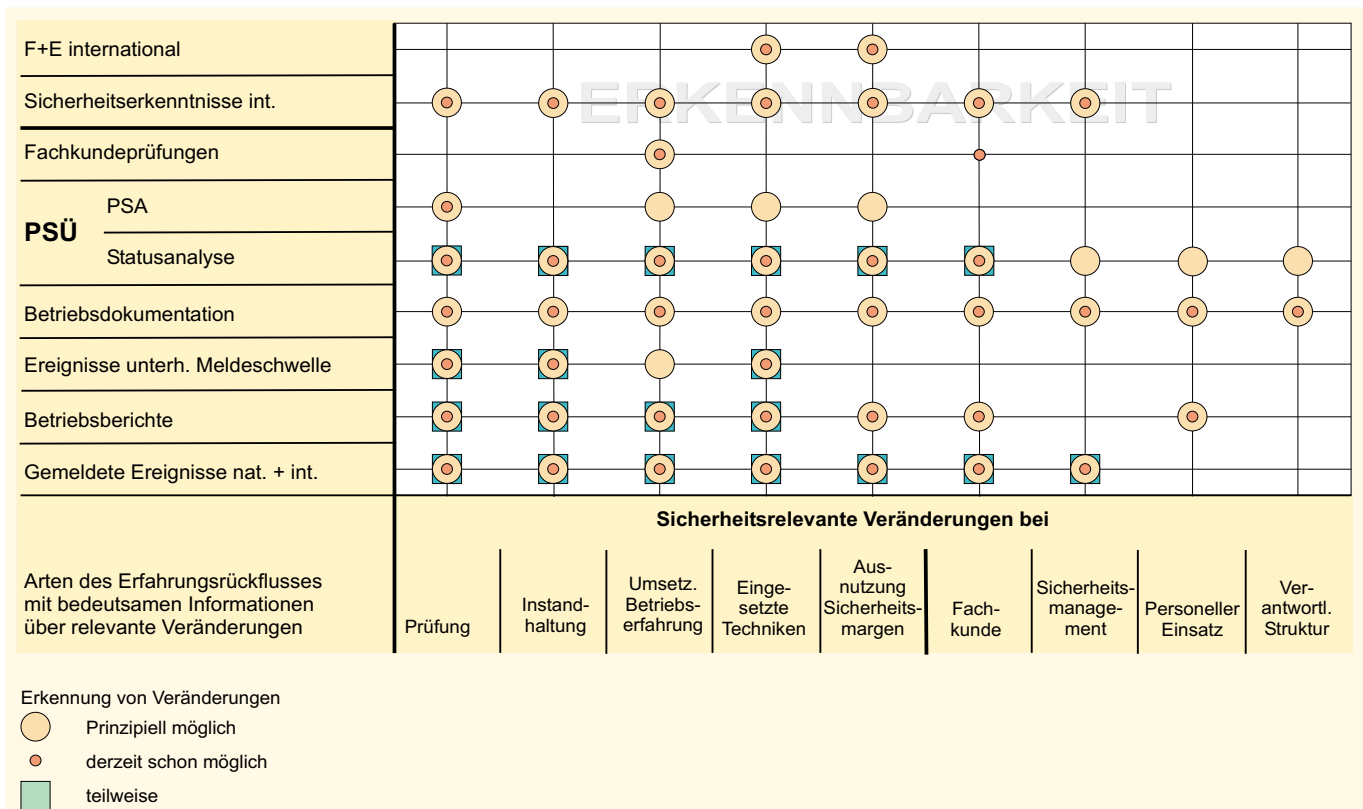
Gegenwärtig unterliegen die Rahmenbedingungen, unter denen die Kernkraftwerke in Deutschland betrieben werden, einem starken Änderungsprozess. Hauptursache hierfür ist der Übergang von einem regulierten Strommarkt, der durch Kosten deckende Preise geprägt war, zu einem liberalisierten Strommarkt, in dem die erzielbaren Preise vom Markt bestimmt werden. Die wesentliche Folge, welche sich aus der Liberalisierung des Strommarktes ergibt, ist ein erheblicher Kostendruck auf die Unternehmen. Darüber hinaus ist zu erwarten, dass die Kostengesichtspunkte durch die Festlegung der Restlaufzeiten im Rahmen der Neuorientierung in der Kernenergiepolitik zusätzliches Gewicht erhalten werden.

Der Kostendruck wirkt sich im Wesentlichen in zwei Richtungen aus. Zum einen ist zu beobachten, dass Betreiber fusionieren, um Synergieeffekte nutzen zu können. Zum anderen werden große Anstrengungen unternommen, die laufenden Kosten der Kernkraftwerke zu senken. Diese Anstrengungen umfassen sowohl den technischen, als auch den personellen und organisatorischen Bereich und führen zu unterschiedlichen Änderungen in den jeweiligen Bereichen.

Aus den Änderungen müssen nicht unmittelbar nachteilige Auswirkungen für die Sicherheit der Anlagen resultieren, wenn sie unter angemessener Beach-

tung der sicherheitstechnischen Erfordernisse geplant und umgesetzt werden. Unabhängig davon kann der Kostendruck aber dazu führen, dass zusätzliche, über das erforderliche Maß hinaus gehende Sicherheitsmargen abgebaut werden. Im Unterschied zur Vergangenheit, in der Änderungen überwiegend in Richtung einer Erhöhung der Sicherheit durchgeführt wurden, ergeben sich daraus als Konsequenz erhöhte Anforderungen an die Bewertung und Überwachung der Auswirkungen solcher Änderungen auf das vorhandene Sicherheitsniveau.

Aus diesen Erkenntnissen sind die Leitziele der Reaktorsicherheitsbewertung während der Restlaufzeit der Kernkraft-



▲ Erkenntnisse relevanter Veränderungen aus dem Erfahrungsrückfluss

werke in Deutschland aus fachlicher Sicht der GRS näher zu bestimmen. Diese Leitziele bestehen in der

- rechtzeitigen Erkennung von Ansätzen
 - zur Senkung der Betriebskosten mit Sicherheitsrelevanz,
 - für eine neue Sicherheitslage.
- Bewertung festgestellter Ansätze hinsichtlich
 - Erhalt der Sicherheit nach Stand von Wissenschaft und Technik,
 - verbleibender Restlaufzeiten.

Beispielsweise besteht im Bereich der Instandhaltung ein Potenzial für Kostenersparnis durch den Übergang von vorbeugender auf zustandsorientierte Instandhaltung oder es kann die Reparatur kostengünstiger sein als ein Ersatz einer Komponente. Andererseits sind bereits jetzt neue Sicherheitslagen erkennbar, die sich z. B. durch verschärfende natürliche Einflüsse durch geänderte Klimabedingungen oder durch eine veränderte Bedeutung von Strukturen im Umfeld von Herstellern, Gutachtern und Behörden verdeutlichen.

Die den Leitzielen zugeordneten Aktivitäten erfordern eine entwickelte, ganzheitliche Bewertungsstrategie, die alle wesentlichen Sicherheitsanforderungen für ein angemessenes Sicherheitsniveau einschließt. Die GRS hat hierzu ein auf der Grundlage des Gestaffelten Sicherheitskonzepts aufgebautes Vorgehen zur sicherheitstechnischen Bewertung sicherheitsrelevanter Veränderungen entwickelt. Darüber wurde ausführlich im GRS-Jahresbericht 1999 berichtet. An dieser Stelle soll das Vorgehen bei der Anwendung dieser Methodik kurz zusammengefasst werden.

Die Methodik baut ausschließlich auf nachvollziehbaren fachlichen Zusammenhängen auf. Bezüge zu bekannten genehmigungs- bzw. aufsichtsrelevanten Begriffen wie Gefahrenabwehr, Risikovorsorge, Restrisiko usw. werden mit Bedacht nicht hergestellt, da sie für die rein

technische Bewertung auch nicht erforderlich sind.

Die sicherheitstechnische Bedeutung zu bewertender Sachverhalte wird am Einfluss auf das Gestaffelte Sicherheitskonzept gemessen. Dazu wird geprüft, ob die Barrieren zum Einschluss der radioaktiven Stoffe unmittelbar betroffen sind oder das mehrstufige Schutzkonzept für die Barrieren in der Wirksamkeit und Zuverlässigkeit beeinflusst ist. Dies erfolgt anhand der grundlegenden Anforderungen des bestehenden Regelwerks und neueren sicherheitstechnischen Erkenntnissen. Dabei wird beurteilt, ob und inwieweit die Störfallvermeidung (Sicherheitsebenen 1 und 2 des Gestaffelten Sicherheitskonzepts), die Störfallbeherrschung (Sicherheitsebene 3) und die Einrichtungen und Maßnahmen für störfallüberschreitende Zustände (Sicherheitsebene 4) durch das Ereignis eingeschränkt ist. Die Bewertung wird dabei anlagenspezifisch (tatsächliche sicherheitstechnische Bedeutung) und generisch (potenzielle sicherheitstechnische Bedeutung) durchgeführt, d. h. es werden sowohl die Gegebenheiten beim zu bewertenden Sachverhalt wie auch die Möglichkeiten anderer Randbedingungen mit sicherheitstechnisch ungünstigeren Ereignisabläufen in der betroffenen oder in anderen Anlagen berücksichtigt. Hierbei werden auch an den Sicherheitsebenen ausgerichtete probabilistische Orientierungswerte herangezogen. Denn mit der probabilistischen Sicherheitsanalyse, durch die sich diese Werte ermitteln lassen, werden die die Anlagensicherheit bestimmenden Einflüsse aus Anlagentechnik, Betriebsführung und Betriebserfahrung in einem systematischen Ansatz zusammengeführt. Als Maß für den aktuellen Anlagenzustand gelten dabei die System-, Kern- und Anlagenschadenzustände, wobei durch den Systemschadenzustand die „klassische“, d. h. die betriebliche und störfallbedingte Auslegung der ersten drei Sicherheitsebenen zur Vermeidung von Kernschäden charakterisiert ist.

Im Folgenden wird die praktische Anwendung dieser Methodik bei der sicherheitstechnischen Bewertung eines meldepflichtigen Ereignisses kurz erläutert. Bei

dem meldepflichtigen Ereignis handelte es sich um ein Funktionsversagen einer Armatur im Feuerlöschsystem eines Kernkraftwerkes mit Auswirkungen auf die Sprühwasserlöschanlage. Das Ereignis wurde während einer jährlichen wiederkehrenden Funktionsprüfung festgestellt.

Die Sprühwasserlöscheinrichtungen sind unter anderem für Kabelkanäle, Kabelgeschosse und Kabelschächte, sowie für sicherheitstechnisch wichtige Raumbereiche mit hoher Brandlast vorgesehen.

Das Feuerlöschsystem mit der Sprühwasserlöschanlage ist auslegungsgemäß bei Kernkraftwerken im Wesentlichen den Sicherheitsebenen 1 und 2 zuzuordnen, wobei seine Bedeutung bei allen Anlagenzuständen gegeben ist. In der Ebene 1 dient das Feuerlöschsystem zur Bekämpfung eines Brandes an betrieblichen Einrichtungen, um den sicheren Betrieb möglichst aufrecht zu erhalten. In der Ebene 2 dient es im Brandfalle der Vermeidung von Störfällen. Außerdem soll das Feuerlöschsystem die Verfügbarkeit der Begrenzungseinrichtungen der Ebene 2 im Brandfall sicherstellen. Hinsichtlich der dritten Sicherheitsebene hat es die Aufgabe, im Zusammenwirken mit den anderen Brandschutzmaßnahmen die für eine Störfallbeherrschung erforderliche Verfügbarkeit von redundanten Einrichtungen des Sicherheitssystems bei einem Brand in der Anlage aufrecht zu erhalten. Grundsätzlich wird das Feuerlöschsystem in der Ebene 4 in Verbindung mit zusätzlichen Handmaßnahmen auch zur Bereitstellung von Kühlwasser im Rahmen von anlageninternen Notfallmaßnahmen eingesetzt.

Durch das Ereignis war letztlich eine Feuerlöscheinrichtung für zwei Redundanzen des Not- und Nachkühlsystems betroffen. Damit war die Zuverlässigkeit dieses Systems, das als Nachkühlsystem auf der Sicherheitsebene 1 und als Not- und Nachkühlsystem auf der Sicherheitsebene 3 zum Einsatz kommt, im Anforderungsfall und damit verbundenem Brand beeinträchtigt. Hieraus ergibt sich auch die sicherheitstechnische Bedeutung dieses Ereignisses.

Das geschilderte Vorgehen zur sicherheitstechnischen Bewertung wird grund-

sätzlich bei allen im Auftrag des BMU durchzuführenden Bewertungen von reaktorsicherheitstechnischen Fragestellungen herangezogen. Beispielsweise wurden im Berichtszeitraum auf dieser Grundlage ca. 150 gemeldete Ereignisse bezüg-

lich ihrer sicherheitstechnischen Bedeutung bewertet.

Über eine Auswahl weiterer Arbeitsschwerpunkte und erzielter Ergebnisse wird in den folgenden drei Fachbeiträgen berichtet.

These changes do not necessarily have to result in detrimental effects on the safety of the plants if they are planned and implemented under due consideration of safety-related requirements. Nevertheless, the cost pressure may lead to the reduction of additional safety margins which exceed the required degree. In contrast to the past, where changes were mainly performed to increase safety, this results in increased requirements for the assessment and control of the impact of such changes on the existing safety level.

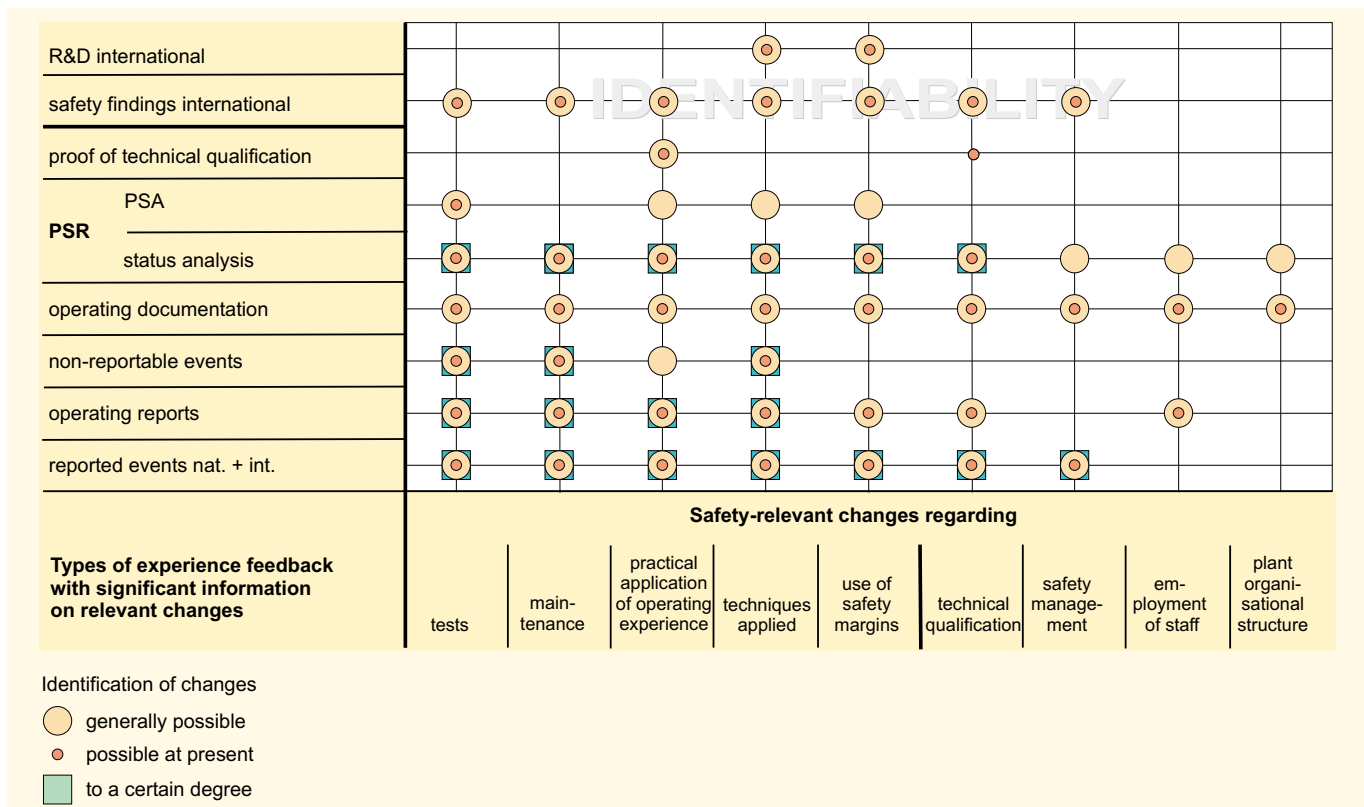
Safety Analyses and Assessments

The boundary conditions under which the nuclear power plants in Germany are operated are currently subject to substantial changes. This is mainly due to the transition from a regulated electricity market, which was characterised by cost-covering prices, to a liberalised market where the attainable prices are determined by the market. The main consequence from the liberalisation of the electricity market is an enormous cost pressure on the companies. Moreover, it is to be expected that the cost aspects will further gain in importance as a consequence of the determination of the remaining operating lives in the course of the reorientation in nuclear energy politics.

The cost pressure is mainly taking effect in two directions: On the one hand, it can be observed that the plant operators merge to achieve synergy effects. On the other hand, great efforts are made to reduce the operating costs of the nuclear power plants. These efforts concern both technical issues and issues related to personnel and organisation and lead to different changes in the respective areas.

From these findings, the key objectives of nuclear safety assessment during the remaining operating lives of the nuclear power plants in Germany have to be specified from the technical point of view of GRS. These key objectives consist in

- the early identification of first signs for the
 - reduction of the operating costs with safety relevance,
 - change of the safety situation.



Identifiability of relevant changes from experience feedback

- the assessment of identified signs regarding
 - the maintenance of safety according to the state of the art,
 - the remaining operating lives.

In the field of maintenance, for example, there is a potential for saving of costs changing over from preventive to state-oriented maintenance, or repair may be less expensive than the replacement of a component. On the other hand, there are already signs for new safety situations which become more clear, e.g., by increasing natural influences due to changed climate conditions or by a changing significance of structures in the areas of manufacturers, authorised experts and authorities.

The activities related to the respective key objectives require a developed, integral assessment strategy which covers all essential safety requirements for an adequate level of safety. On this time, GRS developed a procedure for the assessment of safety-relevant changes on the basis of the defence-in-depth concept. This was dealt with in detail in the GRS annual report 1999. In the following, an outline is given on the proceeding in applying this methodology.

The methodology is solely based on comprehensible technical aspects and interrelations. References to terms relevant to licensing and supervision are not made deliberately, since they are not required for the mere technical assessment.

The safety-related significance of conditions to be assessed depends on the influence on the defence-in-depth concept. It is therefore checked whether the barriers for the confinement of radioactive substances are affected directly or whether the multi-level protection concept for the barriers is affected with regard to their efficiency and reliability. This is done according to the basic requirements of the existing

rules and regulations and recent safety-related findings. In this connection it is judged if and to which extent the prevention of abnormal occurrences and design-basis accidents (safety levels 1 and 2 of the defence-in-depth concept), the control of design-basis accidents (safety level 3) and the systems and measures for beyond-design-basis accidents (safety level 4) are affected by the event. The corresponding assessment is performed plant-specifically (actual safety relevance) and generically (potential safety relevance), i.e. both the conditions of the subject-matter to be assessed and the possibilities of other boundary conditions with event sequences less favourable with regard to safety at the plant concerned or others. Here, probabilistic targets oriented towards the safety levels are also referred to, since the probabilistic safety analysis, by which these values can be calculated, covers all influences from systems engineering, plant management and operating experience being decisive for the safety of the plant in a systematic approach. The actual plant condition is determined on the basis of the systems-, core- and plant-damage states. The systems-damage state in turn is characterised by the "classical" definition, i.e. regarding operating conditions and design-basis accidents, of the first three safety levels for the prevention of core damages.

In the following, an outline is given on the practical application of this methodology in assessing a reportable event. The reportable event was a functional failure of a valve in the fire-protection system of a nuclear power plant with impact on the spray deluge system. The event was detected during a functional test which is performed at intervals of one year.

The spray deluge systems are provided, among others, for the cable ducts, cable rooms and cable shafts as well as for the safety-relevant areas with high fire load.

In the design of nuclear power plants, the fire-fighting system with the spray deluge system generally is to be assigned to the safety levels 1 and 2. It is

of importance for all plant states. At level 1, the fire-fighting system has the function to fight a fire at operating equipment to keep up normal operation, if possible. At level 2, it serves to prevent abnormal occurrences. Further, the fire-fighting system is to ensure the availability of the limitation equipment of level 2 in case of fire. Regarding the third safety level, it has the task, together with other fire-protection equipment, to maintain the availability of redundancies of the safety system required accident mitigation in case of fire at the plant. At safety level 4, the fire-fighting system generally is also used for the supply of cooling water, in combination with manual actions, within the framework of accident management measures.

Finally, the event affected a fire-fighting system for two redundancies of the emergency cooling and residual-heat-removal system. This led to the impairment of the reliability of this system, which is used as residual-heat-removal system at safety level 1 and as emergency cooling and residual-heat-removal system at safety level 3, in case of demand, i.e. the fire event in this case. For this reason, the event is of relevance to safety.

The proceeding described on the safety-related assessment is generally applied in all assessments of issues related to nuclear safety to be performed on behalf of the BMU. In the year under review, about 150 reported events were assessed with regard to their safety relevance according to this approach.

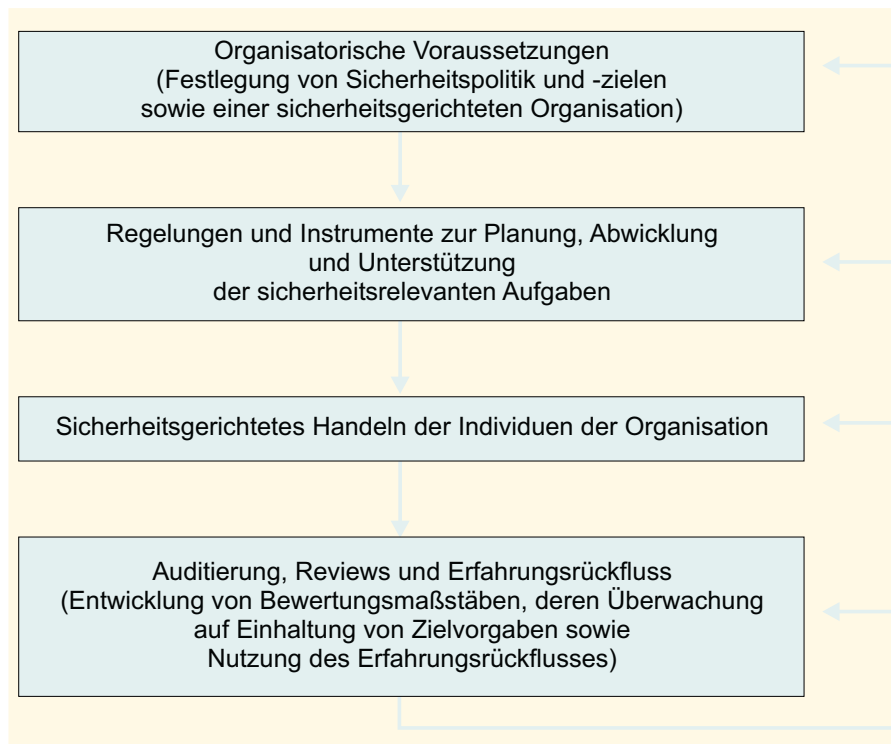
Further focal points of work and results achieved are presented in the following three chapters.

D. Rittig, M. Mertins

Implementierung und Bewertung des Sicherheitsmanagements bei Kernkraftwerken in Deutschland

Unter dem Begriff Sicherheitsmanagement werden alle Maßnahmen und Regelungen zusammengefasst, die in einer Organisation vorgesehen sind, um ein hohes Sicherheitsniveau, d. h. eine hohe Qualität aller für die Sicherheit bedeutsamen Tätigkeiten zu erreichen. Sicherheitsmanagement ist damit das wesentliche Instrument, eine hohe Zuverlässigkeit der technischen Einrichtungen und der organisatorisch/administrativen Maßnahmen auf allen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts zu gewährleisten. Sicherheitsmanagement umfasst die gesamte Organisation eines Betreibers, von der Unternehmensführung bis hin zu den Ausführenden im Kraftwerk.

Ein erfolgreiches Sicherheitsmanagementsystem umfasst die folgenden vier übergeordneten Elemente:



Sicherheitskonzept und -praxis der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland waren in der Vergangenheit von dem Grundgedanken geprägt, eine möglichst fehlerverzeihende Technik zu entwickeln. Dadurch ergab sich eine stark technisch geprägte Herangehensweise bezüglich der Sicherheit. Organisatorische und administrative Gesichtspunkte standen demgegenüber im Hintergrund. Gegenwärtig unterliegen die Rahmenbedingungen, unter denen die Kernkraftwerke betrieben werden, einem starken Änderungsprozess. Hauptursache hierfür ist die Liberalisierung des Strommarktes, die zu einem erheblichen Kostendruck auf die Unternehmen führt und die Festlegung von Restlaufzeiten für die deutschen Kernkraftwerke im Rahmen der Neuorientierung in der Kernenergiepolitik. Wie zu beobachten ist, wirken sich diese Änderungen sowohl im technischen als auch im personellen und organisatorischen Bereich aus.

Unter Sicherheitsgesichtspunkten ist gegen die Nutzung entsprechenden Einsparungspotenzials nichts einzuwenden, wenn durch ein entsprechendes Sicherheits-

management das erforderliche Sicherheitsniveau erhalten bleibt. Veränderungen sind deshalb unter angemessener Beachtung der sicherheitstechnischen Erfordernisse zu planen und umzusetzen. Dies ist eine der zentralen Forderungen des Sicherheitsmanagements. Im Unterschied zur Vergangenheit ergibt sich daraus als Konsequenz, dass derartige Veränderungsprozesse und ihre möglichen Auswirkungen auf die Sicherheit von den Betreibern und Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden verstärkt zu verfolgen sind, wobei neben der „Technik“ die Aspekte „Administration“ und „Organisation“ wesentlich höhere Bedeutung als bisher gewinnen.

Betrachtet man die Situation in Deutschland in Bezug auf den Implementierungsgrad des Sicherheitsmanagements in den Anlagen, so lässt sich feststellen, dass derzeit nicht alle Teile des Sicherheitsmanagements vollständig umgesetzt sind. Insgesamt hat das Fehlen einer geschlossenen Betrachtung des Sicherheitsmanagements dazu geführt, dass zurzeit in den übergeordneten Bereichen Festlegung von Sicherheitszielen und Organisationsbewertung sowie Erfolgskontrolle und Feedback Defizite vorhanden sind. Dies führt zum Teil zu erheblichen Schwierigkeiten bei der sicherheitstechnischen Bewertung von Planung und Umsetzung sowie Erfolgskontrolle der Maßnahmen im Zusammenhang mit den Kosteneinsparungen.

Die GRS beschäftigt sich seit vielen Jahren mit Fragen zur Entwicklung des Sicherheitsmanagements einschließlich seiner Bewertung. Dabei praktiziert die GRS einen ganzheitlichen Ansatz bei der Sicherheitsbewertung, der die Wechselwirkungen zwischen technischen Vorkehrungen und menschlichen/organisatorischen Faktoren angemessen berücksichtigt.

Bereits vor Jahren wurden im Rahmen eines BMU-Vorhabens erstmals in Deutschland Kriterien zur Sicherheitsbewertung der Betriebsführung in Kernkraftwerken erstellt. Darauf aufbauend wurde in einem weiteren BMU-Vorhaben ein Ansatz zur Sicherheitsbewer-

tung der Betriebsführung erarbeitet. Auf den Ergebnissen dieser Vorarbeiten können jetzt die Bewertungskriterien praktisch erprobt und verifiziert werden.

Ein Schwerpunkt der letzten Jahre auf dem Gebiet des Sicherheitsmanagements ist die Beurteilung von Organisationen und organisatorischen/administrativen Regelungen. Hierzu zählt auch die Entwicklung von Methoden zur Erfassung und Bewertung der Wirksamkeit des Sicherheitsmanagements. Diese Arbeiten, die im Auftrag des Niedersächsischen Umweltministeriums durchgeführt werden, umfassen die organisatorischen und administrativen Regelungen bzw. Maßnahmen im Kernkraftwerk Unterweser, die aufgrund eines Ereignisses in dieser Anlage vom Betreiber ergriffen wurden.

Weiterhin wurde ein Gutachten zu den möglichen sicherheitstechnischen Auswirkungen, die sich aus der Verschmelzung der PreussenElektra Kernkraft GmbH mit der Bayernwerk Kernenergie GmbH ergeben, erstellt. Wesentliche Gesichtspunkte dabei sind die klare Zuordnung von Aufgaben, Verantwortungen und Kompetenzen im Kernkraftwerk und der zentralen Verwaltung sowie eine eindeutige Regelung der entsprechenden Schnittstellen. Dies führte zur Neufassung wesentlicher Regelungen zur Aufbau- und Ablauforganisation.

Auf der Grundlage der bisher durchgeführten Arbeiten und der dabei gewonnenen Erkenntnisse hat die GRS dem BMU ein Untersuchungsprogramm vorgeschlagen mit dem Ziel, die erforderlichen Voraussetzungen für die einheitliche Implementierung eines geschlossenen und wirksamen Sicherheitsmanagementsystems in deutschen Kernkraftwerken zu schaffen. Als erster Schritt wurde dazu im Auftrag des BMU ein detaillierter Fragenkatalog zur Praxis des Sicherheitsmanagements in den Kernkraftwerken in Deutschland erstellt.

Ergänzend dazu erfolgt z. Z. im Auftrag der Niedersächsischen Landesbehörde und in Zusammenarbeit mit dem Betreiber die Entwicklung von Indikatoren zur Bewer-

tung der Wirksamkeit des Sicherheitsmanagements auf der Basis eines Prozessmodells für das Kernkraftwerk Unterweser.

Der vorliegende Fragenkatalog soll dazu dienen, den derzeitigen Stand und die derzeitige Praxis des Sicherheitsmanagements zu erfassen und darauf auf-

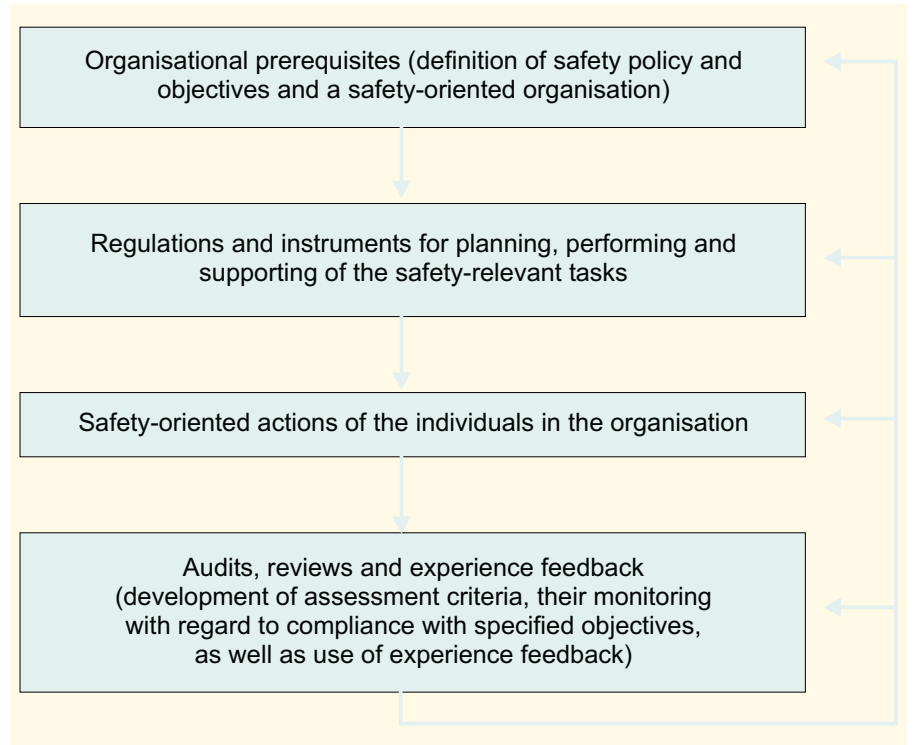
bauend die notwendigen Maßnahmen abzuleiten.

Ergänzend werden in einem BMU-Vorhaben z. Z. Arbeiten zur Entwicklung von Anforderungen an die Personalkapazität und -qualifikation zur Gewährleistung des sicheren Betriebes durchgeführt.

Implementation and Evaluation of the Safety Management at Nuclear Power Plants in Germany

The term safety management comprises all measures and regulations foreseen in an organisation to reach a high level of safety, i.e. a high quality of all safety-relevant activities. Thus, safety management is the essential instrument to ensure a high reliability of the technical systems and of the organisational/administrative measures at all levels of the defence-in-depth concept. Safety management covers the overall organisation of a plant operator from the upper plant management to all operating personnel at the plant.

A successful safety management system comprises the following four general elements:



In the past, safety concept and safety practice of the nuclear power plants in the Federal Republic of Germany were determined by the fundamental idea to develop a technology being as fault-tolerant as possible. This led to a strongly technical-oriented

approach to safety. Organisational and administrative aspects, on the other hand, received less attention. At present, the boundary conditions under which the nuclear power plants in Germany are operated are subject to substantial changes. This is mainly due to the liberalisation of the electricity market which results in an enormous cost pressure on the companies and the determination of remaining operating lives for the German nuclear power plants in the course of the reorientation in nuclear energy politics. As to be observed, the changes affect the technical as well as the personnel and organisational area.

Under safety aspects, there are no objections against the use of the respective potential for saving of costs if the necessary safety level will continue to be ensured by an adequate safety management. Therefore, changes are to be planned and implemented under due consideration of the safety-related requirements. This is one of the main requirements of the safety management. Compared to the past, this results in the necessity to intensify the observation of such changes and possible impacts on the safety at the utilities and licensing and supervisory authorities. Besides technical aspects, the aspects "administration" and "organisation" will gain considerably in importance.

Considering the situation in Germany with regard to the degree of implementation of the safety management at the plants, it can be stated that not all parts of the safety management have been implemented completely by now. On the whole, the lack of an overall consideration of the safety management has caused deficits in the general fields concerning definition of safety objectives and organisation control as well as success control and feedback. In parts, this leads to considerable difficulties regarding the safety-related assessment of planning, implementation and success control of the measures in connection with cost savings.

For many years, GRS has been dealing with questions concerning the develop-

ment of the safety management including its assessment. In this connection, GRS practices an integral approach in performing safety assessments which takes into account the interactions between technical provisions and human/organisational factors adequately.

In Germany, criteria for safety assessments for the operations of nuclear power plants have been developed for the first time already years ago within the framework of a BMU project. On this basis, an approach to safety assessments of plant management was developed in a further BMU project. The assessment criteria can now be tested in practice and verified on the basis of the results of these preparatory works.

A focal point of the last years in the field of safety management has been the evaluation of organisations and organisational/administrative regulations. This also includes the development of methods for the determination and assessment of the efficiency of the safety management. These works, performed by order of the Ministry of Environment of Lower Saxony, comprise the organisational and administrative regulations as well as the measures taken at the Unterweser Nuclear Power Plant by the utility due to an event at this plant.

Further, an experts' opinion was prepared on the possible impacts on safety resulting from the merger of PreussenElektra Kernkraft GmbH with the Bayernwerk Kernenergie GmbH. Important aspects in this respect are the clear assignment of tasks, responsibilities and competences at the plant and the central administration as well as definite regulation of the respective interfaces. This led to a revision of fundamental regulations on the organisational structure and the structuring of operations.

On the basis of the works performed until now and the findings achieved, GRS proposed an investigation programme to the BMU with the objective to establish a sound basis for the uniform implementation of an integral and efficient safety

management system at the German nuclear power plants. As a first step, a detailed catalogue of questions was prepared by order of the BMU on the safety management practice in the nuclear power plants in Germany.

This is currently supplemented, by order of the Ministry of Lower Saxony and in cooperation with the utility, by the development of indicators for the assessment of the efficiency of the safety management on the basis of a process model for the Unterweser Nuclear Power Plant.

The present catalogue of questions shall serve to determine the current state and current practice of the safety management as basis for the development of necessary measures.

In addition, works are being performed in a BMU project on the development of requirements regarding personnel capacity and qualification for the ensurance of a safe operation.

K. Versteegen, K. Kotthoff

Sicherheit der druckführenden Umschließung des Reaktorkühlkreislafs von Kernkraftwerken

„Bausteine zum Kompetenzerhalt“

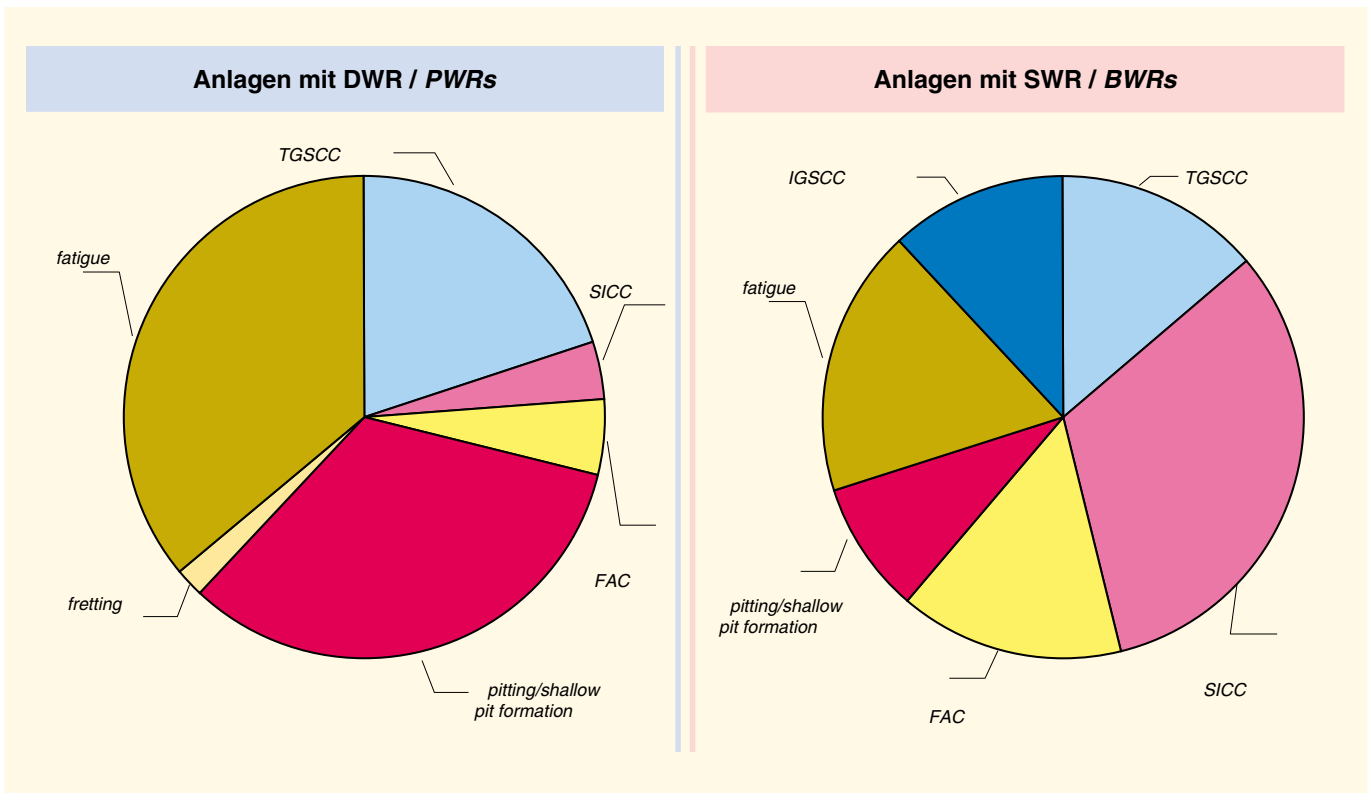
Vor dem Hintergrund der in den meisten europäischen Ländern gegebenen Stagnation im Zubau von Kernkraftwerken sowie der vereinbarten Befristung des Betriebs von Kernkraftwerken in Deutschland stellt sich verstärkt die Frage, wie die erforderliche Fachkompetenz für den sicheren Betrieb aufrechterhalten werden kann. Unter dem Begriff Kompetenz wird dabei die Summe aller Fähigkeiten zur sachgerechten Beurteilung eines spezifischen Sachverhalts verstanden. Dieses Thema ist auch eine Herausforderung für die GRS. Am Beispiel der Sicherheit der druckführenden Umschließung des Reaktorkühlkreislafs wird dargelegt, in welcher Weise dies in der Ausgestaltung der in verschiedenen Vorhaben durchgeführten Arbeiten berücksichtigt wird und welche zusätzlichen Initiativen die GRS ergriffen hat.

Entsprechend dem Titel – Bausteine zum Kompetenzerhalt – wird hier nicht der Versuch unternommen, umfassend alle Aspekte anzusprechen. Dabei werden schwerpunktmäßig die Erfordernisse für die Sicherheitsbewertung deutscher Kernkraftwerke angesprochen. Im Wesentlichen konzentrieren sich die Ausführungen auf Sachverhalte, die mit der Sicherheit und Integrität drucktragender Komponenten zusammenhängen. Auf die jeweils zur Anwendung kommenden Datenverarbeitungstechniken wird hier nicht eingegangen.

Baustein „Informationsbereitstellung“

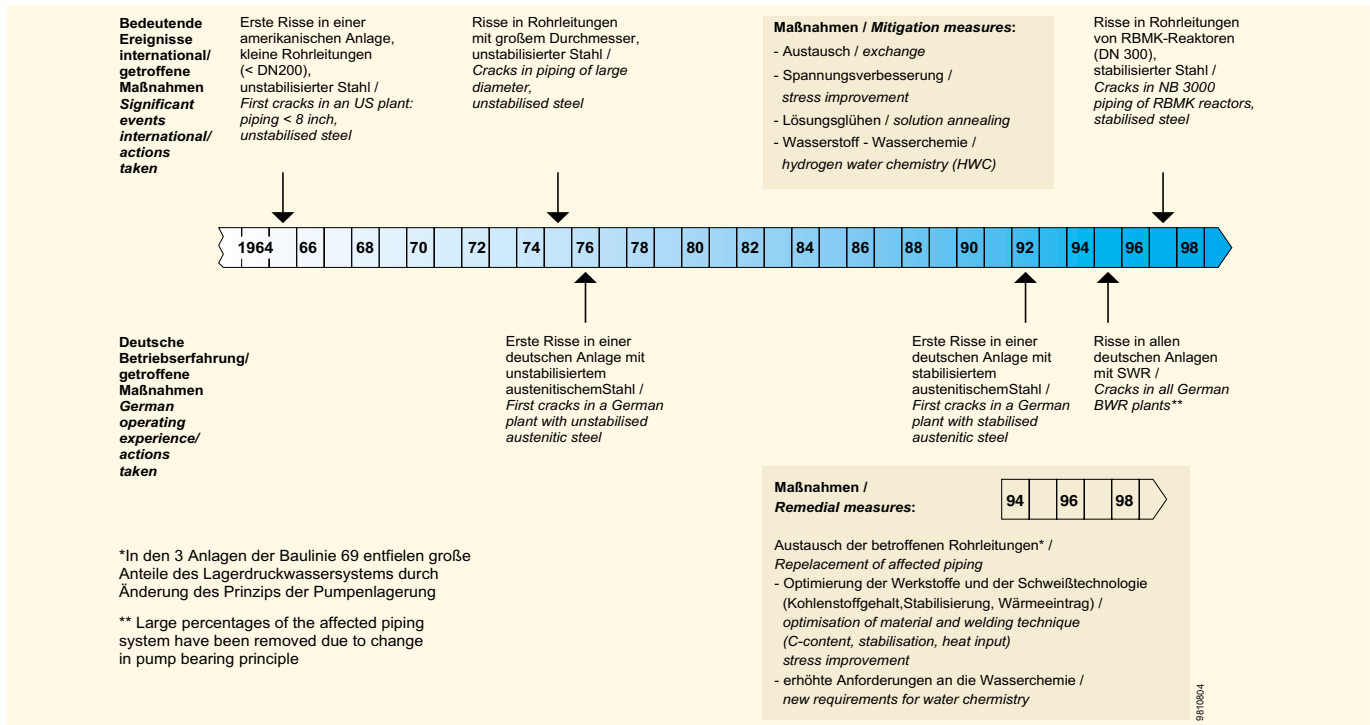
Dieser Baustein umfasst Datenbanksysteme, die aufbauend auf qualitätsgesicherten Eingaben einen schnellen Überblick über die wesentlichen Eckdaten der Komponenten der druckführenden Systeme und die damit vorliegende Betriebserfahrung erlauben. Diese Datenbestände sind sowohl geeignet, Trendanalysen hinsichtlich der Zuverlässigkeit insgesamt als auch einzelner Komponentengruppen durchzuführen. Des Weiteren ermöglichen sie auch eine detaillierte Bewertung des Alterungsverhaltens der Komponenten.

Derartige Datenbanksysteme hat die GRS im Auftrag des BMU entwickelt und benutzt sie im Rahmen ihrer fachlichen Beratung des BMU. Nicht alles Wünschbare ist mit dem vorhandenen Stand möglich, aber wie die ausgewählten Ergebnisse zeigen, sind wichtige Teilziele



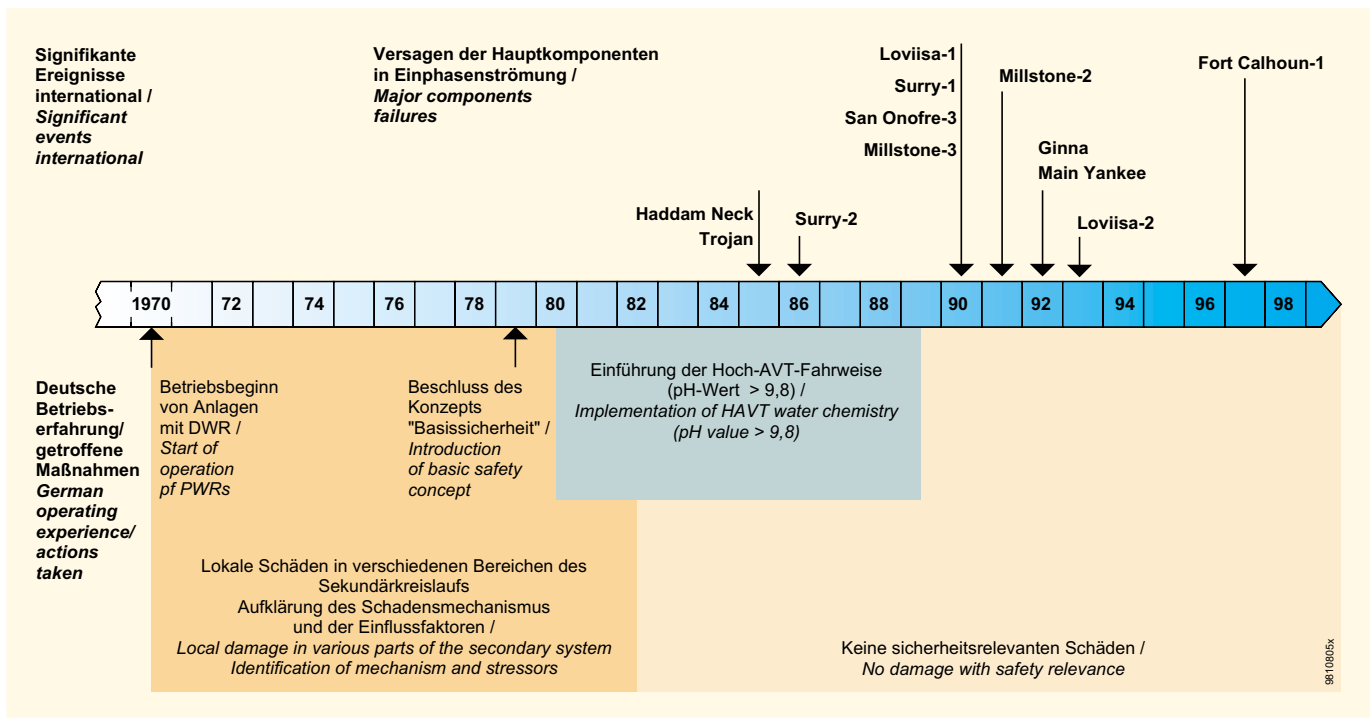
▲ Beispiel einer statistischen Auswertung: Alterungsbedingte Ereignisse an Rohrleitungen in deutschen Anlagen mit DWR und SWR-Anteil der verschiedenen Schadensmechanismen

Example of a Statistical Evaluation: Ageing-Related Piping Incidents in German NPPs – Causes of Damage



▲ Beispiel einer Schadensmechanismus orientierten Auswertung: Betriebserfahrung mit interkristalliner Spannungsrisskorrosion an austenitischen Rohrleitungen in deutschen und ausländischen Anlagen mit SWR und getroffene Maßnahmen

Example of a Damage Mechanism Oriented Evaluation: Intergranular Stress Corrosion Cracking of BWR Austenitic Piping



▲ Beispiel einer Schadensmechanismus orientierten Auswertung: Betriebserfahrung mit Wanddickenschwächungen in Rohrleitungen aus un- und niedriglegierten Stählen von deutschen und ausländischen Anlagen mit DWR infolge Erosionskorrosion und in deutschen Anlagen getroffene Maßnahmen

Example of a Damage Mechanism Oriented Evaluation: Thinning in PWR Carbon Steel Piping due to Flow-Accelerated Corrosion

erreicht. Eine Fortschreibung des Datenbestandes ist mit vergleichsweise geringem Aufwand möglich.

Bei der generischen Auswertung der Betriebserfahrung mit passiven maschinentechnischen Einrichtungen gehen wir doppelgleisig vor. Es werden im Sinne von system- und komponentenorientierter Auswertung die Daten so zusammengestellt, dass auch eine statistische Auswertung ermöglicht wird.

Des Weiteren erfolgt eine schadensorientierte Auswertung. Für alle wichtigen Schadensmechanismen werden die Informationen in einem sogenannten Zeitstrahl aufbereitet. Diese Darstellung ermöglicht einen schnellen Überblick über alle diesem spezifischen Schadensmechanismus zugehörigen Ereignisse national und international im zeitlichen Ablauf. Aus dieser Übersicht ergibt sich auch eine schnelle Information hinsichtlich der Effektivität getroffener Gegenmaßnahmen bzw. inwieweit durch erneutes Auftreten von Ereignissen noch zusätzliche Anstrengungen erforderlich erscheinen.

Ausgehend von derartigen Übersichtsdarstellungen lassen sich datenmäßige Verknüpfungen zu Vorkommnisberichten und der zugehörigen Dokumentation der Bewertung der Vorkommnisse herstellen.

In der Handhabung der technischen Informationssysteme einschließlich der Datenbanken sind Berufsanfänger den erfahrenen älteren Fachkollegen schnell ebenbürtig. Die Einbettung der aus solchen Informationen erzielbaren Ergebnisse in die richtigen Sachzusammenhänge erfordert jedoch breite Erfahrung und insbesondere den Brückenschlag zu den Randbedingungen, wie sie bei der Konzeption, der Auslegung und der Herstellung gegeben waren. Für die Komponenten der „Druckführenden Umschließung“ sind dies in der Regel lang zurückliegende Zeiträume, da bis auf wenige Ausnahmen größere Umrüstungen nicht erforderlich waren. Für andere Komponentengruppen, die häufiger ersetzt werden, lässt sich dieser Brückenschlag leichter herstellen.

Die heute unter Nutzung der Informationssysteme gegebenen Vorteile einer umfassenden und schnellen Informationsbeschaffung dürfen nicht darüber hinwegtäuschen, dass der erforderliche Wissenstransfer für eine sachgerechte Einordnung der Information in sicherheitstechnische Zusammenhänge eine schwierige Aufgabe bleibt. Expertensysteme, die dies unterstützen würden, sind bisher nur punktuell entwickelt. Hier bieten sich interaktive Lernprozeduren an, in denen, ausgehend von den aus den Datenbanken erzeugbaren Informationen, die erforderliche Vernetzung zu anderen Informationsquellen angelegt ist.

Baustein „Aus- und Weiterbildung“

Aufgrund der heutigen Randbedingungen ergeben sich in Zukunft weniger Möglichkeiten, Fachpersonal mit aus der Ausbildung herrührenden fachspezifischen Vorkenntnissen einzustellen. Für das Fachgebiet „Komponentensicherheit“ wurde auch in der Vergangenheit im Wesentlichen auf Absolventen aus den Bereichen Maschinenbau- und Werkstoffwissenschaften sowie der Physik und Chemie zurückgegriffen.

Wie in vielen Branchen üblich, muss spezielles Fachwissen durch „training-on-the-job“ bzw. Trainingskurse und Seminare vermittelt werden. Hier ist ein besser strukturiertes Angebot erforderlich. Initiativen hierzu wurden ergriffen. Auf europäischer Ebene wird in einem von der GRS geführten Konsortium ein allgemeiner Kurs angeboten, der alle Aspekte der Sicherheit von druckführenden Komponenten im Betrieb von Kernkraftwerken in den grundsätzlichen Fragestellungen abdeckt. Ergänzt wird dies durch nationale Seminare, die das Verständnis für die kerntechnischen Regeln vertiefen bzw. auch spezifische Fragestellungen abdecken. Die Programme sind bedarfsgerecht im Sinne von Wissensaufbau (EUROCOURSE) und Vertiefung (KTA-Seminar) strukturiert. Darüber hinausgehende Angebote für bedarfsgerechte Schulungen von Gruppen- oder Einzelpersonen zu Einzelthemen sind geplant.

Das durchgeführte Seminar zu KTA-Regeln mit 70 Teilnehmern hat positive Resonanz gefunden. Sowohl die jüngeren Teilnehmer als auch die berufserfahreneren Kollegen haben die Erläuterung der Regelhintergründe und die aufgezeigten Verknüpfungen als inhaltlich bedarfsgerecht bewertet.

Baustein „Expertennetze“

Für bestimmte Fachthemen ergibt sich aus dem Aufgabenumfang mittel- und langfristig kein ausreichendes Auftragsvolumen, mit dem einzelne nationale Organisationen ihre Fachexperten auslasten können. Dies kann dazu führen, dass die Beurteilung spezieller Sachverhalte aufgrund eines nicht aktualisierten Wissensstandes bzw. einer eingeschränkten Kompetenz nicht umfassend genug durchgeführt werden kann. Insbesondere im Bereich der gutachterlichen Bewertung kann es erforderlich werden, europäische bzw. internationale Expertennetze zu knüpfen, um durch eine Poolbildung sicherzustellen, dass der Stand von Wissenschaft und Technik verfügbar bleibt. Ein Themenbereich, bei dem dies sinnvoll erscheint, ist z. B. die Bewertung von Werkstoffänderungen infolge von Neutronenbestrahlung bzw. auch andere Strahlenwirkungen auf Werkstoffe. Die gegenwärtigen Netzwerke (z.B. AMES als europäisches Netzwerk) bzw. internationale Arbeitsgruppen (IGRDM) erfüllen zwar die Funktion des Informationsaustausches und Fortschreibung des Standes von Wissenschaft und Technik, sind aber von ihrer Arbeitsweise und Zusammensetzung nicht geeignet, gegenseitig konkrete Unterstützung für technisch-wissenschaftliche Beratungen durchzuführen. Hierzu müssen ergänzende Organisationsformen gefunden werden, mit denen die Vorhaltung und die Bereitstellung von Wissen zur technisch-wissenschaftlichen Fachberatung unter Berücksichtigung administrativer Randbedingungen für Auftragsabwicklungen sichergestellt werden können.

Baustein „Verifikationskette“

Analysen zur Integrität von Komponenten der „druckführenden Umschließung“

erfordern für wichtige Lastfälle die Nutzung komplexer Rechenprogramme. Die am Markt gebräuchlichsten Rechenprogramme („general purpose codes“), die allgemein für strukturmechanische und bruchmechanische Berechnungen eingesetzt werden, basieren auf der Methode der Finiten Elemente. Sie werden aus den Anforderungen anderer technischer Branchen auch in Zukunft weiterentwickelt, sodass entsprechend den bisherigen Erfahrungen alle 2 bis 3 Jahre neuere Versionen mit höherer Leistungsfähigkeit angeboten werden.

Die Anwendungserfahrung mit diesen „general purpose codes“ hat gezeigt, dass ein ausreichender Erfahrungsstand gegeben sein muss, um bei transienten Lastfällen, insbesondere bei Einbeziehung nicht-linearen Werkstoffverhaltens, belastbare Rechenergebnisse zu erzeugen.

Die experimentellen Untersuchungen, die im Hinblick auf die Verifikation der Modellansätze in diesen Rechenprogrammen durchgeführt wurden, müssen in ihren Eckdaten auch für die Zukunft zur Verfügung stehen, um bei weiterentwickelten Code-Versionen die Konsistenz der rechnerischen Lösungen zu den experimentellen Daten verfolgen zu können. Hierzu bieten sich ebenfalls Datenbanksysteme an, in denen einerseits alle wesentlichen Daten der Experimente in möglichst standardisiertem Format gespeichert sind und darüber hinaus auch zugehörige sogenannte „Referenzanalysen“ mit allen notwendigen Daten abgespeichert sind. Als Referenzanalyse wird diejenige bezeichnet, die zum Zeitpunkt des analytischen Nachvollzugs des Experiments sowohl von der Modellierung der Komponente, der Abbildung der Werkstoffeigenschaften und der gesamten Rechenkette die experimentellen Ergebnisse am besten wiedergegeben hat.

Für den Themenbereich „Thermoschockbeanspruchung von Komponenten“ ist eine derartige Datenbank im Aufbau. Für den Themenbereich „Grenztragfähigkeit von Rohrleitungen“ existieren verschiedene Ansätze von Datenbanken, die in ihrer Leistungsfähigkeit unterschiedlich sind. Über mögliche Optimierungen durch Zu-

sammenlegen der Datenbanken ist noch zu diskutieren.

Neben der Bereitstellung der Informationen können derartige Datenbanken auch als Trainingsmodul genutzt werden, in dem z. B. alle Daten für Modellaufbau und Durchführung der Berechnung zur Verfügung gestellt werden. Weiterhin ist eine Konsistenzprüfung zwischen neuen und alten Rechenergebnissen im Vergleich zum Experiment möglich. Gegebenenfalls kann in einem weiteren Schritt eine derartige Datenbank auch für Qualifizierungsprozeduren sowohl der Rechenprogramme als auch der Anwender herangezogen werden.

Die hier skizzierten Bausteine zum Kompetenzerhalt auf dem Gebiet der Komponentensicherheit sind konkrete Schritte

bzw. Überlegungen, fundierte technisch-wissenschaftliche Bewertungen von Reaktorsicherheitsfragen auch in Zukunft sicherzustellen. Ein Wissenszuwachs ergibt sich im Wesentlichen auch weiterhin aus der stetigen Aufbereitung und Auswertung der Betriebserfahrung sowie aus der Vertiefung methodischer Ansätze im Rahmen von Forschungsarbeiten. Da die Anzahl der in Deutschland betriebenen Anlagen in Zukunft abnimmt und auch die Forschungsprogramme begrenzt sind, ist eine noch stärkere Einbettung der eigenen Arbeiten ins europäische und internationale Umfeld als bisher erforderlich. Die heutigen technischen Möglichkeiten der Informationsverarbeitung, Informationsbereitstellung und Kommunikation bieten uns hierzu die Möglichkeiten und auch die Motivation, den Kompetenzerhalt aktiv zu betreiben.

Safety of the Pressure Boundary of the Reactor Cooling System of Nuclear Power Plants

“Basic elements for the maintenance of competence”

Against the background of stagnation in the construction of new nuclear power plants in most of the countries in Europe and the stipulated limitation of the operation of nuclear power plants in Germany, the question how to maintain the required professional competence for safe operation gains in importance. In this regard, the term competence means the total of all skills and qualifications to judge a specific subject-matter appropriately. This topic also presents a challenge for GRS. By means of the safety of the pressure boundary of the reactor cooling system it shall be demonstrated in which way this is considered in the definition of the work performed in different projects and which additional initiatives were taken by GRS.

According to the title – basic elements for the maintenance of competence – it is not intended to address all aspects in detail. Primarily, reference is made to the requirements for the safety assessment of German nuclear power plants. The explanations basically concentrate on subject-matters related to the safety and integrity of pressure-retaining components. The respective data-processing methods are not dealt with in this context.

Basic element “data supply”

This element covers database systems which allow for a quick survey of the essential design parameters of compo-

nents of pressure-retaining systems, on the basis of quality-assured input data, and of the operating experience with these components. These data sets can be used to perform trend analyses

regarding the reliability in general as well as regarding the reliability of individual component groups. Further, they allow for a detailed assessment of the ageing behaviour of the components.

GRS has developed such database systems by order of the BMU and uses them within the framework of its advisory activities for the BMU concerning reactor safety issues. Not all of the desired objectives can be reached with the current state, but as selected results show, important subgoals have been reached. Moreover, the database can be updated with comparably small efforts.

Regarding the generic evaluation of operating experiences with passive mechanical equipment two different approaches are pursued. The data are compiled according to a system- and component-oriented evaluation in such a way that also a statistical evaluation can be made.

In addition, a damage-oriented evaluation is performed. The data are processed in a so-called time bar for all significant damage mechanisms. This illustration allows for a quick survey of all the events related to a specific damage mechanism nationally and internationally with their time histories. From this survey, information can be obtained quickly with regard to the corrective measures and to which extent additional efforts seem to be required due to the recurrence of events.

On the basis of such surveys, data of event reports and the related documentation of the assessments of the events can be combined.

Regarding the handling technical information systems including the databases, beginners are equal to experienced older colleagues after a short time. However, broad experience is required to use the results achievable from such information in the right factual context and, in particular, to establish the connection to the boundary conditions as they were given during conception, design and manufacturing. Regarding

the components of the “pressure boundary”, these are in general periods of time which are long ago, since major backfittings were not required apart from a few exceptions. With regard to other component groups which are replaced more frequently, this connection can be established easier.

However, the advantages of a comprehensive and quick data supply given by the use of the information systems must not hide the fact that the necessary transfer of knowledge for an appropriate use of the information in the right safety-related context remains to be a difficult task. Expert systems which would support this, have only been developed for selected items by now. In this respect, interactive learning procedures are advantageous in which, based on the information achievable from the databases, the necessary linking to other information sources is an integral part.

Basic element “training and retraining”

Due to the current boundary conditions, there will be less possibilities to recruit qualified personnel with previous knowledge from specialised vocational education in future. For the special field “safety of components”, graduates from the fields mechanical engineering and materials science as well as from physics and chemistry have been employed also in the past.

As it is customary in many industries, special technical knowledge has to be imparted by training on-the-job, training



courses and seminars. Here, a better structured offer is required. Corresponding initiatives have been taken. At the European level, a course is offered by a consortium under the leadership of GRS, which covers all aspects of safety related to pressure-retaining components during operation of nuclear power plants with regard to general issues. This is supplemented by national seminars, which increase the understanding for the nuclear rules and regulations and also cover specific issues. The programmes are structured according to the requirements for build-up of knowledge (EUROCOURSE) and deepening of knowledge (KTA seminar). Additional offers for training adapted to the needs of groups or single persons on specific topics are planned.

The seminar performed on KTA rules with 70 participants found general approval. Both the younger participants and the

more experienced colleagues judged the explanations given on the background of the rules and the interconnections pointed out to be meeting the demands in respect of content.

Basic element “experts networks”

For some special topics there is no sufficient volume of orders resulting from the scope of tasks in the medium and long run which could fully occupy experts from a single national organisation. This may have the consequence that the assessment of special issues cannot be performed to an adequate degree due to a state of knowledge not complying with the state of the art or due to limited expertise. Especially in the field of assessments by authorised experts, it may be required to establish European or world-wide networks of experts to ensure pooling for a continued availability of the state of the art in science and technology. One of the topics for which this seems to be reasonable is the assessment of materials changes induced by neutron irradiation or other radiation impact on materials. The current networks (e.g. AMES as European network) or international working groups, such as the International Group for Radiation Damage Mechanisms in Pressure Vessel Steels (IGRDM) fulfil the function of information exchange and update of the state of the art, but they are not suitable, due to their working methods and composition, for concrete mutual assistance in scientific-technical advisory activities. For this purpose, additional forms of organisation have to be found by means of which the availability and retrievability of knowledge for technical-scientific advisory activities under consideration of administrative boundary conditions can be ensured for the performance of tasks.

Basic element “verification chain”

For significant load conditions, analyses on the integrity of components of the “pressure boundary” require the application of complex computer codes. The

most common computer codes at the market, the so-called general purpose codes, which are basically applied for structure-mechanical and fracture-mechanical analyses, are based on the finite element method. They will be further developed also in future by taking into account the requirements of other technical branches so that from experience updated higher-capacity versions can be offered every two to three years.

The experience with the application of these “general purpose codes” showed that there must be a sufficient level of experience to obtain reliable calculation results for transient load conditions, especially when including non-linear material behaviour.

The key data of the experimental investigations performed on the verification of the model assumptions in these computer codes must also be available in future to allow for consistency checks regarding the calculation results and the experimental data when applying updated code versions. For this purpose, database systems are again applicable which, on the one hand, store all essential data of the experiments in a format which is standardised to the largest possible extent and also store the respective so-called reference analyses with all necessary data. Reference analysis is the term for the analysis which represented the experimental results best at the time of the analytical reproduction of the experiment, both with regard to the modelling of the components, the modelling of the material properties and the whole calculation chain.

For the issue “thermal shock load of components”, such a database is currently being developed. For the issue “maximum load capacity of pipings” there are several concepts of databases which are different with regard to their capacity. Possible optimisations by combining the databases still have to be discussed.

In addition to the provision of information, such databases can also be used as training module, e.g. by making all data

available for modelling and performance of the calculation. Further, a consistency check can be made between new and old calculation results in comparison to the experiment. In a further step, such a database may also be referred to for qualification procedures both of the computer codes and of the users.

The basic elements outlined on the maintenance of competence in the field of component safety are concrete steps and considerations to ensure substantiated scientific-technical assessments on nuclear safety also in the future. An increase in knowledge will further be achieved mainly by the continuous documentation and evaluation of operating experience and by the deepening of methodical approaches within the framework of research activities. Since the number of plants operated in Germany will decrease and the research programmes are limited, it is necessary to incorporate own works at a European and international level to an even higher degree than before. The current technical possibilities for the provision of information and of communication provide an opportunity and also the motivation to actively pursue the maintenance of competence.

H. Schulz, J. Sievers

Auswahl kritischer Brandbereiche bei probabilistischen Brandanalysen

Nach dem Stand von Wissenschaft und Technik umfasst eine probabilistische Sicherheitsanalyse auch die Bewertung anlageninterner systemübergreifender Ereignisse wie Brand und Überflutung. Die vorhandenen probabilistischen Methoden zur Untersuchung dieser Ereignisse sind jedoch nicht immer geeignet, mit vertretbarem Analyseaufwand ausreichend belastbare Sicherheitsbewertungen durchzuführen.

Die Auswahl kritischer Raumbereiche im Rahmen einer probabilistischen Brandanalyse erfolgt auf der Grundlage von raumspezifischen Primärinformationen. Zur Informationssammlung wurde eine ACCESS-Datenbank entwickelt, deren Eingabeformular für Primärinformationen hier dargestellt ist.

The screening of critical fire zones is performed within the framework of a fire PSA on the basis of compartment-specific primary data. The figure shows the input mask for primary data of the ACCESS database developed for the collection of data.

Die GRS hat deshalb methodische Entwicklungen für die probabilistische Analyse von Brandereignissen durchgeführt.

Eine probabilistische Brandanalyse umfasst folgende Arbeitsschritte:

- Auswahl kritischer Räume und Raumbereiche,
- Durchführung von Detailanalysen für die ausgewählten Räume und Raumbereiche und Ableitung der brandspezifischen Ereignisabläufe,

- Einbindung der brandspezifischen Ergebnisse in eine vorhandene, eventuell zu erweiternde PSA.

Nachfolgend wird die zum ersten Arbeitsschritt – Auswahl kritischer Raumbereiche – entwickelte Methode beschrieben. Im Unterschied zu vielen bekannten Verfahren wird auf die Unterteilung in einen qualitativen und einen quantitativen Auswahlprozess verzichtet. Das hier beschriebene Verfahren stützt sich allein auf leicht zu erhebende ingenieurtechnische Informationen zu jedem Raum

im untersuchten Gebäude. Das Verfahren konnte inzwischen erfolgreich angewendet werden /GRS01/, /GRS 02/.

In einem Kernkraftwerk sind ca. 1500 bis 2000 Betriebsräume vorhanden. Mithilfe eines Auswahlprozesses sind die Räume herauszufinden, in denen Brandereignisse zu Auswirkungen mit sicherheitstechnischer Bedeutung führen können („kritische Brandbereiche“). Ein derartiger Auswahlprozess stützt sich vor allem auf die Zusammenstellung von Primärinformationen zu brandschutztechnisch relevanten Gegebenheiten jedes Raumes und deren Bewertung. Die endgültige Bewertung und Auswahl der kritischen Brandbereiche – dieses können einzelne abgeschlossene Räume oder auch größere Raumbereiche sein – wird in einem Team von an der Analyse beteiligten Experten verschiedener Fachgebiete (Brandexperten, Systemanalytiker, Probabilistiker) vorgenommen. Dabei stützt sich das Team auf die vorhandenen Primärinformationen und nutzt zusätzlich die automatisch mit Hilfe von Auswahlkriterien erstellten Rangfolgen der Räume bzw. Raumbereiche.

Bei einem Auswahlprozess werden die folgenden Arbeitsschritte unterschieden:

- **Informationssammlung**
Zusammenstellung aller benötigten Primärinformationen zu jedem Raum des Gebäudes,
- **Auswahlprozess**
Festlegung der Räume (bzw. einer Rangfolge von Räumen), für die brandspezifische Detailanalysen erforderlich sind, mit Hilfe von Auswahlkriterien.

Zur Informationssammlung wurde eine ACCESS-Datenbank entwickelt.

Nachfolgende Primärinformationen werden zur brandspezifischen Beschreibung eines Raumes benötigt:

- **Identifikation des Raumes**
Gebäudebezeichnung, Raumnummer, Kote, Brandabschnitt,

Gebäude	Raum	Kote	Eintrittshäufigkeit	Brand (Gebäude)
UJB	02 083	-1,5	G=	1E+00

Brandeintrittswahrscheinlichkeit

Personen im Raum	A1=	0,2	C1=	0,1
Umfang mechanischer Einrichtungen	A2=	0,5		
Umfang elektrischer Einrichtungen	A3=	0,1		
Zündtemperatur des Materials	B=	0,01	C2=	0,99
Verteilung brennbares Material	F=	0,02		

Maßzahl Zündquelle und Leitfeuer
 $A = 1 - (1 - A1)(1 - A2)(1 - A3)$ und $P = AB(1 - C1C2)(1 - F)$

A=	6,40E-01
P=	5,85E-03

Brandeintrittswahrscheinlichkeit =
 $P \cdot G / (\text{Summe der P aller Räume des Gebäudes})$ **1,61E-02**

▲ Zur Berechnung der Brandeintrittshäufigkeit wird das Verfahren von Berry genutzt. Die Abbildung zeigt das Ergebnisformular der ACCESS-Datenbankanwendung.

The Berry method is applied for the calculation of fire occurrence frequencies. The figure shows the result form of the ACCESS database application.

- **Beziehungen zu den Nebenräumen**
Aufzählung aller direkt angrenzenden Nebenräume und der entsprechenden Verbindungen (offene Verbindungen, Türen einschließlich Art der Tür, Montageöffnungen u.a.) und Abgrenzungen (Brandwand, feuerbeständige Wand u.a.), Aufzählung aller Brandschutzklappen und Rauch-/Wärmeabzugsklappen,
- **Brandspezifische Angaben**
Brandbelastung, Art des Brandgutes, Vorhandensein von Brandmeldern und Art der Melder, Vorhandensein von Löscheinrichtungen und Art der Einrichtungen, Häufigkeit und Dauer der Anwesenheit von Personal im Raum,
- **Sicherheitstechnische oder wichtige betriebliche Einrichtungen im Raum**
für Räume mit sicherheitstechnischen

Einrichtungen bzw. mit wichtigen Einrichtungen des Leistungsbetriebes: Inventarverzeichnis über diese Einrichtungen und deren zugehörigen Kabel.

Der Auswahlprozess wird mit Hilfe von Ausschluss- und Ordnungskriterien durchgeführt. Die quantitativen Kriterien werden automatisch auf der Grundlage der in der Datenbank gespeicherten Primärinformationen berechnet.

- **Ausschlusskriterien**

- Räume mit einer geringen Brandbelastung (d.h. Brandlast pro Grundfläche des Raumes [MJ/m²]) werden entsprechend den Vorgaben des kerntechnischen Regelwerkes von der weiteren Betrachtung ausgeschlossen,
- Räume, die keine sicherheitstechnischen oder wichtigen betrieb-

lichen Einrichtungen enthalten, und keine offenen Verbindungen zu Nachbarräumen mit derartigen Einrichtungen besitzen, werden von der weiteren Betrachtung ausgeschlossen.

Mit diesem Ausschlusskriterium werden – vereinfachend für das Auswahlverfahren – nur direkte Nachbarschaftsbeziehungen von Räumen einbezogen.

- **Ordnungskriterien**

- Brandbelastung
- Brandeintrittshäufigkeit
Zur Berechnung der Brandeintrittshäufigkeit wird das Verfahren von Berry /BER 76/ genutzt. Dabei wird nur auf Primärinformationen zurückgegriffen. Deshalb kann die Eintrittshäufigkeit für jeden Raum allein auf der Grundlage der Informationen des Arbeitsschrittes *Informationssammlung* berechnet werden.
- Brandausbreitung
Im Rahmen des Auswahlverfahrens ist die Durchführung einer detaillierten brandspezifischen Ereignisanalyse für jeden einzelnen Raum nicht vorgesehen. Die Aufgabe des Auswahlverfahrens besteht darin, eine Kenngröße für das Ausbreitungspotenzial eines Brandes auf andere Räume abzuleiten. Dabei wird erneut auf Primärinformationen (Verbindung der Räume untereinander, vorhandene Brandmelde- und Brandbekämpfungsmöglichkeiten etc.) zurückgegriffen. Zur Verdichtung dieser Informationen wird ein vereinfachter Ereignisbaum genutzt.

Die mithilfe der Ausschluss- und Ordnungskriterien ermittelten Kennzahlen der Räume in Bezug auf brandrelevante Gesichtspunkte liefern für die beteiligten Experten komprimierte Informationen in Form von Rangfolgen als Grundlage zur endgültigen Entscheidung, ob ein Raum für weitergehende Untersuchungen auszuwählen ist. Als wichtige Primärinformation ist in diesem Stadium des Auswahl-

verfahrens das Rauminventar in die Entscheidungsfindung einzubeziehen. Nur solche Räume sind als kritische Brandbereiche anzusehen, bei welchen die Ausfälle der Einrichtungen auslösende Ereignisse hervorrufen oder transiente Vorgänge auslösen.

Um den Aufwand der nachfolgenden Detailanalysen einzuschränken, ist bei der endgültigen Auswahl der zu untersuchenden Räume zu überprüfen, ob weitere Vereinfachungen durch die Zusammenfassung von Räumen möglich sind. Es ist weiterhin zu klären, welche Räume als repräsentativ für andere Räume angesehen werden können.

Auch wenn sich das zuvor beschriebene Auswahlverfahren auf der Grundlage einer DV-gerechten Speicherung der Rauminformationen weitestgehend automatisieren lässt, sollte man sich aber immer bewusst sein, dass ingenieurtechnische Überlegungen im Einzelfall zu veränderten Ausschlussregeln oder Rangfolgen führen können.

Die ermittelten Rangfolgen liefern nur Anhaltspunkte für die endgültige Expertenentscheidung zur Raumauswahl. Diese Auswahl ist allerdings gestützt durch die systematische Erfassung und Bereitstellung aller brandspezifischen Informationen für jeden Raum.

In this respect, the team uses the information available primary and, in addition, the ranking of the compartments and zones performed automatically by means of screening criteria.

A screening procedure comprises the following two steps:

- **Data collection**

Compilation of all primary information needed for compartment of a building.

- **Screening**

Selecting all those compartments by means of selection criteria (incl. ranking of compartments), for which detailed fire specific analyses are required.

For the collection of information, an ACCESS database has been developed.

The following primary information is needed for the fire-specific description of a compartment:

- **Compartment identification**

Name of the building, compartment number, compartment level, fire zone,

- **Connection to other compartments**

Listing of all adjacent compartments and the respective connections (open doors, doors including door type, installation/mounting apertures and others) and compartment boundaries (fire wall, fire-resisting wall and others), listing of all fire dampers and smoke and heat venting systems,

- **Fire-specific data**

Fire load, type of combustibles, number and type of fire detectors, number and type of fire extinguishers, personnel attendance frequency and duration in the compartment,

- **Safety-related or important operational equipment in the compartment**

for compartments with safety-related equipment or important equipment for power operation
Inventory listing for this equipment, including cables.

Screening of Critical Fire Zones for Fire Probabilistic Safety Analyses

According to the state of the art in science and technology, a probabilistic safety analysis (PSA) also includes the assessment of plant-internal common-cause events, such as fire and flooding. However, the probabilistic methods available for the analysis of these events are not always suitable for the performance of sufficiently substantiated safety assessments with reasonable efforts.

For this reason, GRS developed methods for the probabilistic analysis of fire events.

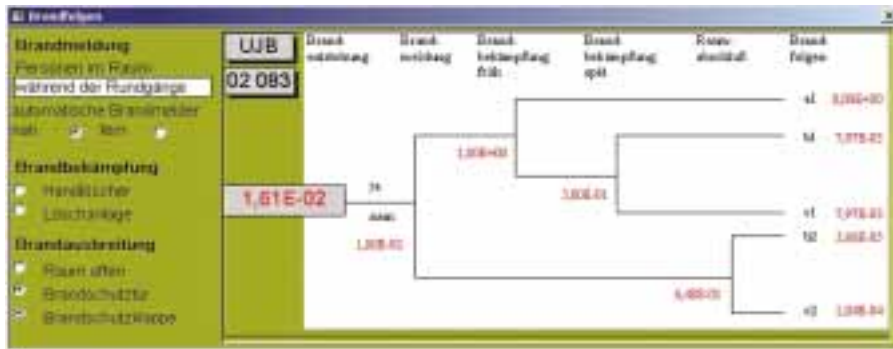
A fire PSA covers the following steps:

- Screening of critical compartments and zones,
- performance of detailed analyses for the selected compartments and zones and derivation of fire-specific event sequences,
- inclusion of the fire-specific event in an existing PSA, possibly to be extended.

In the following, the method developed for the first step – screening of critical zones – will be presented. In comparison to the numerous methods known, no distinction is made between qualitative and quantitative screening processes. The method described here is exclusively

based on easily obtainable engineering data on each compartment within the building to be analysed. In the meantime, the method has been applied successfully /GRS01/, /GRS 02/.

At a nuclear power plant, there are about 1,500 to 2,000 compartments. By means of a screening procedure, those compartments have to be identified in which fire events with potential safety consequences ("critical fire zones"). Such a screening procedure is mainly based on the compilation of primary information on data relevant to fire protection for each compartment and their assessment. The final assessment and screening of the critical fire zones – these can be single separated rooms and also larger areas – is performed in a team of experts involved in the analysis from different subject fields (fire experts, system analysts probabilistic safety analysts). In



Bei der Ableitung einer Kenngröße für das Ausbreitungspotenzial eines Brandes auf andere Räume wird nur auf die in der ACCESS-Datenbank gespeicherten Primärinformationen zurückgegriffen. Zur Verdichtung dieser Informationen wird ein vereinfachter Ereignisbaum genutzt.

For the derivation of a parameter for the potential of spreading of a fire to other rooms, use is made solely of the primary data stored in the ACCESS database. A simplified event tree is used to compress the data.

The screening procedure is performed by means of exclusion and ranking criteria. The quantitative criteria are calculated automatically on the basis of the primary information stored in the database.

● Exclusion criteria

- Compartments with a low fire load (i.e. fire load per floor space of the compartment [MJ/m^2]) are screened out according to the nuclear regulations.
- Compartments not containing safety-related or important operational equipment and not having open connections to adjacent rooms with such equipment are screened out.
With these exclusion criteria, only direct adjacencies are taken into consideration, which simplifies the screening.

● Ranking criteria

- fire load
- fire occurrence frequency
The Berry method /BER 76/ is applied for the calculation of the fire occurrence frequency. In this respect, only primary data are used. Thus, the occurrence frequency for each room can be calculated solely on the basis of information of the step *data collection*.

- Fire spreading

A detailed fire-specific event analysis for each individual room is not provided within the framework of the screening procedure. The task of the screening procedure consists in the derivation of a parameter for the potential of spreading of a fire to other rooms. Here again, primary data (connections of the rooms, available fire-detection and extinguishing facilities etc.) are used. In order to compress the data, a simplified event tree is used.

The parameters for the compartment calculated for the compartments with regard to fire-relevant aspects provide compressed information to the experts involved in form of rankings as basis for a final decision on whether a room has to be selected for further investigations. At this stage of the screening procedure, the compartment inventory has to be considered in the decision-making process as an essential primary information. Only those compartments are to be regarded as critical fire zones in which the failure of equipment causes initiating events or initiates transient processes.

To limit the efforts involved in the subsequent detailed analysis, it has to be examined for the final screening of the compartments if further simplifications are possibly by binning of compart-

ments. Further, it has to be clarified which compartments can be regarded as representative for other rooms.

Although the screening procedure described above largely can be automated on the basis of a computerised storage of compartment information, it should always be kept in mind that, in the individual case, an engineering judgement may lead to other exclusion criteria or rankings.

The rankings determined only give reference points for the final decision of the experts on the screening of compartments. However, this screening is based on the systematic collection and provision of all fire-specific data for each compartment.

M. Türschmann

Literatur/References

- /GRS 01/ Fasel, H. J., M. Röwekamp and M. Türschmann: Die Auswahl kritischer Brandbereiche bei probabilistischen Brandanalysen GRS-A-2835, April 2001
- /GRS 02/ Haider, C. et al.: Erweiterte PSA der Stufe 1 im Hinblick auf die Behandlung übergreifender Einwirkungen und die Berücksichtigung ihrer Unsicherheiten am Beispiel einer Anlage vom Typ Konvoi. GRS-A-2836, June 2001
- /BER 79/ Berry, D. L., Minor, E. E.: Nuclear Power Plant Fire Protection, Fire-Hazards Analysis. NUREG/CR-0654, SAND 79-0324, September 1979

4 Forschung und Entwicklung für eine umfassende Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken

Research and Development for an In-depth Safety Assessment of Nuclear Power Plants

Die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten (F&E) zur Reaktorsicherheit werden in der GRS im engen Zusammenwirken mit der Auswertung von Betriebserfahrungen und der Fachberatung in der Aufsicht und Genehmigung von Kernkraftwerken durchgeführt. Sie leisten einen wesentlichen Beitrag für eine umfassende Sicherheitsbewertung und die Weiterentwicklung der Reaktorsicherheit. Die Arbeiten umfassen die Entwicklung und Validierung von Rechenprogrammen zur analytischen Simulation von Stör- und Unfällen für den Reaktorkern, den Kühlkreislauf, den Sicherheitseinschluss sowie für die probabilistischen Sicherheitsanalysen zur gesamtheitlichen Bestimmung des Risikos von Kernkraftwerken. Begleitung und Auswertung von nationalen und internationalen Experimenten sind ein wesentlicher Bestandteil. Die Mitwirkung der GRS umfasst hierbei die Spezifikation der Experimente sowie deren detaillierte Auswertung. Die GRS ist dadurch in das internationale Netzwerk für die Reaktorsicherheitsforschung integriert. Die Ergebnisse liefern die wissenschaftliche Basis für die Weiterentwicklung und Anwendung der analytischen Simulationsmodelle.

Die im Berichtszeitraum erzielten Fortschritte sind nachfolgend an drei Schwerpunktthemen dargestellt. Zu den einzelnen Fachgebieten wird zusätzlich eine kurze Übersicht gegeben.

Kernverhalten

Zur Reaktorphysik wurden folgende Arbeiten durchgeführt:

- Die Bereitstellung von nuklearen Datenbibliotheken für Auslegungs- und Störfallberechnungen mit Monte-Carlo

Programmen und deterministischen Programmen zur Lösung der Neutronentransportgleichungen in Kooperation mit dem IKE Stuttgart. Diese Arbeiten werden in einem Einzelbeitrag dargestellt.

- Die Validierung des gekoppelten Programmsystems ATHLET-QUABOX/CUBBOX für Störfallberechnungen durch Teilnahme an den internationalen OECD Benchmarkaktivitäten für Kerntransienten. Die Auswertung des PWR Main Steam Line Break (MSLB) Benchmarks ist inzwischen abgeschlossen. Die Ergebnisse und Erfahrungen aus dem Vergleich, bei dem der GRS-Code ATHLET-QUABOX/CUBBOX gute Ergebnisse erzielte, wurden auf mehreren internationalen Tagungen vorgetragen und diskutiert. Inzwischen wird, wiederum im Rahmen der OECD, eine Turbinenschnellschluss-Transiente für eine SWR-Anlage analysiert, für die Messungen in der amerikanischen Anlage Peach Bottom 2 vorliegen.
- Für die verbesserte Abbrandberechnung von Uran- und MOX-Brennelementen wurde das bewährte GRS-Programm OREST mit dem Standard-Neutronentransportprogramm KENO-V gekoppelt. Zur Validierung wurden zahlreiche DWR- und SWR-Brennelementauslegungen berechnet und die Veränderung der Reaktivitätskoeffizienten sowie des Nuklidinventars mit dem Abbrand systematisch bestimmt.

Brennstabverhalten

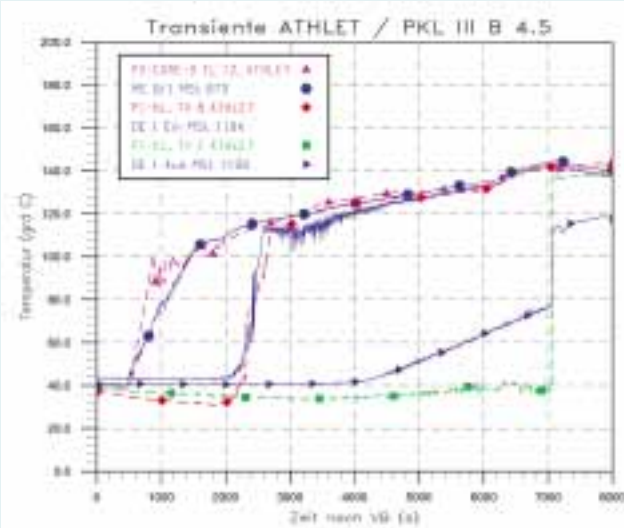
Zur Untersuchung des Brennstabverhaltens bei höheren Abbränden und beim

Einsatz neuer Hüllrohrmaterialien wird das Rechenprogramm TESPА weiterentwickelt. Im Modell werden die Materialkorrelationen für das Pellet (UO_2 , MOX, Gadolinium) bei hohen Abbränden ergänzt. Des Weiteren wurden die Materialeigenschaften von Zirkon-Niob-Legierungen erfasst, um das Hochtemperatur-Hüllrohrkriechen und die transiente Gefügeumwandlung zu berücksichtigen. Der Einfluss des Wasserstoffgehalts auf das Hüllrohrverhalten soll berücksichtigt werden. Das erweiterte Brennstabmodell TESPА soll für die Schadensumfanganalyse beim Kühlmittelverlust eingesetzt werden, es soll aber auch das Brennstabverhalten unter den Bedingungen eines Reaktivitätsstörfalls bestimmen können.

Kühlkreislaufverhalten

Das Rechenprogramm **ATHLET** zur Beschreibung des Störfallverhaltens von Reaktoranlagen hat einen fortgeschrittenen Entwicklungs- und Validierungsstand erreicht. Das Programm wird in großem Umfang für Störfallanalysen von LWR- und WWER-Anlagen eingesetzt. Ein neuer Anwendungsbereich ergibt sich für die Untersuchungen des Nichtleistungsbetriebs, sodass die Validierung für diesen Bereich verstärkt wurde.

Von besonderem Interesse war die Nachrechnung des Versuchs PKL III B 4.5, der das Anlagenverhalten im Mitte-Loop-Betrieb mit geschlossenem Primärkreis bei Ausfall des Nachwärmeabfuhrsystems und anschließender Wärmeabfuhr mit nur einem Dampferzeuger (DE) untersucht. Von Bedeutung ist hierbei der Einfluss des Stickstoffs oberhalb des Wasserspiegels auf den Wärmetransport



▲ Bild 1: Primärseitige Fluidtemperaturen



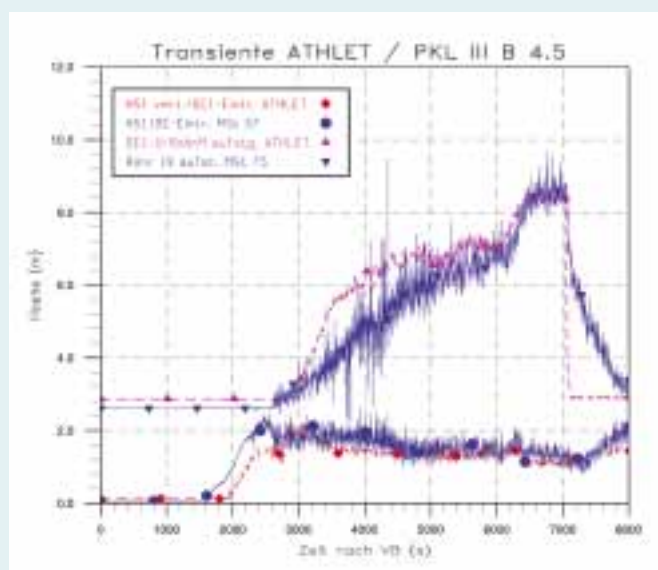
▲ Bild 2: Druck im Primärkreis (oberes Plenum)

Nach dem Ausschalten des Nachwärmeabfuhrsystems bei etwa 400 s setzt im Kern der Temperaturanstieg (Messung „ME 9/1 MSt 670“, ATHLET „PV-CORE TL 12“ in Bild 1) ein und nach dem Erreichen der Sättigungstemperatur mit der Dampfbildung auch der Druckanstieg (Messung „ober.Plenum MSt 243“, ATHLET „PV-UH1 PRESS 3“ in Bild 2).

Wie am Temperaturanstieg in der DE1-Eintrittskammer zu erkennen ist (Messung „DE1 Ein MSt 1194“, ATHLET „P1-HL TV 8“ in Bild 1) wird durch den Druckanstieg im Druckbehälter der Dampf in die DE geschoben, wobei gleichzeitig der Stickstoff in die DE-Austrittsbereiche verdrängt wird. Der überwiegende Teil des Dampfes kondensiert im aufsteigenden DE1-U-Rohr, in dem sich die sekundärseitige Wasservorlage befindet.

Auf Grund der Gegenströmungsbegrenzung kann nur ein Teil des Kondensats über den heißen Strang in das obere Plenum zurückfließen. Es kommt zum Wasseraufstau und weiterhin zum Füllstandsanstieg im Eintrittsbereich (Messung „HS1/DE1-Eintr. MSt 57“, ATHLET „HS1 vert.+DE1-Eintr.“ in Bild 3) und im aufsteigenden DE1-U-Rohr (Messung „Rohr 19 aufst. MSt 75“, ATHLET „DE1-U-RohrM aufst.“ in Bild 3). Der Wasseraufstau verhindert nahezu vollständig das Vordringen des Dampfes in den DE1-Austrittsbereich, d. h. dort befindet sich kaltes Stickstoffgas (Messung „DE1 Aus MSt 1199“, ATHLET „P1-CL TV 1“ in Bild 1).

Der sprunghafte Temperaturanstieg bei etwa 7000 s im DE1-Austrittsbereich ist auf eine ungeplante Leckage in der Trennwanddichtung zwischen der Ein- und Austrittskammer von DE1 zurückzuführen, wodurch ein plötzli-



▲ Bild 3: Füllstand im Eintrittsbereich und im aufsteigenden U-Rohr von DE1

ches Überströmen von Zweiphasengemisch ermöglicht wird. Bestätigt wird dies durch den Füllstandsabfall im aufsteigenden DE1-U-Rohr (Messung „Rohr 19 aufst. MSt 75“ in Bild 3) und den leichten Druckabfall im oberen Plenum (Messung „ober.Plenum MSt 243“ in Bild 2).

Der Vergleich von Rechnung und Experiment in den Bildern 1, 2 und 3 zeigt, dass der Störfallablauf zum Mitte-Loop-Betrieb in dem für die Validierung geeigneten Zeitbereich bis etwa 7000 s mit ATHLET insgesamt in guter Übereinstimmung zu den Messwerten gerechnet werden konnte.

vom Kern zur Sekundärseite des DE. In der Rechnung sollten die Modelle für die Dampfkondensation und den Wärmeübergang in den DE-U-Rohren unter dem Einfluss des Inertgases, das „Flooding Based Drift“-Modell zur Simulation der Gegenströmungsbegrenzung und des Wasseranstaus in den DE-U-Rohren sowie das Thermohydraulikmodell mit 5 Grundgleichungen in Verbindung mit dem Multikomponentenmodell zur Beschreibung des Inertgases überprüft werden.

ATHLET-CD

Das Programmsystem **ATHLET-CD** wird zur realistischen Simulation von Unfällen mit Kernschmelzen entwickelt. Mit ihm werden Kernschädigung und Kernzerstörung, die Strömungs- und Wärmeübertragungsvorgänge, die Freisetzung der Spaltprodukte und Aerosole aus dem Brennstoff und den Steuerelementen simuliert wie auch der Transport der Spaltprodukte und Aerosole im Primär- und Sekundärsystem der Reaktoranlage. Zur Überprüfung des gesamten Rechenprogramms wurden Nachrechnungen zu Quench-Versuchen des FZK, zu Integralversuchen des Phébus-Spaltprodukt-Projekts sowie zum TMI-2 Unfall durchgeführt. Die Rechnungen zeigten, dass der Simulationsumfang und die Qualität der erzielten Ergebnisse deutlich erweitert und verbessert wurden. Das Anwendungsspektrum des Programms wurde dadurch erheblich vergrößert. Es liefert wesentliche Beiträge zur Interpretation der Versuchsergebnisse. Das Programm ATHLET-CD ist inzwischen auch im Analysesimulator der GRS integriert.

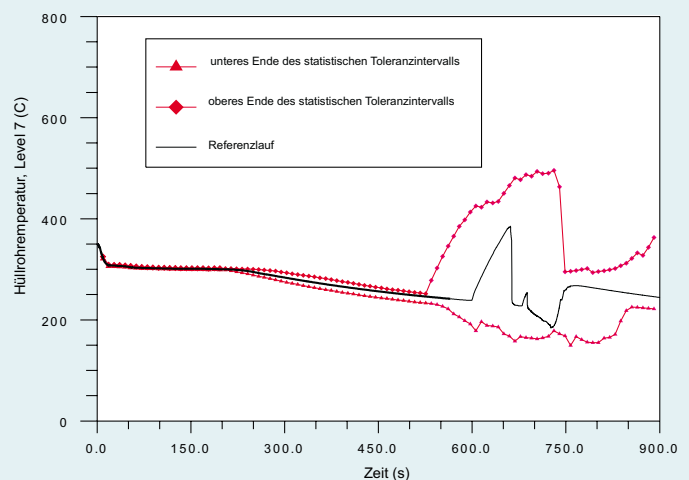
Quantifizierung der Aussagesicherheit

Die Quantifizierung der Aussagesicherheit von Rechenprogrammen für die Störfallanalyse von Kernkraftwerken ist ein Schwerpunkt der F&E in der GRS. Sie ist erforderlich, um quantifizierte Aussagen über den Abstand zu Grenzwerten ableiten zu können, da zunehmend konservative Annahmen wegfallen. Die im Rahmen umfangreicher Experimentalprogramme gewonnenen Kenntnisse

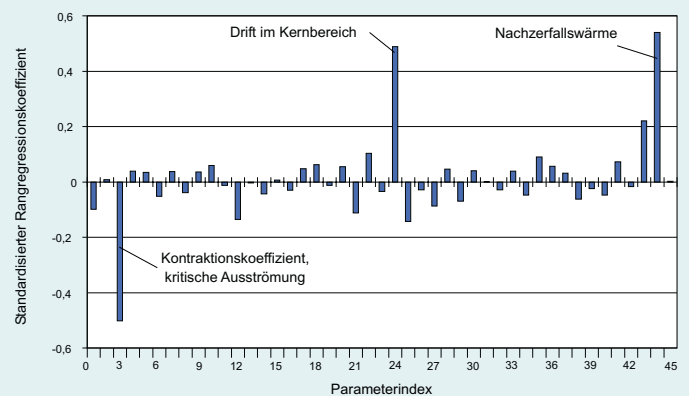
Beispiel für die Quantifizierung der Aussagesicherheit von Rechenprogrammen

Es wurde ein 5%-Bruch in einem kaltseitigen Strang der Hauptkühlmittelleitung eines deutschen Referenzreaktors untersucht. In den Bildern sind die mit dem Thermohydraulik-Rechenprogramm ATHLET berechnete obere und untere Grenze der Hüllrohrtemperatur in der höchstbelasteten Ebene des Kerns dargestellt. Mit der berechneten oberen Grenze des Unsicherheitsbereichs wird der Abstand zum Genehmigungsgrenzwert für die maximal zulässige Temperatur bestimmt. Außerdem ist das Ergebnis einer Referenzrechnung dargestellt, für die bestimmte Anfangs- und Randbedingungen sowie die in der Eingabebeschreibung von ATHLET empfohlenen Werte für die Modellparameter verwendet wurden.

▶ Vergleich der Zeitfunktion des statistischen Toleranzintervalls mit dem Ergebnis der Referenzrechnung, beide erhalten mit ATHLET, in der höchstbelasteten Ebene des Kerns.



▶ Sensitivitätsmaße der maximalen Hüllrohrtemperatur während der Aufheizphase für die 45 ausgewählten Eingangsparameter



Zusätzlich liefert die Auswertung Angaben darüber, welche Eingangsparameter den größten Einfluss auf den Wertebereich des Ergebnisses haben. Diese Rangfolge kann als zusätzliches Bewertungskriterium zur Verbesserung der Aussagesicherheit des Rechenprogramms dienen. Im beschriebenen Beispiel haben den größten Einfluss auf die Hüllrohrtemperatur während der Aufheizphase die Nachzerfallswärme, der Kontraktionskoeffizient an der Bruchstelle und der vertikale Drift im Kernbereich. Positives Vorzeichen bedeutet, dass Eingangs-Parameterwert und Ergebniswert (Hüllrohrtemperatur) in die gleiche Richtung gehen, d. h. eine Vergrößerung des Eingangs-Parameterwertes bewirkt tendenziell eine Erhöhung der Temperatur. Bei negativem Vorzeichen gehen Eingangs-Parameterwert und Ergebniswert in die entgegengesetzte Richtung.

wurden bei der Weiterentwicklung der Rechenprogramme umgesetzt. Allerdings können die thermohydraulischen Prozesse mit den Modellen nur in begrenzter Genauigkeit beschrieben werden. Für Modellparameter wird daher kein Einzelwert, sondern ein Wertebereich mit einer Häufigkeitsverteilung verwendet. Zusätzlich werden Unsicherheiten der Anfangs- und Randbedingungen berücksichtigt, z. B. ungenaue Kenntnis des Reaktorzustands bei Störfalleintritt. Mit den Wertebereichen und Häufigkeitsverteilungen dieser Eingangsparameter werden die sich daraus ergebenden Streubänder und Häufigkeitsverteilungen der Rechenergebnisse ermittelt. Mit dem bei der GRS entwickelten Programm SUSA (**S**oftware-System für **U**nsicherheits- und **S**ensitivitäts-Analysen) kann die Aussagesicherheit bestimmt werden.

Komponentensicherheit

Im Rahmen des Forschungsschwerpunktes "Integrität und Zuverlässigkeit" wird die Analysetechnik zur Simulation des strukturellen Verhaltens von Komponenten, die über längere Zeiten hohen Temperaturen ausgesetzt sind und bei denen somit Kriechvorgänge im Vordergrund stehen, weiterentwickelt.

Die derzeit durchgeführten Arbeiten konzentrieren sich auf die Nachrechnung von Versuchen aus dem OECD Lower Head Failure Versuchsprogramm (OLHF), das am SANDIA National Laboratory (Albuquerque, USA) durchgeführt wird. An dem OECD-Projekt sind die USA, Belgien, Finnland, Frankreich, Deutschland, Spanien, Schweden und Tschechische Republik beteiligt. Zur Nachrechnung des Verformungs- und Kriechverhaltens der skalierten Modelle eines Reaktordruckbehälterbodens werden Analysemodelle unter Berücksichtigung der verfügbaren Materialdaten entwickelt. Durch die Analysen zu den OLHF Versuchen wird die Aussagegenauigkeit der verfügbaren Analysemethodik bezüglich einer realitätsnahen Simulation des Kriechverhaltens von

Komponenten bei hohen Temperaturen aufgezeigt. Dabei wird u. a. der Einfluss von Temperaturgradienten in der Wand auf die Versagenszeit der Versuchskörper untersucht. Darüber hinaus soll unter Einbeziehung weiterer Ergebnisse zu Kriechversuchen ein für sicherheitstechnische Fragestellungen einsetzbares Kriterium zur Bestimmung des Versagens von Komponenten infolge Kriechen und Plastifizieren bei hohen Temperaturen abgeleitet werden. Die bisherigen Analysen zu den Versuchen OLHF-1 und -2 zeigen, dass das Verformungsverhalten der Versuchskörper infolge der Plastifizierungs- und Kriecheigenschaften des Werkstoffs sehr gut approximiert werden können.

Zur Einschätzung technischer Risiken werden zunehmend rechnerische Methoden eingesetzt, die eine quantitative Bestimmung der Zuverlässigkeit von aktiven und passiven Komponenten ermöglichen. Im Zusammenhang mit probabilistischen Sicherheitsanalysen von Kernkraftwerken sind Aussagen zur Strukturzuverlässigkeit insbesondere zur Einschätzung von Einleitungsereignissen mit extremen Auswirkungen sowie des Integritätsverlustes bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen erforderlich.

Stör- und Unfallablaufanalyse im Sicherheitseinschluss

Zur Stör- und Unfallablaufanalyse im Sicherheitseinschluss werden bei der GRS die Rechenprogramme COCOSYS, ASTEC und LAVA weiterentwickelt und validiert.

Das Rechenprogramm COCOSYS zur Beschreibung der im Sicherheitsbehälter während eines Stör- oder Unfalls ablaufenden Vorgänge beinhaltet weitgehend mechanistische Modelle. Schwerpunkte waren die Verbesserung der Modelle zur Beschreibung des Auswaschens der Aerosole und Spaltprodukte aufgrund von Sprühen und die Modellierung grundlegender Prozesse bei Öl- und Kabelbränden. Im Rahmen der Validierung beteiligte sich die GRS an den internationalen OECD-Standard-Problemen zur Simulation passiver Komponenten,

zur Simulation des Misch-aerosolverhaltens und zur Jodchemie im Sicherheitsbehälter.

Gemeinsam mit dem IPSN wird das Rechenprogramm ASTEC entwickelt. Es handelt sich um einen Integralcode auf der Basis teilweise vereinfachter Modelle, der den Gesamtablauf schwerer Störfälle im Reaktorkühlkreislauf und im Sicherheitsbehälter simuliert. Bei ASTEC soll das Verhältnis von Rechenzeit zur jeweiligen Problemzeit möglichst klein sein.

Die aktuelle Entwicklung läuft derzeit zweigleisig. Zum einen wird die aktuelle Version hinsichtlich des Spaltprodukttransports im Primärkreis und des Jodverhaltens im Sicherheitsbehälter verbessert. Diese verbesserte Version ist die Ausgangsversion für eine breit angelegte externe europäische Validierung von ASTEC, die im Rahmen des Projekts EVITA (5. Rahmenprogramm der EU) durchgeführt wird. Zum anderen wird eine neue Version entwickelt, bei der die Erweiterung der Thermohydraulikmodelle für die Kühlkreisläufe und der Modelle für die Kernzerstörung sowie die verbesserte Simulation der Schmelze-Beton-Wechselwirkung im Vordergrund stehen.

Das Rechenprogramm LAVA beschreibt Ausbreitung und Umverlagerung geschmolzener Kernmaterialien im Sicherheitsbehälter. Die Modellierung der relevanten Materialeigenschaften ist weiterentwickelt und an Ausbreitungsversuchen mit einem Kernschmelzsimulat erfolgreich validiert worden. Nachrechnungen zu Ausbreitungsversuchen mit prototypischen Kernschmelzen, die hinsichtlich der Materialeigenschaften größere Unsicherheiten aufweisen, zeigen ebenfalls gute Übereinstimmungen mit den Experimenten. Zukünftige Arbeiten konzentrieren sich vorrangig auf die Kühlbarkeit einer derart ausgebreiteten Schmelze.

Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA)

Im Rahmen der Methodenentwicklung zu „probabilistischen Dynamikrechnungen“ wurde die Anwendung des „Monte

Carlo Dynamic Event Tree (MCDET)“-Methodenkonzeptes zunächst anhand eines Demonstrationsbeispiels erprobt. Zur Erweiterung wurde eine Schnittstelle zwischen dem Stochastikmodul und dem jeweiligen Dynamikmodell erstellt sowie eine Auswertekomponente für den Stochastikmodul entwickelt. Das MCDET-Methodenkonzept wurde erfolgreich zur Ermittlung des PSA-Beitrages eines Brandszenarios eingesetzt. Zusätzlich wurden Arbeiten zur Quantifizierung von Häufigkeiten lokaler Entstehungsbrände auf der Datenbasis von deutschen und französischen Kernkraftwerken durchgeführt.

Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit Mittel- und Osteuropa

Hauptziel der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit Russland und den mittel- und osteuropäischen Ländern ist die Adaption, Weiterentwicklung und Validierung von GRS-Rechenprogrammen für Reaktoren russischer Bauart sowie deren Einsatz bei gemeinsamen Arbeiten.

So wurden mit Tschechien eine ATHLET-Nachrechnung für eine Transiente in einem WWER-440 durchgeführt und für die Anlage Dukovany (WWER-440) ein Eingabedatensatz für ATHLET-CD erstellt. Schwerpunkte der Kooperation mit der Slowakei und Bulgarien waren die Nachrechnungen von Transienten in den WWER-Anlagen Bohunice und Kozloduj sowie von Experimenten am russischen ISB-Versuchsstand und dem ungarischen PMK-Versuchsstand. In Abstimmung mit Minatom soll das GRS-Rechenprogramm ATHLET als Referenzcode für das neu zu entwickelnde thermo-fluiddynamische Simulationsprogramm KORSAR in Russland dienen.

In Zusammenarbeit mit Litauen wurden mit dem 3d-Kernmodell QUABOX/CUBBOX Berechnungen für die RBMK-Anlage Ignalina zur Bewertung des geplanten Zweitschaltsystems durchgeführt. Des Weiteren wurden Kernberechnungen zur Anlage Kursk mit dem Kurtchatow-Institut im Rahmen eines IAEA-Programms durchgeführt.

Durch die gemeinsamen Arbeiten mit den jeweiligen Partnerinstituten konnte deren fachliche Kompetenz für sicherheitstechnische Untersuchungen unterstützt und weiter gestärkt werden.

Research and Development for an In-depth Safety Assessment of Nuclear Power Plants

The research and development (R&D) activities on reactor safety are performed at GRS in close connection with the evaluation of operating experience and the technical consultancy in the field of supervision and licensing of nuclear power plants. They contribute essentially to an in-depth safety assessment and the further development of reactor safety. The R&D work comprises the development and validation of computer codes for analytical simulations of incidents and accidents for the reactor core, the reactor cooling system and the confinement, as well as for the probabilistic safety analyses for determining the integral risk of nuclear power plants. The assistance in and the evaluation of national and international experiments constitute an important element. The participation of GRS comprises the specification of the experiments and their detailed evaluation. Thus, GRS is integrated in the international network for reactor safety research. The results obtained establish the scientific basis for the further development and the application of analytical simulation models.

The progress achieved in the period under review, is presented in this annual report by three major topics. In addition, an outline is given on each of the specific areas.

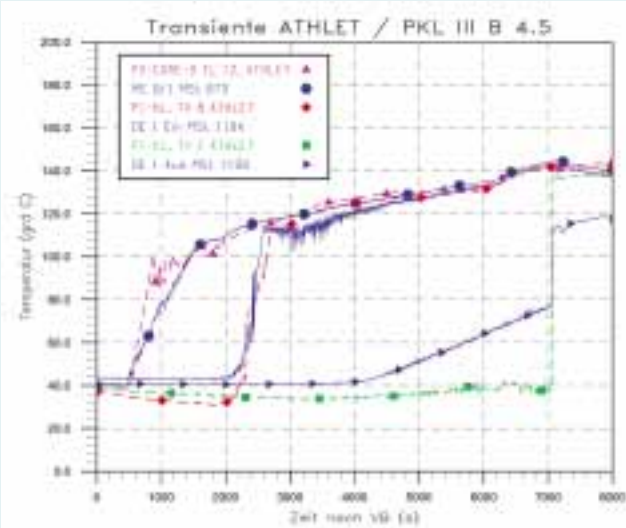
Core behaviour

The following work was performed in the field of reactor physics:

- The provision of nuclear data libraries for design and accident calculations with Monte-Carlo and deterministic programs solving the neutron transport equations. This work was performed in co-operation with the Institute for Nuclear Technology and Energy Systems (IKE) in Stuttgart and will be presented in a separate chapter.
- The validation of the coupled ATHLET-QUABOX/CUBBOX program system for accident calculations by participation in the international OECD benchmark activities for core transients. Meanwhile, the evaluation of the PWR Main Steam Line Break (MSLB) Benchmarks has been finalised. The results and experiences from the comparison, for which good results were achieved with the GRS code ATHLET-QUABOX/CUBBOX, were presented and discussed at several international conferences. At present, a turbine trip transient for a BWR-plant is analysed, again within the framework of the OECD, for which measurements at the American plant Peach Bottom 2 are available.
- For the improvement of burn-up calculations of uranium and mixed-oxide fuel, the well-established GRS program OREST was coupled with the standard neutron-transport model KENO-V. For the validation, a large number of PWR and BWR fuel assembly designs were calculated, and the changes of the reactivity coefficients and the nuclide inventory with burn-up were systematically determined.

Fuel rod behaviour

For the determination of the fuel rod behaviour at higher burn-up and with the use of new cladding materials, the TESPACOM computer code is being developed further. In the model, the material correlations are supplemented for the pellet (UO₂, MOX, Gadolinium) at high burn-up. Further, the material properties of zirconium-niobium alloys were determined to consider the high-temperature cladding creep and the transient structural



▲ Fig. 1: Primary-side fluid temperatures

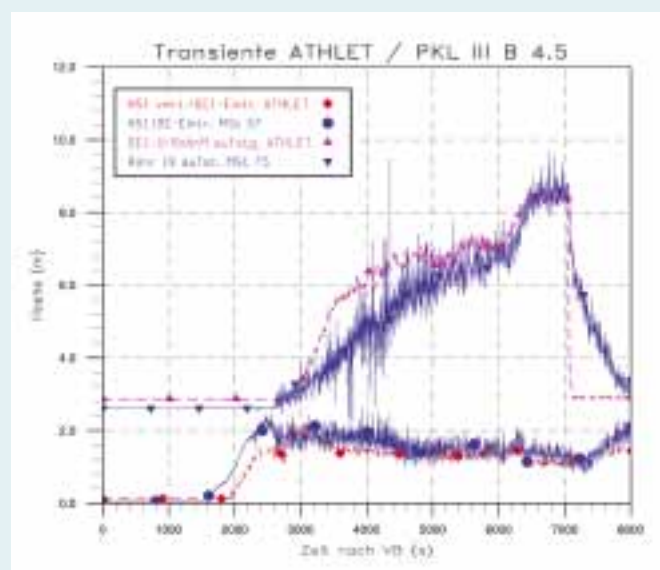


▲ Fig. 2: Primary-system pressure (upper plenum)

After shut down of the residual-heat-removal system, the temperature in the core begins to increase at about 400 s (measurement "ME 9/1 MSt 670", ATHLET "PV-CORE TL 12" in Fig. 1), and after reaching the saturation temperature with the steam generation, the pressure increases, too (measurement "ober.Plenum MSt 243", ATHLET "PV-UH1 PRESS 3" in Fig. 2). As the temperature increase in the DE1 inlet chamber shows (measurement "DE1 Ein MSt 1194", ATHLET "P1-HL TV 8" in Fig. 1), the steam is moved into the SG by the pressure increase in the pressure vessel, which leads to the displacement of the nitrogen into the SG outlet areas.

The major part of the steam condenses in the ascending DE1-U-pipe, where the secondary-side water is located. Due to the counter-current flow limitation, only a part of the condensate can flow back into the upper plenum via the hot leg. This leads to the accumulation of water and to the increase of the level in the inlet area (measurement "HS1/DE1-Eintr. MSt 57", ATHLET "HS1 vert.+DE1-Eintr." in Fig. 3) and in the ascending DE1-U-pipe (measurement "Rohr 19 aufst. MSt 75", ATHLET "DE1-U-RohrM aufst." in Fig. 3).

The water accumulation almost completely prevents the intrusion of the steam into the DE1-outlet area, i.e. there is cold nitrogen gas (measurement "DE1 Aus MSt 1199", ATHLET "P1-CL TV 1" in Fig. 1). The abrupt temperature increase at about 7000 s in the DE1-outlet area is due to an unplanned leakage in the partition seal between the inlet and outlet chambers of DE1, which may lead to a sudden overflow of the two-phase mixture. This is confirmed by the drop of the level in the ascending DE1-



▲ Fig. 3: Level in the inlet area and in the ascending U-pipe of DE1

U-pipe (measurement "Rohr 19 aufst. MSt 75" in Fig. 3) and the slight pressure drop in the upper plenum (measurement "ober.Plenum MSt 243" in Fig. 2).

The comparison of calculation and experiment in the Figures 1, 2 and 3 shows that the calculation of the accident sequence on mid-loop operation in the time range suitable for the validation of up to about 7000 s was in good agreement with the measured values.

ral change. The influence of the hydrogen content on the cladding behaviour is to be taken into account. The extended fuel-rod model TESPAs shall be applied for the analysis of the damage extent in case of loss of coolant, but it shall also be qualified for the determination of the fuel rod behaviour under the conditions of a reactivity initiated accident.

Behaviour of the reactor cooling system

The **ATHLET** computer code for modelling the accident behaviour of nuclear power plants has reached an advanced level of development and validation. The program is extensively applied for accident analyses of LWR- und VVER-plants. A new area of application concerns the analyses of the low-power and shutdown operation, so that the validation for this field has been intensified.

Of particular interest was the post-calculation of the PKL III B 4.5 test which analyses the plant behaviour in mid-loop operation with closed primary system in case of loss of the residual-heat-removal system and subsequent heat removal with only one steam generator (SG). Here, the influence of the nitrogen above the water level on the heat transfer from the core to the secondary side of the SG is of importance. In the calculation following models should be checked: the models for the steam condensation and the heat transfer in the SG U-tubes under the influence of the inert gas, the "flooding based drift" model for the simulation of the counter-current flow limitation and the water accumulation in the SG U-tubes, as well as the thermo-hydraulics five equations model in combination with the multi-component model for the description of the inert gas.

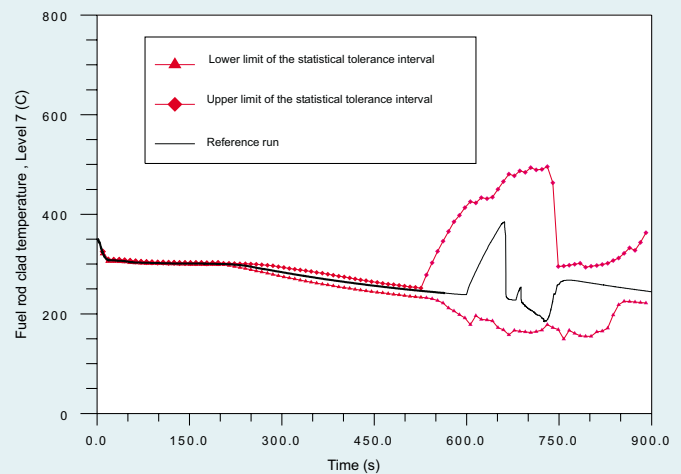
ATHLET-CD

ATHLET-CD is a program system for the realistic simulation of accidents with core meltdown. It simulates core damage and core degradation, the flow and heat transfer processes, the release of fission products and aerosols from the fuel and the control elements, as well as the trans-

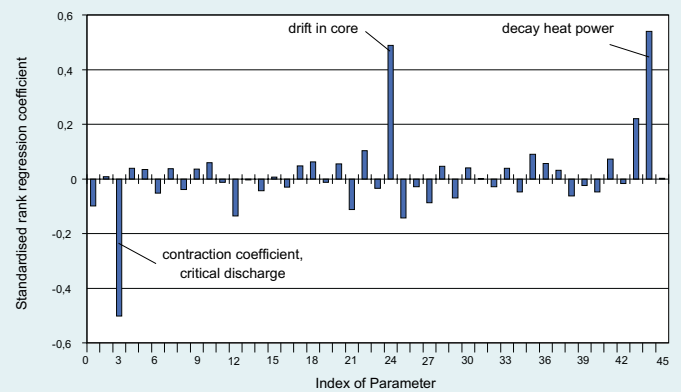
Example for the quantification of the prediction capability of computer codes

A 5%-break in the cold leg of the reactor coolant line at a German reference reactor was analysed. The figures show minimum and maximum values of the cladding temperatures in the high-loaded level of the core calculated with ATHLET. With the calculated upper limit of the uncertainty range, the margin to the value for the maximum permissible temperature is determined. Moreover, the result of a reference calculation is presented, for which specified initial and boundary conditions as well as the values for the model parameters recommended in the input description of ATHLET were used.

Comparison of the time function of the statistical tolerance interval and the result of the reference calculation, both obtained with ATHLET, in the high-power level of the core



Sensitivity measures of the peak cladding temperature during heat-up with respect to the selected 45 input parameters



In addition, the evaluation reveals which input parameters exert the largest influence on the value range of the results. This ranking can be used as additional assessment criterion for the improvement of the prediction capability of the computer codes. In the described example, the decay heat, the contraction coefficient at the break location and the vertical drift in the core have the highest influence on the cladding temperature during the heat-up phase. Positive values mean that the input parameter and the result (cladding temperature) develop into the same direction, i.e. an increase of the value of the input parameter tends to result in a temperature increase. In case of negative values, the input parameter and the result develop into the opposite direction.

port of the fission products and aerosols in the primary and secondary system of the reactor plant. For the validation of the total calculation program, post-calculations were performed on quench tests of the FZK, on integral tests of the Phébus fission product projects, as well as on the TMI-2 accident. The calculations showed that the scope of simulation and the quality of the results achieved have been improved substantially. As a result, the application spectrum of the program has been extended considerably. It provides essential contributions to the interpretation of the test results. In the meantime, the ATHLET-CD has also been integrated into the GRS analysis simulator.

Quantification of the prediction capability of computer codes

The quantification of the prediction capability of computer codes remains a focal point of R&D at GRS. It is required for the derivation of quantified statements on the margins to the limit values, since conservative assumptions cease to be applied increasingly. The findings achieved within the framework of extensive experimental programmes were implemented in the improved computer codes. However, the models can only describe the thermal-hydraulic mechanisms with limited accuracy. Therefore, a value range with a frequency distribution is used for model parameters instead of single values. In addition, uncertainties of the initial and boundary conditions are taken into account, e.g. uncertain states of the reactor at initiation of an incident. Based on the value ranges and frequency distributions of these input parameters, the scatter bands and frequency distributions of the computer code results are determined. With the SUSA (Software system for Uncertainty- and Sensitivity-Analyses) code, developed at GRS, the prediction capability can be quantified.

Component safety

Within the framework of the focal point of R&D "Integrity and Reliability", the analysis methods for the simulation of the structure-mechanical behaviour of

components exposed to high temperatures over longer periods of time, and for which creep processes are a main issue, are further developed.

The current work concentrates on the post-calculations of experiments of the OECD Lower Head Failure (OLHF) Project performed at the SANDIA National Laboratory (Albuquerque, USA). The countries participating in the OECD project are the USA, Belgium, Finland, France, Germany, Spain, Sweden, and the Czech Republic. For the post-calculation of the deformation and creep behaviour of the scaled models of a bottom head of the reactor pressure vessel, analysis models are being developed with consideration of the available material data. By means of analyses on the OLHF experiments, the prediction accuracy of the available analysis methods regarding a realistic simulation of the creep behaviour of components at high temperatures is demonstrated. In this respect, the influence of temperature gradients in the wall on the failure time of the test assemblies is analysed. Moreover, a criterion for the determination of component failure due to creep and plastification at high temperatures shall be derived considering further results on creep experiments, which can be used for safety-related issues. The analyses on the experiments OLHF-1 and -2 show that the deformation behaviour resulting from the plastification and creep properties of the material can be approximated very well.

For the assessment of technical risks, calculation methods are applied to an increasing extent, which enable a quantitative determination of the reliability of active and passive components. With regard to the probabilistic safety analyses of nuclear power plants, statements on structure reliability, in particular on the assessment of initiating events with extreme consequences and the loss of integrity in case of beyond-design-basis events, are required.

Analyses of incident and accident sequences in the confinement

For analyses of incident and accident sequences in the confinement, the computer codes COCOSYS, ASTEC and LAVA are being upgraded and validated at GRS.

The COCOSYS computer code for the description of the processes taking place in the containment during an incident or accident mainly includes mechanistic models. Main topics were the improvement of the models for the description of the wash-out of aerosols and fission products due to spraying and the modelling of general processes in case of oil and cable fires. Within the framework of the validation, GRS participated in the international OECD standard problems on the simulation of passive components, on the simulation of the mixed-aerosol behaviour and on the iodine chemistry in the containment.

The ASTEC computer code is jointly being developed with IPSN. It is an integral code on the basis of partly simplified models for the simulation of severe accident sequences in the reactor cooling system and in the containment. With ASTEC, the computing time compared to the respective problem time shall be reduced as far as possible.

At present, the development is being performed in two ways. On the one hand, the current version is being improved regarding the fission product transport in the primary system and the iodine behaviour in the containment. This improved version provides the basic version for a wide external European validation of ASTEC, realised within the framework of the EVITA project (5th framework programme of the EU). On the other hand, a new version is being developed with emphasis on the extension of the models for the thermal-hydraulics of the cooling circuits and for the core degradation, as well as on the improved simulation of the melt-concrete interaction.

The LAVA computer code describes the spreading and displacement of molten core material in the containment. The modelling of the relevant material properties has been improved and successfully validated by means of spreading experiments with a core-melt simulate. Post-calculations on spreading experiments with prototypical core melt, which show larger uncertainties regarding the material properties, are also in good agreement with the experiments. Future activities will primarily concentrate on the coolability of such spread melt.

Probabilistic safety analysis (PSA)

Within the framework of the development of methods on "Probabilistic Dynamics Calculations", the application of the "Monte Carlo Dynamic Event Tree (MCDET)"-methods concept was first tested by means of a demonstration example. For its extension, an interface was implemented between the stochastics module and the corresponding dynamics module, an evaluation component for the stochastics module was developed. The MCDET methods

concept was successfully applied for the determination of the PSA contribution of a fire scenario. In addition, works were performed on the quantification of frequencies of local initial fires on the basis of data from German and French nuclear power plants.

Scientific and technical co-operation with Central and Eastern Europe

Primary objective of the scientific and technical co-operation with Russia and the countries of Central and Eastern Europe is the adaptation, upgrading and validation of GRS computer codes for Russian-designed reactors and their application in joint activities.

With the Czech Republic, an ATHLET post-calculation was performed for a transient in a VVER-440, and an input dataset was developed for ATHLET-CD for the Dukovany plant (VVER-440). The co-operation with the Slovak Republic and Bulgaria concentrated above all on the post-calculations of transients in the VVER-plants Bohunice und Kozloduj as well as on experiments at the Russian

experimental facility ISB and the Hungarian experimental facility PMK. In agreement with Minatom, the GRS-developed ATHLET computer code shall serve as reference code for the thermal-fluidodynamical simulation program KORSAR in Russia, which is to be developed.

In co-operation with Lithuania, calculations were performed with the 3d-core model QUABOX/CUBBOX for the RBMK-plant Ignalina for the assessment of the planned second shutdown system. Further, core calculations for the Kursk plant were performed in cooperation with the Kurchatov Institute within the framework of an IAEA programme.

Due to the joint activities with the partner institutes, their expertise for safety-related analyses was supported and further strengthened.

S. Langenbuch, K. Wolfert

Mehrdimensionaler Fluidodynamik-Modul für ATHLET

Die GRS entwickelt im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung des BMWi Methoden und Werkzeuge für die Beurteilung und Bewertung der Reaktorsicherheit. Zur Simulation von Stör- und Unfällen mit Hilfe von Computermodellen wird der Systemcode ATHLET entwickelt und verifiziert. Die ATHLET-Entwicklung hat zum Ziel, ein einheitliches Programmsystem für die Simulation von Kühlmittelverlust- und Transientenstörfällen bereitzustellen. Die Rechenmodelle zur mechanistischen Simulation der Phänomene in den Kühlkreisläufen sind inzwischen ausgereift und verifiziert. In anderen Bereichen, zum Beispiel bei der Simulation von mehrdimensionalen Vorgängen in Komponenten, besteht noch ein erheblicher Entwicklungsbedarf. Bei verschiedenen Störfallsequenzen ist es für eine realistische Beschreibung erforderlich, die auftretenden Strömungsvorgänge mehrdimensional zu beschreiben. Bei Transienten ohne Kühlmittelverlust, wie den Unterkühlungs- und Borverdünnungstransienten, sind die Verteilungen von besonderem Interesse, die durch asymmetrische Einflüsse aus den Kühlmittelleitungen und dem Ringraum entstehen. Bei Kühlmittelverluststörfällen mit großen und mittleren Lecks kommt es während der Druckentlastungsphase zu Asymmetrien im Reaktordruckbehälter, die von der Lage des Lecks in einer der Hauptkühlmittelleitungen und von der Lage der Notkühlleinspeisestellen ausgehen. Für die Wirksamkeit des eingespeisten Notkühlwassers bei der Kernkühlung sind die Verteilung und die Durchmischung im zweiphasigen Bereich im Ringraum, dem Kern und im unteren und oberen Plenum von besonderer Bedeutung.

Für eine echte mehrdimensionale Simulation der zweiphasigen Strömungsverhältnisse im Ringraum eines Reaktordruckbehälters wurde für ATHLET mit dem Rechenprogramm FLUBOX ein zweidimensionales Downcomer-Modul entwickelt /GRA96/. Mit dem gekoppelten Programmsystem ATHLET/FLUBOX konnten in einer Nachrechnung des Experiments UPTF-Test 6 /WSW86/, /QLR89/, die Gegenstromverhältnisse von Wasser und Dampf im Ringraum des Reaktordruckbehälters recht gut wiedergegeben werden. Der Testfall 6 diente der Untersuchung von Gegenstrombegrenzungen zwischen Wasser und Dampf während der Wiederauffüllphase nach einem großen Bruch in einer der Hauptkühlmittelleitungen. Bei der Nachrechnung hatte sich jedoch gezeigt, dass die mehrdimensionalen Wechselwirkungen und unsymmetrischen Verteilungen der Strömungsverhältnisse an der Schnittlinie Ringraum – unteres Plenum nicht genau genug nachgebildet werden konnten, da für das untere Plenum nur ein eindimensionales Objekt verwendet wurde. Die Simulation des unteren Plenums muss also die geometrischen Bedingungen und die Strömungsverhältnisse voll erfassen, was nur mit einem dreidimensionalen Modell möglich ist. Es wurde deshalb ein dreidimensio-

nales Modul für das untere Plenum auf der Basis der im 2d-Downcomer-Modul bewährten Verfahren entwickelt /GRP01/. Für eine Nachrechnung des UPTF Test 6 wurde das Modell des unteren Plenums um den Ringraum und Teile des Kerns erweitert. Dieser Rechenbereich wurde mit insgesamt etwa 23 000 diskreten Punkten approximiert.

Zur numerischen Simulation der Strömungsverhältnisse im Primärkreis ist die Kopplung des eindimensionalen Netzwerks des Systemcodes ATHLET mit einzelnen mehrdimensionalen Modulen erforderlich. Für die automatische Kopplung von ATHLET mit FLUBOX wurde eine dynamische Kopplung beider Rechenprogramme erstellt. Der Anwender muss dazu in der ATHLET-Eingabe Schnittstellen-Objekte definieren mit Angaben über den Typ der Schnittstelle und seine Lage im ATHLET-Netzwerk. Die eigentliche programmtechnische Kopplung erfolgt dann automatisch.

Nachdem die mathematisch-numerische Behandlung der dreidimensionalen Modellgleichungen zur Beschreibung von Zweiphasenströmungen möglich geworden ist, gewinnt die physikalische Formulierung dieser Gleichungen zunehmend an Bedeutung. In FLUBOX kommen für

die physikalische Modellierung grundsätzlich Zwei-Fluid Modelle zum Einsatz, deren konvektive Anteile den hyperbolischen Charakter der Gleichungen erhalten. Die hyperbolische Eigenschaft ist eine notwendige Voraussetzung für den Einsatz der verwendeten numerischen Verfahren und Methoden. In der weiteren Entwicklung sind die konstitutiven Gleichungen im Zwei-Fluid Modell für die verschiedenen Strömungsformen genauer zu modellieren. Als ein viel versprechender Ansatz zur qualitativen Verbesserung der konstitutiven Terme wird in der Literatur die Transportgleichung für die Konzentration der Zwischenphasenfläche betrachtet, um die Strömungskarten der herkömmlichen Systemcodes zu ersetzen. Die Beschreibung der Quell- und Senkterme für die verschiedenen Strömungsformen ist Gegenstand der aktuellen Forschung. Zu ihrer Bestimmung sind vorliegende Experimente auszuwerten. In diesem Zusammenhang sind auch Turbulenz bestimmende Modellgleichungen von Bedeutung, weil die Turbulenz entscheidend die Phasentrennfläche und den Massentransport zwischen den Phasen beeinflusst. Aus diesem Grund hat die experimentelle Datenbasis für stationäre und transiente Zweiphasenströmungen eine große Bedeutung für die weitere Modellentwicklung. Die GRS bindet deshalb in ihre Entwicklungsarbeit die experimentellen Untersuchungen von deutschen und ausländischen Forschungszentren ein.

Die Computersimulation mehrdimensionaler Vorgänge stellt laufend erhöhte Anforderungen an die Effizienz und Genauigkeit der numerischen Verfahren, die deshalb ständig weiterentwickelt und verbessert werden müssen. In einem Kooperationsprojekt des BMBF /BMF00/ zwischen der GRS und dem Lehrstuhl V für Informatik der TU München (Prof. Zenger, /ZEN01/) werden effiziente iterative Lösungsverfahren für die bei mehrdimensionalen Problemen sehr großen linearen Gleichungssysteme gesucht. Die Untersuchungen sollen feststellen, ob mit neueren iterativen Verfahren – gegenüber der in FLUBOX implementierten Zwischenschrittmethod – eine weitere Effizienzsteigerung möglich ist.

Im Sinne einer weiteren Verbesserung der Reaktorsicherheit sind europäische Ko-

operationen von besonderer Bedeutung. Eine gemeinsame Nutzung der Ressourcen führt zur weiteren Steigerung von Effizienz und Qualität. Die Entwicklungsarbeiten der GRS werden deshalb zunehmend in internationale Kooperationen eingebunden. Innerhalb des 5. EU-Rahmenprogramms im Bereich der Kernenergie ist die GRS an der Aktion ASTAR (Advanced 3D Two-Phase Flow Simulation Tool for Application to Reactor Safety) beteiligt. Das Ziel des Projekts ist, die Simulationsfähig-

keit für dreidimensionale Zweiphasenströmungen bei der Berechnung sicherheitsrelevanter Phänomene für Leichtwasserreaktoren in den bestehenden Thermohydraulikcodes zu verbessern. Dies erfolgt durch die Anpassung und Entwicklung neuester numerischer Verfahren mit hoher Genauigkeit für die zeitabhängige Zweiphasenströmung. Die verbesserte mehrdimensionale Simulation kann dann auch als Grundlage für eine neue Generation von Thermohydraulik-Codes dienen.

calculation of the UPTF Test 6, the model of the lower plenum was extended by the downcomer and parts of the core. This computational domain was approximated with a total of about 23,000 discrete points.

The numerical simulation of the flow conditions in the primary circuit requires the coupling of the one-dimensional network of the ATHLET code with individual multi-dimensional modules. For the automatic coupling of ATHLET with FLUBOX, a dynamic coupling of both computer codes was established. Here, the user has to define interface-objects in the ATHLET input data with details on the type of the interface and its location in the ATHLET network. The actual coupling of the programs is then performed automatically.

After the mathematical-numerical treatment of the three-dimensional model equations for the description of two-phase flows has become feasible, the physical formulation of these equations increasingly gains in importance. In FLUBOX, two-fluid models are generally applied for the physical modelling. Due to the convective parts of these models, the hyperbolic nature of the equations remains unchanged. The hyperbolic property is a necessary prerequisite for the application of the numerical methods used. Regarding the further development, the constitutive equations in the two-fluid model for the different flow types have to be modelled more precisely. In the literature, the transport equation for the concentration of the interfacial area is regarded to replace the flow-regime maps of the conventional computer codes, as a promising approach to improve the quality of the constitutive terms. The description of the source and sink terms for the different flow types is subject matter of current research activities. For their determination, the results of experiments have to be evaluated. In this regard, turbulence-modulate model equations are also of importance, since the turbulence has a significant influence on the interfacial area and the mass transport between the phases. For this reason, the experimental database for stationary and transient two-phase flows is of great importance for the further model development. Therefore,

Multi-Dimensional Fluid-Dynamics Module for ATHLET

Within the framework of nuclear safety research of the BMWi, GRS develops methods and tools for the assessment and evaluation of nuclear safety. For the simulation of incidents and accidents by means of computer codes, the ATHLET code is being developed and verified. The development of ATHLET has the objective to provide a standardised program system for the simulation of loss-of-coolant accidents and transients. Meanwhile, the computer models for the mechanistic simulation of the phenomena in the cooling circuits have been advanced and verified. With regard to other fields, e.g. the simulation of multi-dimensional processes in components, further development is still required to a considerable degree. For certain accident sequences, the multi-dimensional description of the occurring flow processes is necessary for a realistic simulation. In case of transients without loss of coolant, such as the subcooling and boron dilution transients, those distributions are of special interest which result from asymmetric influences from the coolant loops and the downcomer. In the course of loss-of-coolant accidents with large- and medium-size leaks, asymmetries occur during the depressurisation phase in the reactor pressure vessel which originate from the leak location in one of the main coolant legs and from the emergency cooling injection points. Regarding the effectiveness of the injected emergency cooling water for core cooling, the distribution and mixing in the two-phase area in the downcomer, the core and the lower and upper plenum are of special significance.

For a realistic multi-dimensional simulation of the two-phase flow conditions in the downcomer of a reactor pressure vessel, a two-dimensional downcomer module was developed for ATHLET with the FLUBOX code /GRA96/. With the coupled program system ATHLET/FLUBOX, it was possible to describe the countercurrent flow conditions of water and steam in the downcomer of the reactor pressure vessel relatively good. Test 6 served to investigate the countercurrent flow limitations between water and steam during the refill phase after a large break in one of the main coolant legs. However, the post-test calculation showed that the multi-dimen-

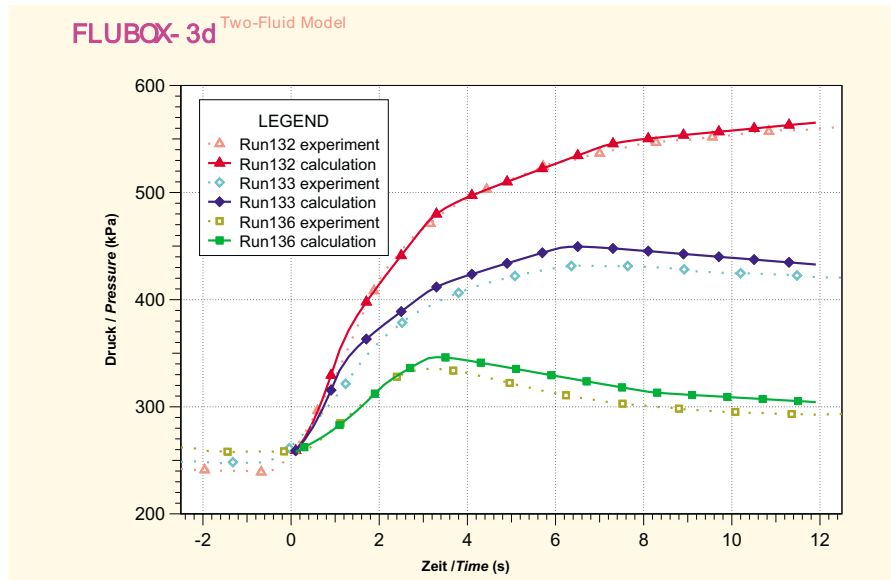
sional interactions and asymmetric distributions of the flow conditions at the interface between downcomer and lower plenum cannot be modelled with a sufficient degree of preciseness, since for the lower plenum only a one-dimensional object was used. Thus, the simulation of the lower plenum must completely cover the geometric and flow conditions, which is only possible by means of a three-dimensional model. For this reason, a three-dimensional module was developed for the lower plenum on the basis of the methods proven to be successful in the two-dimensional downcomer module /GRP01/. For a post-test

GRS incorporates the experimental investigations of German and foreign research centres into its development activities.

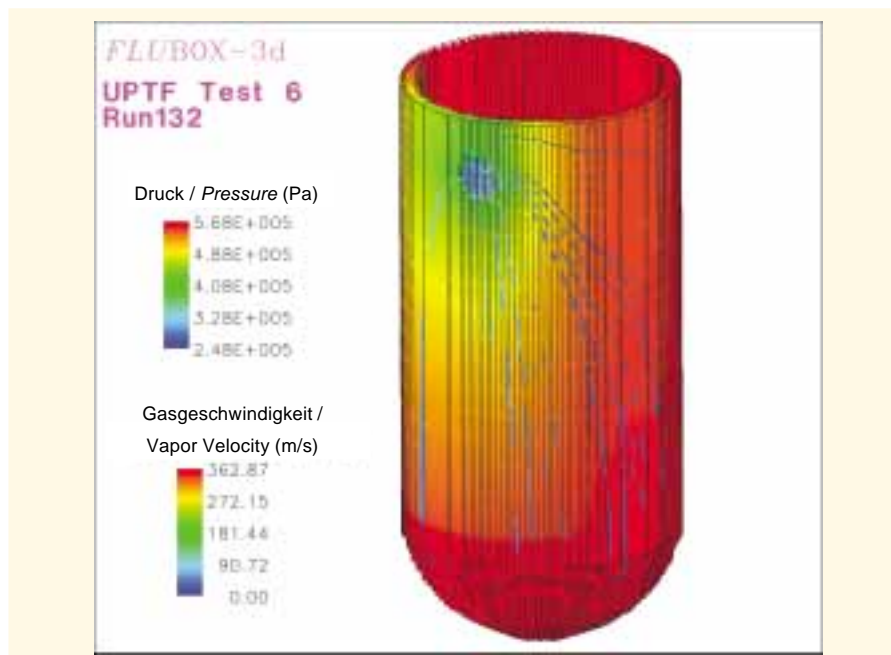
The computer simulation of multi-dimensional processes does not stop to

put increasing demands regarding efficiency and accuracy on the numerical methods. For this reason, they have to be further developed and improved continuously. In a co-operation project of the BMBF /BMF00/ between GRS und Chair V for Informatics of the Technical University

of Munich (Prof. Zenger, /ZEN01/), efficient iterative solution methods for linear equation systems, which are very large in case of multi-dimensional problems, are searched for. By means of the investigations it shall be determined whether a further increase in efficiency is possible with iterative methods compared to the fractional-step method implemented in *FLUBOX*.



▲ UPTF Test 6: Zeitverlauf des gemessenen und berechneten Druckanstiegs im Ringraum
 UPTF Test 6: Time distribution of the measured and calculated pressure increase in the downcomer



▲ UPTF Test 6: Berechnete Druckverteilung und Stromlinien zu Run 132 (300 kg/s Dampf) zum Zeitpunkt $t = 12$ s

UPTF Test 6: Calculated pressure distribution and stream lines for Run 132 (300 kg/s vapor) at point in time $t = 12$ s

For the further improvement of nuclear safety, European co-operations are of special importance. A shared use of resources leads to a further increase in efficiency and quality. For this reason, the development activities of GRS are increasingly incorporated into international co-operations. Within the fifth framework programme of the EU in the field of nuclear energy, GRS participates in the ASTAR project (Advanced 3D Two-Phase Flow Simulation Tool for Application to Reactor Safety). The aim of this project is to enhance the simulation capabilities for 3D two-phase flows regarding the calculation of safety-relevant phenomena for light-water reactors in the existing thermohydraulics codes. This is done by adaptation and development of advanced numerical methods with a high degree of accuracy regarding transient two-phase flow. Thus, the improved multi-dimensional simulation might also be the basis for a new generation of thermohydraulics codes.

U. Graf

Literatur / References

/ZEN01/ <http://www5.information.tu-muenchen.de/forschung/bmbf2.html>

/BMF00/ BMBF-Förderprogramm: Neue mathematische Verfahren in Industrie und Dienstleistungen. Effiziente, robuste und genaue Löser für die linearen Gleichungssysteme resultierend aus den mechanistischen Modellen zur Simulation zeitabhängiger zweiphasiger Wasser-Dampf Strömungen. 03ZEM1M1, April 2000

/GRA96/ U. Graf: Zwei-dimensionale Berechnung einer Gegenströmung von Wasser und Dampf im Ringraum eines Reaktor-druckbehälters mit ATHLET/FLUBOX. GRS-A-2419, Garching, 1996

/GPR01/ U. Graf, P. Papadimitriou, P. Romstedt, M. Scheuerer: Weiterentwicklung der 2d/3d-Module für ATHLET. GRS-A-2922, Garching, 2001

/QLR89/ Quick Look Report: Upper Plenum Test Facility – UPTF-Test No. 6, Downcomer Countercurrent Flow Test. U9 316/89/2, Siemens UB KWU, Erlangen, 1989

/WSW86/ P. Weiss, M. Sawitzki, F. Winkler: UPTF, A Full-Scale PWR Loss-of-Coolant Accident Experiment Program. Atomkernenergie-Kerntechnik 49, No.1/2, pp.61-67, 1986

ASTEC-Vergleichsrechnungen zum Internationalen Standard Problem 44 (Aerosolverhalten)

Der französisch-deutsche Integralcode ASTEC (Accident Source Term Evaluation Code) wird gemeinsam von IPSN und GRS mit dem Ziel entwickelt, einen schnell laufenden Code zur Berechnung des gesamten Ablaufs eines schweren Unfalls in einem Leichtwasserreaktor vom auslösenden Ereignis bis zur Spaltproduktfreisetzung in die Umgebung zur Verfügung zu stellen. Dabei sollen alle wesentlichen Phänomene abgedeckt werden. Anwendungsfelder sind probabilistische Sicherheitsanalysen Level 2, Untersuchungen von Störfallsequenzen, Unsicherheits- und Sensitivitätsstudien und analytische Begleitung von Experimenten. Im Rahmen der Kooperation nahmen IPSN und GRS am Internationalen Standard Problem (ISP) 44 teil.

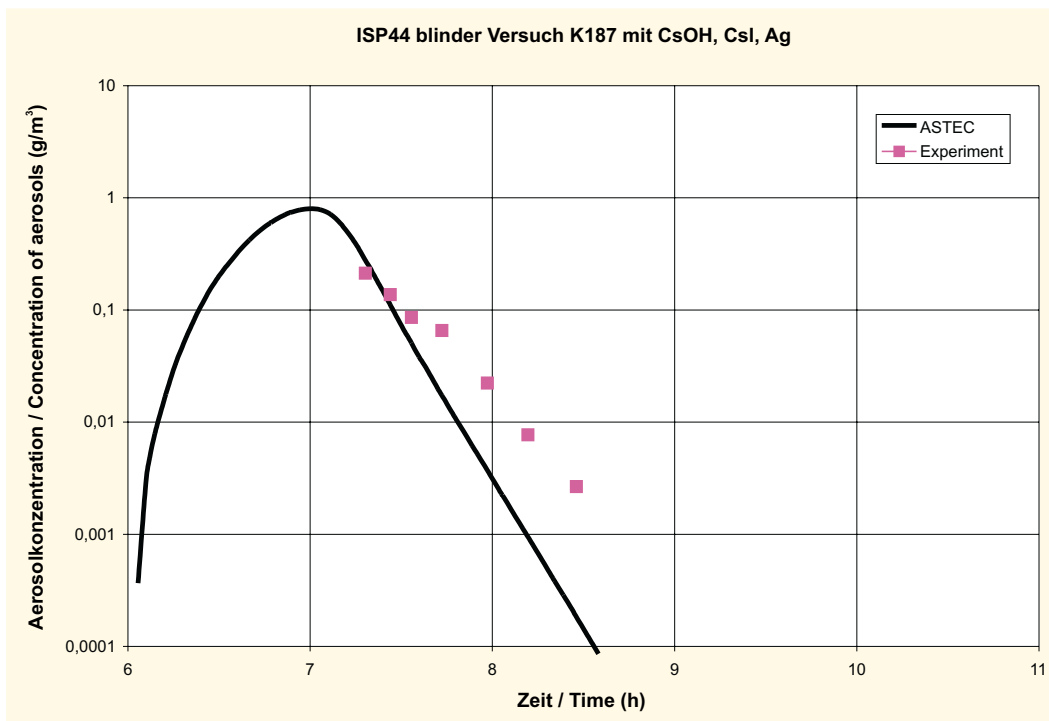
einem zylinderförmigen (2,09 m innerer Durchmesser, Wanddicke 25 mm), 2,5 m langen Stahlbehälter einer ehemaligen Personenschleuse, vorn und hinten mit zu öffnenden Türen versehen. Silber (Ag), Zinn (Sn), Cäsiumjodid (CsI) und Cäsiumhydroxid (CsOH) Aerosole konnten in Induktionstiegeln erzeugt und mit Stickstoffgas in den Versuchsbehälter eingespeist werden.

Die Versuche K187 und K148 haben entsprechend der jeweils verwendeten Aero-

solmaterialien ein stark unterschiedliches Ablagerungsverhalten. Dies wird von den ASTEC-Rechnungen gut wiedergegeben.

Wie die Rechnungen zeigen, wird im Versuch K187 die aufgrund der thermohydraulischen Zustände auftretende Nebelbildung durch den Hygroskopieeffekt verstärkt. Dies bewirkt eine Dampfkondensation auf den Aerosolpartikeln und deren schnelle Ablagerung. Dabei werden die Partikel als Agglomerate aus CsOH, CsI und Ag simuliert. Im Versuch K148 kondensiert auf dem unlöslichen, nicht hygroskopischen Silberaerosol ebenfalls Dampf, jedoch bevorzugt auf großen Partikeln, während kleinere trocken bleiben und sich somit langsamer ablagern. Dies ist eine Auswirkung des Kelvineffekts, der bei unlöslichen, nicht aber bei hygroskopischen Partikeln auftritt.

Bei hygroskopischem Material verteilt sich das Kondensat gleichmäßig auf alle Partikel und beschleunigt somit zusätzlich die Ablagerung im Vergleich zu unlöslichem Material.



▲ **Vergleich der Aerosolablagerung zwischen ASTEC-Rechnung und Experiment.** Im Versuch **K187** wurde ein Aerosolgemisch aus den hygroskopischen Materialien CsOH und CsI, sowie dem unlöslichen Ag in den Versuchsbehälter eingespeist. Die Konzentration des Aerosolgemischs nimmt etwa um den Faktor 100 pro Stunde ab. Die Abnahme der Konzentration wird von der Rechnung leicht überschätzt.

Comparison of aerosol deposition in ASTEC calculation and experiment. In the **K187** experiment, an aerosol mixture consisting of the hygroscopic materials CsOH and CsI as well as of the insoluble Ag was injected into the test vessel. The concentration decreases by about a factor of 100 per hour. The decrease of the concentration is slightly overestimated by the calculation.

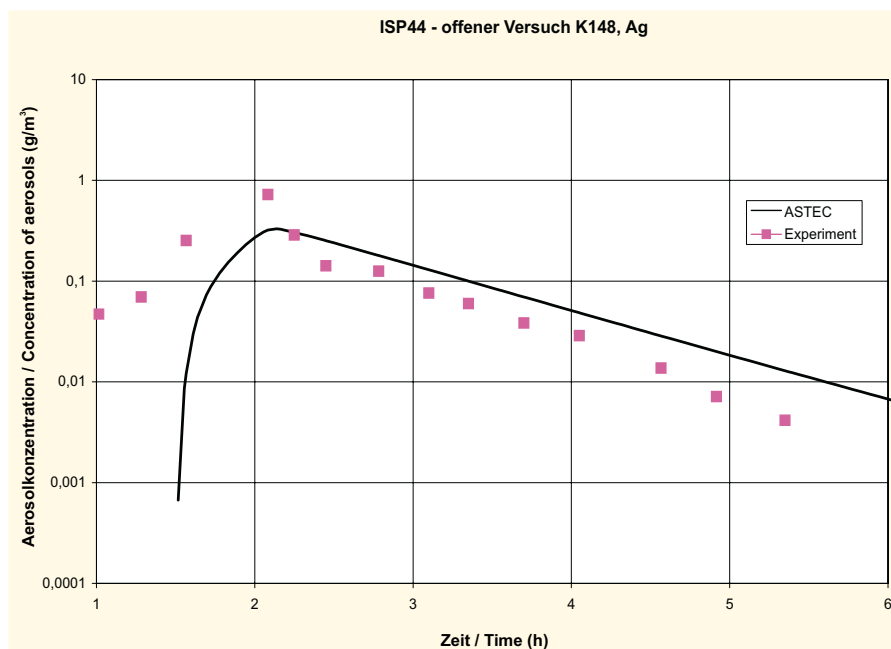
Zum ISP 44 wurden 5 Versuche aus dem KAEVER (**K**ernschmelz-**A**erosol-**V**ersuche) Versuchsprogramm zur Untersuchung des Ablagerungsverhaltens von Aerosolen in einem Modellraum ausgewählt, von denen ein Versuch (K187) ohne Kenntnis der experimentellen Ergebnisse und 4 Versuche (u.a. K148) mit

vorliegenden experimentellen Ergebnissen berechnet werden sollten. In den ausgewählten Versuchen wurde die Aerosolablagerung bei schwacher Nebelbildung untersucht.

Der KAEVER-Versuchsbehälter mit einem Volumen von 10,6 m³ bestand aus

Comparison Calculations with ASTEC as Contribution to the International Standard Problem 44 (Aerosol Behaviour)

The Franco-German integral code ASTEC (Accident Source Term Evaluation Code) is being jointly developed by IPSN and GRS. The aim is to provide a fast computer code for the calculation of the entire sequence of a severe accident in a light water reactor, starting from the initiating event and leading to the release of fission products into the environment, covering all relevant phenomena. The fields of code application are level-2 probabilistic safety analyses, analyses of accident sequences, uncertainty and sensitivity studies, and the analysis of experiments. Part of the co-operation of IPSN and GRS was the participation in the International Standard Problem (ISP) 44.



▲ Vergleich der Silberaerosolablagerung zwischen ASTEC-Rechnung und Experiment. Im Versuch **K148** mit reinem, unlöslichem Silberaerosol nimmt im Gegensatz zu Versuch K187 die Konzentration nur etwa um den Faktor 10 pro Stunde ab. Die Abnahme der Konzentration wird von der Rechnung leicht unterschätzt.

Zum Unterschied zwischen den experimentellen und gerechneten Aerosolkonzentrationen im Zeitbereich von 1 bis 2 Stunden ist anzumerken, dass entsprechend der ISP 44-Spezifikation der Beginn der Aerosoleinspeisung in der Rechnung später als im Experiment simuliert wurde. Dies hat aber keine Auswirkung auf die diskutierte Aerosolablagerungsgeschwindigkeit.

*Comparison of silver aerosol deposition in ASTEC calculation and experiment. In contrast to the K187 experiment, the concentration in the **K148** experiment with pure, insoluble silver aerosol decreases only by about a factor of 10 per hour. The decrease of the concentration is slightly underestimated by the calculation.*

As for the difference between the experimental and the calculated aerosol concentrations in the time window of 1 to 2 hours, it has to be noted that the start of aerosol injection was simulated in the calculation to occur later than in the actual experiment, which was in line with ISP 44 specifications. However, this has no effect on the discussed aerosol deposition velocity.

For the ISP 44, five experiments from the KAEVER (**K**ernschmelz-**A**erosol-**V**ersuche) experiment programme on core melt aerosols were selected for the analysis of the deposition behaviour of aerosols in a model compartment. Of these, one experiment (K187) was to be calculated without knowledge of the experimental results, and four experiments (i. a. K148) were to be calculated with the experimental results known. In the experiments chosen, aerosol deposition with slight fog formation was analysed.

The KAEVER test vessel had a volume of 10.6 m³ and consisted of a cylindrical (2.09 m inner diameter, wall thickness 25 mm) 2.5-m-long steel vessel that was formerly a personnel airlock with doors at both ends that could be opened. Silver (Ag), tin (Sn), caesium iodide (CsI) and caesium hydroxide (CsOH) aerosols were generated in induction crucibles and injected with gaseous nitrogen into the test vessel.

The experiments K187 and K148 produced a very different deposition behaviour in line with the respective aerosol materials used. This is reproduced well by the ASTEC calculations.

As the calculations show, the formation of fog in the K187 experiment due to the thermohal-hydraulic conditions is intensified by the hygroscopic effect. The latter causes steam condensation on the aerosol particles and their faster deposition. Here, the particles are modelled as agglomerations of CsOH, CsI and Ag. In the K148 experiment, steam also condenses on the insoluble non-hygroscopic silver aerosol, but this happens mainly on large particles while small ones stay dry and thus deposit more slowly. This is part of the Kelvin effect which occurs in the case of insoluble but non-hygroscopic particles. In the case of hygroscopic material, the condensate is distributed evenly over all particles, thus additionally accelerating deposition compared with insoluble material.

B. Schwinges, S. Schwarz

Nukleare Datenbibliotheken für Auslegungsberechnungen und Störfallanalysen

Die Berechnungen für die Auslegung von Brennelementen und Kernbeladungen für den Reaktorbetrieb sowie die Berechnungen der Kritikalität im Verlauf von schweren Störfällen mit Geometrieänderung und Brennstoffverlagerung erfordern die Bereitstellung von nuklearen Daten auf dem neuesten Stand. Die aktuellen Datenbibliotheken als Ergebnis internationaler Arbeitsgruppen sind JEF-2.2, JEFF-3, ENDF/B-VI bis Release 5 und JENDL-3.2. Diese Datenbibliotheken sind Grundlage für Anwendungsberechnungen zur Lösung der Neutronentransportgleichungen mit Monte Carlo Programmen wie KENO und MCNP sowie deterministischen Programmen wie DORT/TORT und TWODANT/THREEDANT. Das Monte Carlo Programm MCNP kann die Neutronenenergie in kontinuierlicher Auflösung bzw. Punktdaten behandeln, während die anderen Rechenprogramme eine Energiegruppen-darstellung zu Grunde legen.

In Zusammenarbeit mit dem IKE Stuttgart wurden auf der Basis von JEF-2.2 umfangreiche Datenbibliotheken für MCNP mit Punktdaten wie auch für eine hohe Energiegruppenzahl (292) erstellt. Die nuklearen Datensätze wurden mit NJOY ermittelt. Es wurde einheitlich eine Rekonstruktionsgenauigkeit von 0,1 % gewählt, denn eine geringere Genauigkeit kann für einige Reaktionsraten bereits zu Fehlern im Prozentbereich führen. Dies führt für Resonanzabsorber zu sehr großen Datensätzen mit bis zu 100 000 Energiepunkten je Reaktion. Die Datenbibliothek auf der Grundlage von JEF-2.2 umfasst z. Zt. 40 Aktinide, 180 Spaltprodukte, 70 Struktur- und Absorbermaterialien sowie Moderatoraten für den Temperaturbereich von 293 K bis 3000 K. Für die anderen Evaluierungen ENDF/B-VI und JENDL-3.2 wurden einzelne Datensätze generiert, die für die Nachrechnung der ausgewählten Benchmarks erforderlich waren. Mit diesen Datenbibliotheken können in der GRS mit den genannten Neutronentransportprogrammen Anwendungsberechnungen nach dem neuesten Kenntnisstand durchgeführt werden.

Die erreichbare Genauigkeit ist durch die Nachrechnung von kritischen Experimenten für unterschiedliche Konfigurationen zu überprüfen. Die charakteristischen Eigenschaften der kritischen Anordnungen in der Anwendung oder in den Experimenten sind bestimmt durch

- die Art des Brennstoffs, Uran oder Plutonium,
 - den Brennstoffgehalt, hohe oder niedrige Anreicherung,
 - die geometrische Anordnung, homogene Spaltstofflösungen bzw. -gemische oder heterogene Stabgitteranordnung sowie
 - das Moderationsverhältnis, also dem Verhältnis der Brennstoff- zu Moderatoratomen.
- Die Benchmarks wurden aus dem „International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments“ ausgewählt, die dort sehr gut dokumentiert und bewertet sind. Es wurden folgende Systeme untersucht:
- Homogene, hoch angereicherte U-Pu-H₂O-Lösungen (HEU-SOL-THERM)
 - Hoch angereicherter U-Metall (MTR) Brennstoff (HEU-MET)
 - Homogene Pu-H₂O-Lösungen (PU-SOL-THERM)
 - Homogene U-Pu-H₂O-Lösungen (MIX-SOL-THERM)
 - Heterogene UOX-H₂O-Systeme (LEU-COMP-THERM) mit quadratischem und hexagonalem Gitter
 - Heterogene MOX-H₂O-Systeme (MIX-COMP-THERM)
 - ANS (UOX), TRX (Metallisches Uran), KRITZ (UOX, MOX)-H₂O-Gitter

Fazit

Die dargestellten Nachrechnungen von kritischen Experimenten bestätigen, dass für einen weiten Anwendungsbereich mit den Daten auf der Basis von JEF-2.2 gute Ergebnisse erzielt werden können. Die Abweichungen für das Nuklid U-235 in ENDF/B-VI, Rel. 5 bzw. JEFF-3 werden inzwischen intensiv diskutiert, zeigen jedoch, dass weitere Untersuchungen notwendig sind. Der Einsatz verschiedener Rechenmethoden – deterministische im Vergleich zu statistischen Methoden – und auch unterschiedlicher Datenbibliotheken erhöht die Aussagesicherheit der nuklearen Berechnungen.

Nuclear Data Libraries for Design Calculations and Accident Analyses

The calculations for the design of fuel assemblies and core loadings for reactor operation as well as the calculations of the criticality during severe accident sequences with changes of the geometry and fuel relocation require the provision of nuclear data which are in accordance with the state of the art. The current data libraries as result from international working groups are JEF-2.2, JEFF-3, ENDF/B-VI up to Release 5 and JENDL-3.2. These data libraries are the basis for application calculations for solving the neutron transport equations with Monte Carlo codes, such as KENO and MCNP, as well as deterministic codes, such as DORT/TORT and TWODANT/THREEDANT. The Monte Carlo code MCNP can treat the neutron energy in continuous resolution, i.e. point data, whereas the other computer codes are based on an energy group representation.

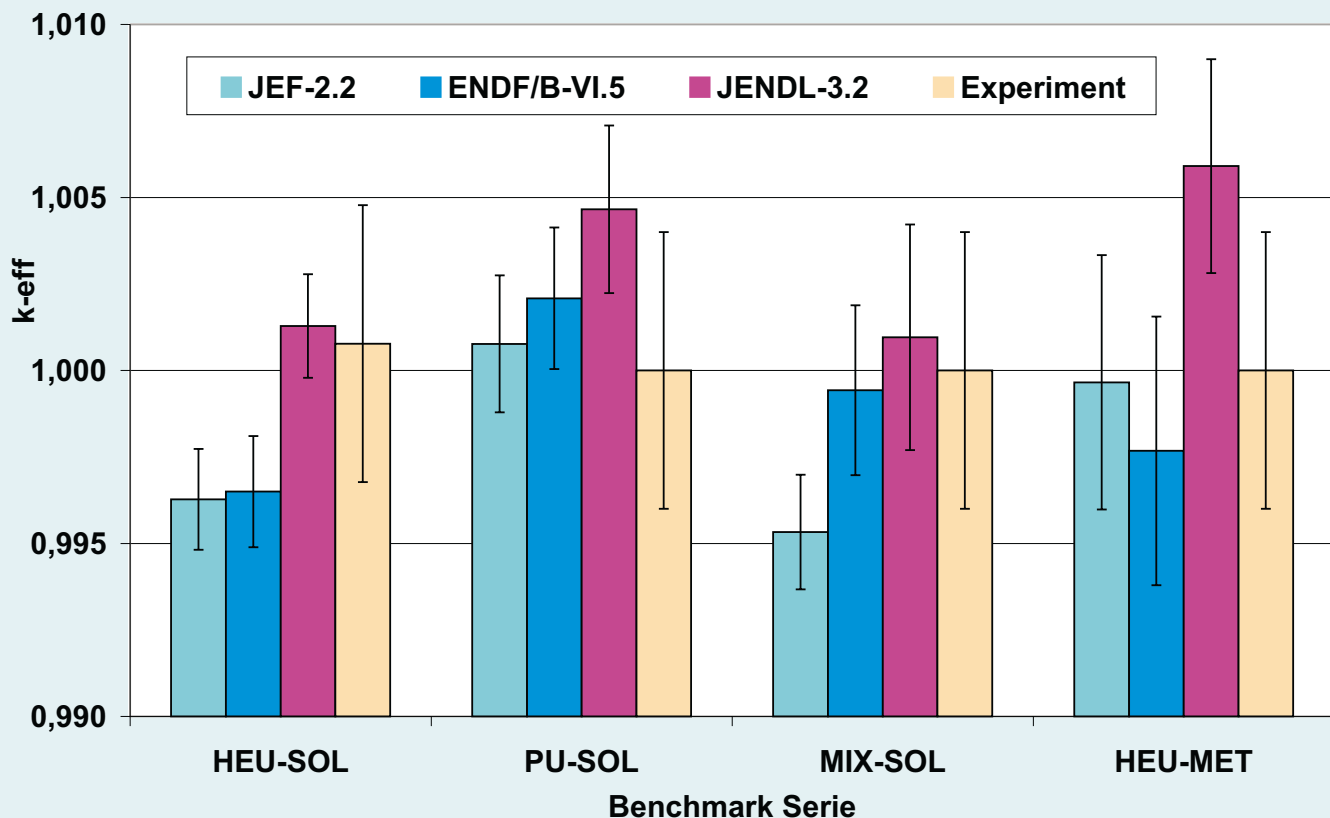
In co-operation with IKE Stuttgart, extensive data libraries were developed on the basis of JEF-2.2 for MCNP with point data as well as for a high number of energy groups (292). The nuclear

Homogene Systeme

Die mit MCNP erzielten Ergebnisse der homogenen Systeme, dazu gehören im Prinzip auch die Systeme mit dem metallischen MTR-Brennstoff (dünne Brennstoffplatten für Forschungsreaktoren), sind graphisch dargestellt.

Homogeneous systems

The results achieved with MCNP for the homogeneous systems, which principally also include the systems with the metallic MTR-fuel (thin fuel plates for research reactors), are represented in a diagram.



Die dargestellten Werte sind jeweils Mittelwerte mit den zugehörigen Standardabweichungen von einer Reihe von Fällen aus einer Serie von Benchmarks, die hier nicht detailliert angegeben werden können. Die Ergebnisse zeigen, dass die homogenen U-H₂O-Lösungen (HEU-SOL) mit JEF-2.2 und ENDF/B-VI etwas unterschätzt werden, die JENDL-basierenden Lösungen sehr gut mit den Experimenten übereinstimmen. Die homogenen Pu-(Nitrat)-H₂O-Lösungen (PU-SOL) stimmen mit JEF-2.2 und ENDF/B-VI sehr gut mit dem Experiment überein, mit JENDL-3.2 werden diese Systeme leicht überschätzt. Bei den U-Pu-Mischungen (niedrig angereichertes Uran oder Natururan) sind die Verhältnisse vergleichbar mit den HEU-SOL-Systemen. Bei den SPERT-Experimenten mit MTR-Brennstoff (HEU-MET) überschätzt JENDL-3.2 den k_{eff} -Wert, JEF-2.2 und ENDF-B-VI zeigen gute Übereinstimmung.

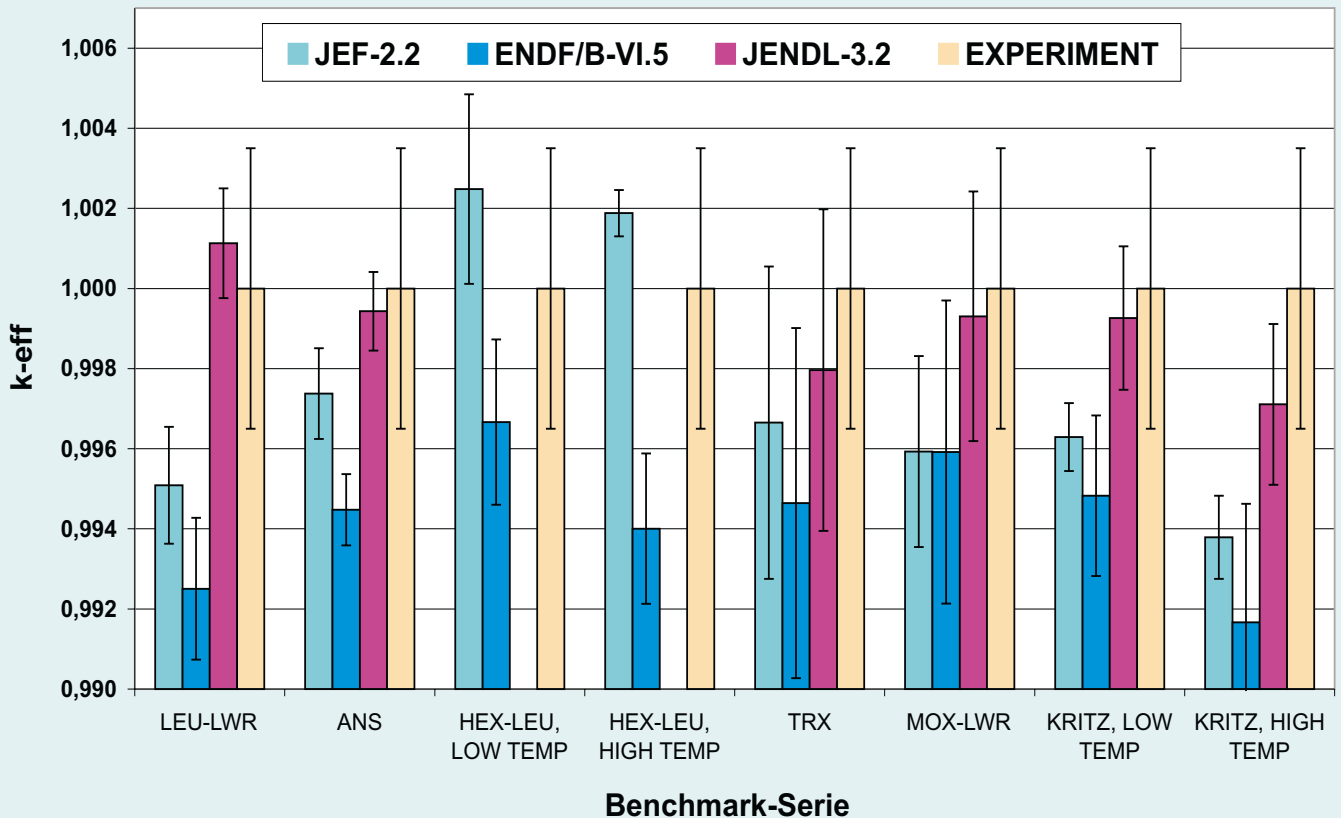
The values shown are mean values with the respective standard deviations of several cases from a series of benchmarks, which will not be described here in detail. The results show that the homogeneous U-H₂O solutions (HEU-SOL) are slightly underestimated with JEF-2.2 and ENDF/B-VI, and that the JENDL-based solutions agree very well with the experiments. With JEF-2.2 and ENDF/B-VI, the homogeneous Pu-(nitrate)-H₂O solutions (PU-SOL) are in good agreement with the experiment, with JENDL-3.2, these systems are slightly overestimated. Regarding the U-Pu mixtures (lowly enriched uranium or natural uranium) the situation is comparable to the HEU-SOL-systems. Regarding the SPERT experiments with MTR-fuel (HEU-MET), JENDL-3.2 overestimates the k_{eff} -value, JEF-2.2 and ENDF-B-VI show good agreement.

Heterogene Systeme

Die mit MCNP erzielten Ergebnisse für die heterogenen LWR-Systeme zeigt die Grafik. Es sind ebenfalls nur die Mittelwerte aus verschiedenen Benchmark-Serien, ergänzt durch die TRX-, ANS- und KRITZ-Benchmarks.

Heterogeneous systems

The results achieved with MCNP for the heterogeneous LWR-systems are presented in the diagram. These are again only the mean values from different benchmark series, supplemented by the TRX-, ANS- and KRITZ-benchmarks.



Die Ergebnisse zeigen, dass mit JEF-2.2 heterogene, niedrig angereicherte UOX-Systeme mit Ausnahme der hexagonalen Gitter gegenüber dem Experiment etwas unterschätzt werden. Bei ENDF/B-VI ist dies noch stärker der Fall, insbesondere wenn Revision 5 für U-235 eingesetzt wird. Hierbei werden die Unterschiede z. T. sehr deutlich. Der Grund dafür ist der angehobene U-235-Einfangquerschnitt bei Rev. 5. Diese erhöhte Absorption führt zu niedrigeren k_{eff} -Werten, insbesondere bei starker Untermoderation.

The results show that, except for the hexagonal lattices, heterogeneous, lowly enriched UOX-systems are slightly underestimated with JEF-2.2 compared to the experiment. With ENDF/B-VI, the degree of underestimation is even higher, particularly if Revision 5 is applied for U-235. Here, the discrepancies are considerable for some cases. This is due to the increased U-235 capture cross section in Rev. 5. This increased absorption leads to lower k_{eff} -values, especially in case of strong undermoderation.

data were generated with NJOY. A reconstruction tolerance of 0.1 % was applied consistently, since a lower degree of accuracy can already produce errors in the range of percents for some reaction rates. For resonance absorbers, this leads to very large datasets with up

to 100,000 energy points per reaction. At present, the data library on the basis of JEF-2.2 comprises 40 actinides, 180 fission products, 70 structure and absorber materials, and moderator data for a temperature range from 293 K to 3000 K. For the other evaluations ENDF/B-VI and

JENDL-3.2, separate datasets were generated which were required for the analysis of the selected benchmarks. Using these data libraries, application calculations can be performed at GRS with the mentioned neutron transport programs according to the state of the art.

The achievable degree of accuracy has to be ascertained for different configurations by means of analyses of critical experiments. The specific characteristics of the critical configurations in the application or in the experiments are determined by

- the fuel type, uranium or plutonium,
- the fuel content, high or low enrichment,
- the geometrical configuration, homogeneous solutions or mixtures of fissile materials, or heterogeneous pin cell array, as well as the
- the moderation ratio, i.e. the ratio between the moderator and fuel atoms.

The benchmarks were chosen from the "International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments", in which they are very well documented

and evaluated. The following systems were analysed:

- Homogeneous, highly enriched U-Pu-H₂O solutions (HEU-SOL-THERM)
- Highly enriched U-metal (MTR) fuel (HEU-MET)
- Homogeneous Pu-H₂O solutions (PU-SOL-THERM)
- Homogeneous U-Pu-H₂O solutions (MIX-SOL-THERM)
- Heterogeneous UOX-H₂O systems (LEU-COMP-THERM) with square and hexagonal lattice
- Heterogeneous MOX-H₂O systems (MIX-COMP-THERM)
- ANS (UOX), TRX (metallic uranium), KRITZ (UOX, MOX)-H₂O lattice

Conclusion

The presented analyses of critical experiments confirm that good results can be achieved for a broad application range with JEF-2.2 based data. The discrepancies for U-235 in ENDF/B-VI Rel. 5 and JEFF-3 are currently discussed intensively, however, they show that further analyses are required. The application of different calculation methods – deterministic methods in comparison to statistical methods – and also the use of different data libraries increases the validity of the nuclear calculations.

S. Langenbuch, W. Zwermann

Ver- und Entsorgung, Strahlen- und Umweltschutz

Fuel Supply and Waste Management, Radiological and Environmental Protection

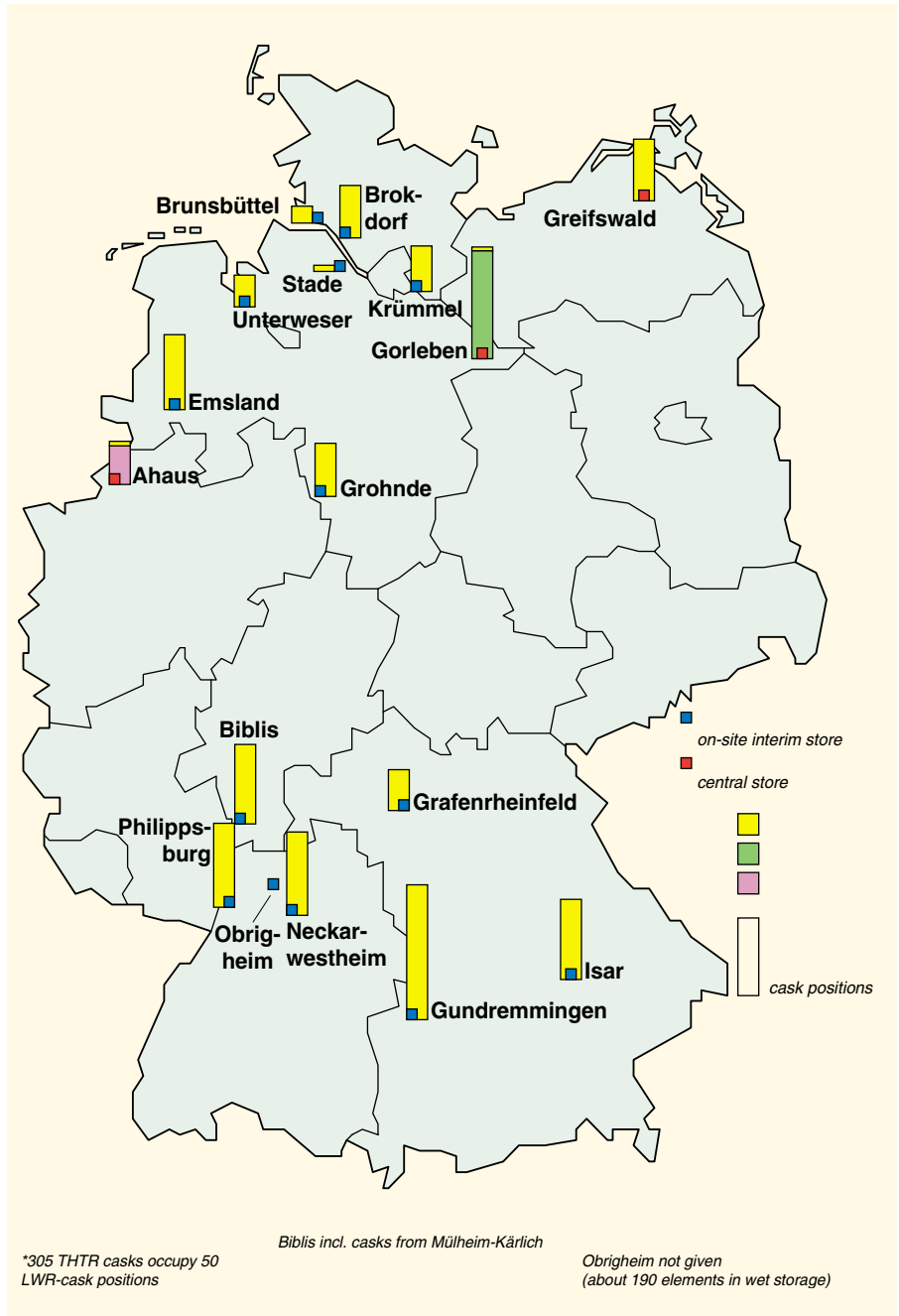
Die GRS führt sicherheitstechnische Untersuchungen für alle Anlagen und Vorgänge des nuklearen Brennstoffkreislaufs sowie zum Strahlen- und Umweltschutz durch. Die Entsorgung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle aus Kernkraftwerken sowie deren Behandlung und Endlagerung sind thematisch die Schwerpunkte auf den Arbeitsfeldern „Brennstoffkreislauf“, „Strahlen- und Umweltschutz“ sowie „Endlagerung“.

Brennstoffkreislauf

Im Arbeitsfeld „Brennstoffkreislauf“ werden Sicherheitsfragen bearbeitet für:

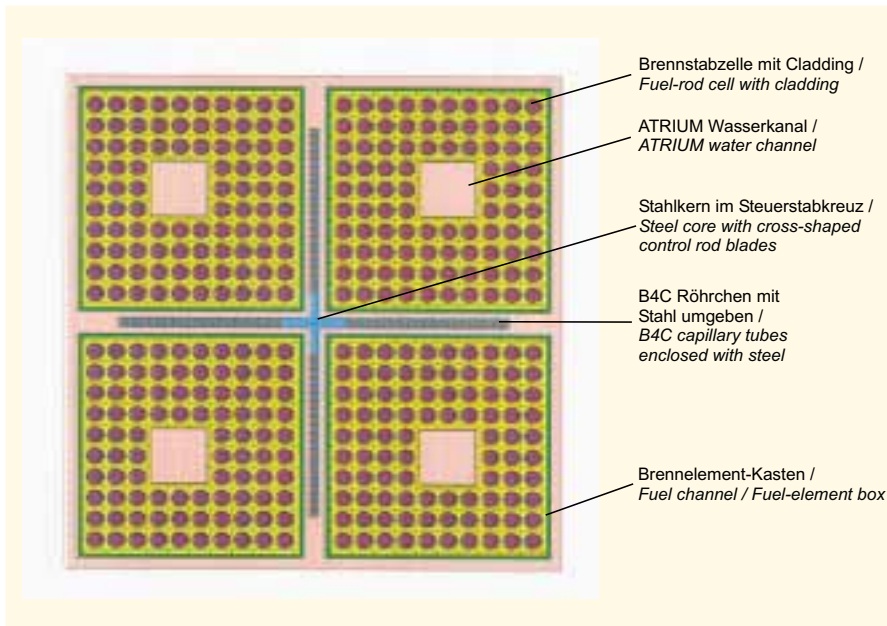
- Anlagen der Brennstoffversorgung, d. h. Anreicherung von Kernbrennstoff und Brennelementherstellung,
- Anlagen zur Zwischenlagerung und Konditionierung bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfälle,
- die Rezyklierung von Kernbrennstoffen und die Konditionierung von radioaktiven Abfällen aus der Wiederaufarbeitung, insbesondere die Verglasung hochradioaktiver Abfälle und
- die Stilllegung kerntechnischer Anlagen.

Außerdem werden Entsorgungsstrategien im Vergleich und die Entsorgungskonzeption insgesamt analysiert. Dazu gehört die Überprüfung des Entsorgungsnachweises der Kernkraftwerke, die Analyse von Strategien zum Einsatz weiterentwickelter Brennelemente, zur Wiederverwendung von Kernbrennstoffen und zur Abfallreduzierung sowie die Ver- und Entsorgung von Prototyp- und Forschungsreaktoren.



▲ Neues Entsorgungskonzept: Zwischenlagerung entsprechend Reststrommengen – Voraussichtliche Stellplatzbelegung in den Zwischenlagern

New waste management concept: interim storage in line with residual electricity volumes – prospective occupied storing positions in the interim storage facilities



▲ Steuerstabkreis eines Siedewasserreaktors (SWR) mit modernen Atrium-Brennelementen
Cross-shaped control rod blades of a modern ATRIUM fuel element for boiling water reactors (BWR)

Die fachliche Kompetenz für diese Fragen beruht auf hochentwickelten Methoden und langjähriger Erfahrung auf den Gebieten Kritikalitätssicherheit, Abschirmungsberechnung und Anlagentechnik. Außerdem leistet eine systematische und vertiefte Auswertung von aufgetretenen Störfällen und Störungen einen wichtigen Beitrag zum Erfahrungsrückfluss und zur Verbesserung der Sicherheit. Einige Vorhaben und Ergebnisse sind im Folgenden dargestellt:

Nationaler Entsorgungsplan

Im Zuge der Entwicklung eines nationalen Entsorgungsplans hat die GRS in Zusammenarbeit mit dem Öko-Institut e. V. eine Bestandsaufnahme der in Deutschland vorhandenen radioaktiven Abfälle und Reststoffe erstellt. Dabei wurden auch Abfälle und Reststoffe erfasst, die aufgrund vertraglicher Verpflichtungen aus dem Ausland nach Deutschland zurückzunehmen sind. Ausgangspunkt dieser Bestandsaufnahme war eine vollständige Erfassung aller bestehenden und absehbaren Entsorgungsaufgaben und der jeweils vorgesehenen und möglichen Entsorgungswege.

Aufbauend auf dieser Bestandsaufnahme wird der künftige Entsorgungsbedarf auf der Basis der in der Vereinbarung der Bundesregierung mit den Energieversorgungsunternehmen festgelegten Stromerzeugung aus dem Restbetrieb der deutschen Kernkraftwerke ermittelt.

Aus den Kernkraftwerken sind bis Ende 1999 insgesamt 9 260 t Schwermetall als bestrahlte Brennelemente entladen worden. Davon stammten 5 545 t aus Druckwasserreaktoren, 2 790 t aus Siedewasserreaktoren und 926 t aus Druckwasserreaktoren russischer Bauart (WWER). Die Entladung von bestrahlten MOX-Brennelementen belief sich auf 100 t Schwermetall.

Im Zeitraum 2000 bis zum Auslaufen der Kernenergienutzung in Deutschland werden weitere 8 000 t bestrahlter Brennelemente anfallen. In dieser Menge ist jeweils die Entladung des Letzt-Kernes berücksichtigt. Von den insgesamt 17 260 t bestrahlter Brennelemente wurden und werden etwa 57 % aufgearbeitet, 43 % sind als Brennelemente endzulagern.

Aus der Wiederaufarbeitung deutscher Brennelemente im Ausland sind vergla-

ste hoch radioaktive Abfälle nach Deutschland zurückzuführen. Im Frühjahr 2001 lagerten im Transportbehälterlager Gorleben neun CASTOR-Behälter mit je 28 Glaskokillen. Bei Erfüllung sämtlicher Verträge mit COGEMA und BNFL sowie der Verglasung der hoch radioaktiven Rückstände aus der Wiederaufarbeitung in der WAK werden insgesamt 305 CASTOR-Behälter mit je 28 Glaskokillen zwischenzulagern und nach einigen Jahrzehnten Abklingzeit endzulagern sein.

Aktivierung von SWR-Steuerstäben

Die schweizerische NAGRA hat die GRS beauftragt, die Aktivierung der Strukturmaterialien des Steuerstabkreuzes eines Siedewasserreaktors (SWR) mit modernen Atrium-Brennelementen rechnerisch zu bestimmen. Diese Berechnung stellt wegen der starken Veränderung des aktivierenden Neutronenflusses am Ort des Elements hohe Anforderungen an die dreidimensionale Modellierung des Neutronenflusses. Mit dem Monte-Carlo-Code MCNP, dem GRS-Codesystem KENOREST und dem Aktivierungscod GRS-AKTIV konnten die im Bereich des Elements stark gestörten Neutronenflüsse und die Aktivierung des Strukturmaterials berechnet werden. Die Ergebnisse stimmen meist gut mit Isotopenanalysen überein. Die wenigen Abweichungen deuten darauf hin, dass auch Thorium- bzw. Lithium-Verunreinigungen im Strukturmaterial bei der Analyse berücksichtigt werden sollten. Das Rechenverfahren bietet die Möglichkeit, detaillierte Analysen für komplexe geometrische Verhältnisse und Aktivierungsrechnungen für Bestrahlungsproben durchführen zu können.

Kritikalitätssicherheit in der Nachbetriebsphase eines Endlagers

Im Rahmen der Langzeitsicherheitsanalyse für ein Endlager mit spaltstoffhaltigen Abfallgebänden untersucht die GRS im Auftrag des Bundesamtes für Strahlenschutz mit Hilfe von Kritikalitätsrechnungen, ob sich im Endlager unter dem Einfluss geophysikalischer und geochemischer Prozesse eine kritische Spaltstoff-

verteilung einstellen könnte. Für typische UO_2 - und MOX-Brennelemente mit einem mittleren Abbrand von 40 GWd/tSM wurde der Einfluss variabler Randbedingungen wie Abklingzeit, Moderationsgrad, Brennstoffverteilung und Zusammensetzung der im Endlager auftretenden Wässer oder Laugen auf den Neutronenmultiplikationsfaktor analysiert. Dabei wurden zwei Typen von Endlagerbehältern, der Mehrzweckbehälter „POLLUX“ und die neu entwickelte unabgeschirmte Brennstabkille „BSK 3“ berücksichtigt. Die Ergebnisse zeigen, dass die Unterkritikalität für den abgebrannten LWR-Brennstoff in einer gesättigten Salzlösung gegeben ist, solange die Brennstoff- und Behälterstrukturen intakt bleiben. Der hohe Salzgehalt wirkt in diesem Falle als Neutronenabsorber. Verhältnisse, bei denen der Salzgehalt nur gering ist oder bei denen eine Auflösung des Brennstoffs mit anschließender Trennung von Uran und Plutonium und selektiver Akkumulation möglich erscheint, erfordern weitere Untersuchungen.

Trilaterales Projekt zum Einsatz von Plutonium aus der Abrüstung russischer Kernwaffen

Im Auftrag des Auswärtigen Amtes führt die GRS im Rahmen des deutsch-französisch-russischen Projekts sicherheitsbezogene Arbeiten zum Einsatz von Waffen-Plutonium in russischen Kernkraftwerken durch. Diese mit dem CEA und dem Kurtschatow-Institut durchgeführten Sicherheitsstudien betreffen die Qualifizierung und Zertifizierung russischer reaktorphysikalischer Auslegungsprogramme, die Analyse der erforderlichen Ertüchtigungen der WWER-1000-Reaktoren für den Einsatz von Waffen-Plutonium, Störfallanalysen sowie Sicherheitsaspekte bei Transport und Lagerung frischer und bestrahlter Mischoxid-Brennelemente.

Die zur Qualifizierung der Rechenprogramme durchgeführten Vergleichsrechnungen bestätigen, dass die russischen neutronenphysikalischen Auslegungsprogramme für Mischoxid-Brennstoff mit Waffen-Plutonium geeignet sind. Nach

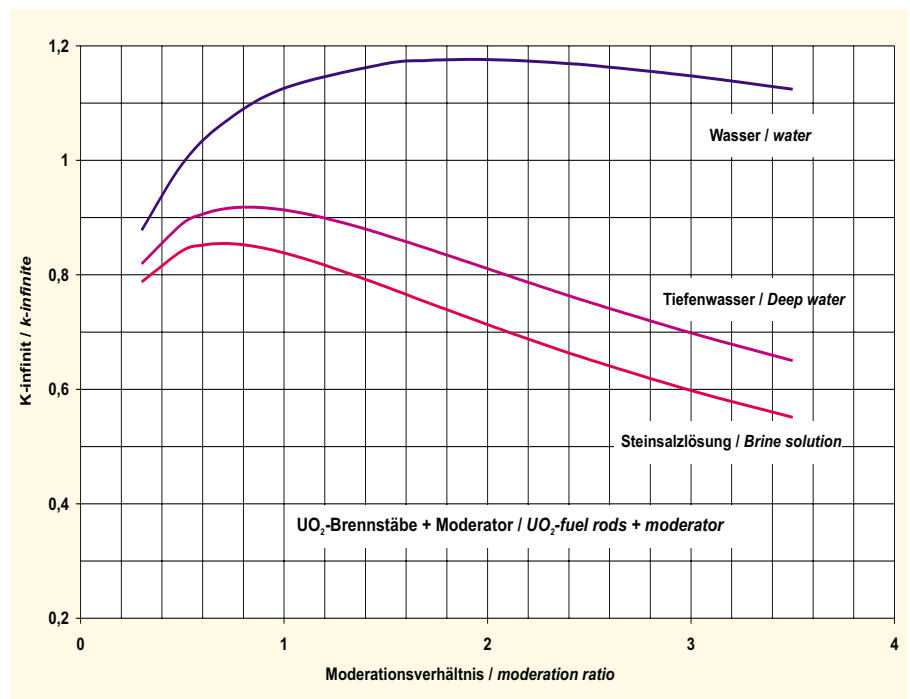
den bisherigen Störfallberechnungen besteht kein wesentlicher Unterschied im Störfallverhalten für einen Kern mit einem Drittel MOX-Brennstoff gegenüber einem Urandioxid-Kern. Es sind jedoch weitere derartige Analysen erforderlich, insbesondere für diejenigen Szenarien und Anfangsbedingungen, die im Genehmigungsverfahren in Russland geprüft werden.

Der Einsatz von Mischoxid-Brennelementen mit Waffen-Plutonium macht keine grundsätzliche Änderung des Steuer- und Abschaltsystems des WWER-1000-Reaktors erforderlich. Es sollte jedoch angereichertes Bor als Neutronenabsorber eingesetzt werden. Die Überwachung des Neutronenflusses und die Leittechnik sowie die Einrichtungen zur Annahme und Zwischenlagerung der Brennelemente müssen ertüchtigt werden. Dabei sind sicherheitstechnische Verbesserungen nicht nur wegen der MOX-Brennelemente, sondern auch zur

Einhaltung international geltender Sicherheitsmaßstäbe erforderlich.

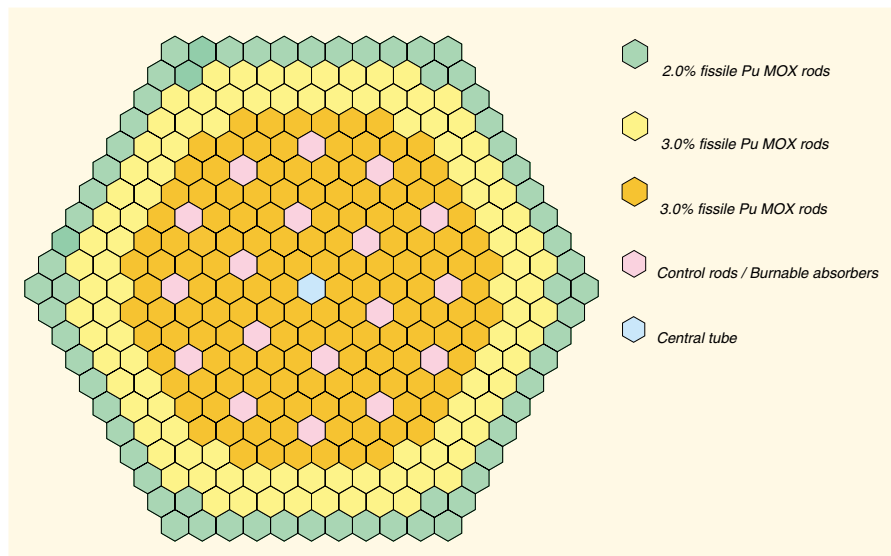
Zur Abschätzung der Kosten wurde eine spezielle Arbeitsgruppe eingesetzt, an der die GRS beteiligt ist. Im Juni 2000 wurde eine erste Kostenabschätzung für das gesamte Abrüstungsprojekt von 34 t russischen Waffen-Plutoniums als Arbeitsunterlage für den G8-Gipfel in Okinawa erstellt. Als Gesamtkosten wurden etwa 1,7 Mrd US-\$ ermittelt. Die Abschätzung der Kosten für die Anpassung der WWER-1000-Reaktoren für MOX-Brennstoff einschließlich der Kosten für die Modernisierung zur Erreichung internationaler Sicherheitsstandards und für die Zertifizierung von russischen Rechenprogrammen führt zu etwa 33 Mio. US-\$ pro Reaktorblock.

Die GRS hat außerdem im Auftrag des Auswärtigen Amtes einen Statusbericht zur Immobilisierung und Verglasung von Waffen-Plutonium fertig gestellt. Für die

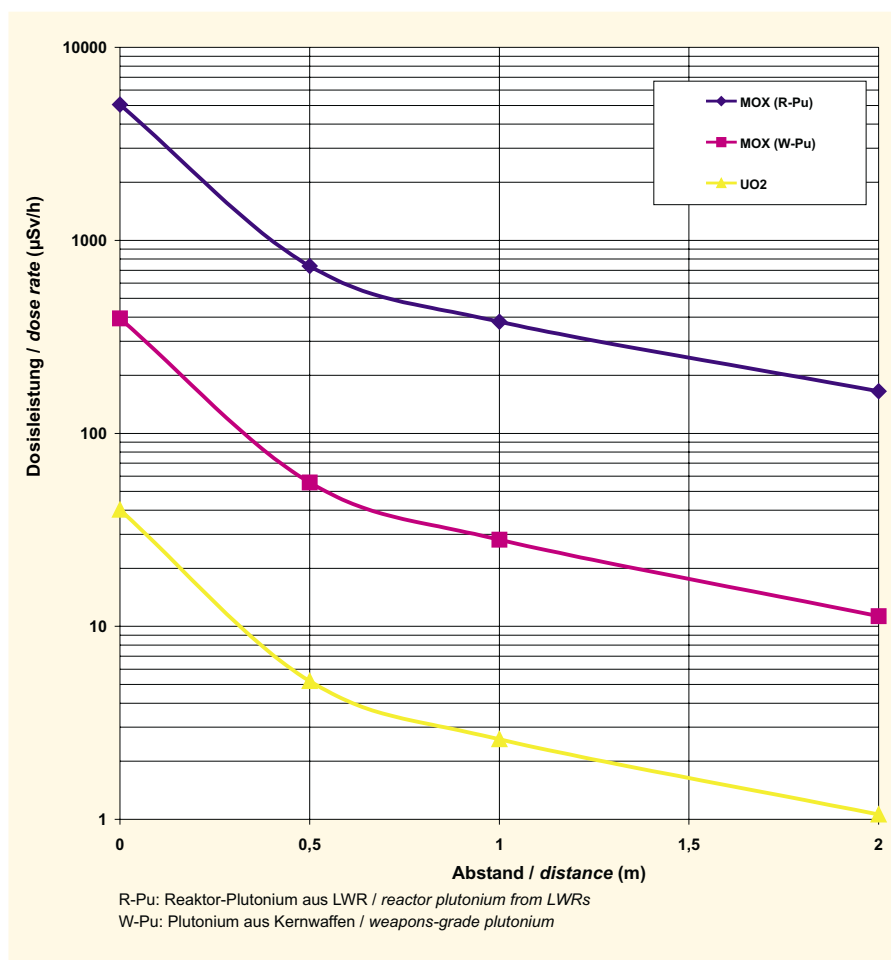


▲ Berechnete k_{inf} -Werte als Funktion des Moderationsverhältnisses für UO_2 -Brennstäbe in verschiedenen Moderatormaterialien; für die Brennstoffzusammensetzung wurde ein Abbrand von 40 GWd/tSM und eine Abklingzeit von 50 000 Jahren angenommen.

Calculated k_{inf} -values as a functions of the moderator ratio for UO_2 fuel rods in different moderator materials; for the fuel composition, a burn-up rate of 40 GWd/tSM and a decay period of 50 000 years was assumed.



▲ Mischoxid-Brennelement mit Waffen-Plutonium
Mixed-oxide fuel element containing weapons-grade plutonium



▲ Dosisleistung eines frischen Brennelements ohne Abschirmung (Gamma- und Neutronendosis)
Dose rate of a fresh fuel element without shielding (gamma and neutron dose)

sen Entsorgungsweg wurden keine grundsätzlichen Hindernisse festgestellt. Es müssen allerdings erhebliche Forschungs- und Entwicklungsarbeiten durchgeführt werden, um zuverlässige Verfahren zur Immobilisierung von Plutonium in Keramik, bzw. in künstlichen Mineralien zu entwickeln und die Sicherheitsaspekte bei der Endlagerung der erzeugten Abfallprodukte zu analysieren. Im Hinblick auf eine Endlagerung müssen die Einhaltung der Unterkritikalität, die Langzeitstabilität sowie die zulässige Plutoniumkonzentration in den Abfallprodukten ermittelt und bewertet werden.

Strahlen- und Umweltschutz

Im Arbeitsfeld „Strahlen- und Umweltschutz“ werden das Verhalten von freigesetzten radioaktiven oder chemotoxischen Schadstoffen und die dabei auftretenden Wirkungen auf Mensch und Umwelt analysiert. Aufgrund der großen Palette von Radionukliden mit ihren physikalisch-chemischen Eigenschaften und der Vielzahl chemotoxischer Stoffe mit ihrem Verhalten in der Biosphäre ist das Arbeitsfeld umfangreich und auf interdisziplinäres Arbeiten von Ingenieuren, Physikern, Chemikern und Biologen angelegt. Zudem gibt es eine enge Verbindung zur Analyse der technischen Sicherheit.

Arbeitsschwerpunkte sind die Entwicklung und Absicherung von Modellen des Schadstoffverhaltens bei Freisetzungen, insbesondere bei Kernkraftwerken, sowie die Modellierung der Schadstoffausbreitung in die Atmosphäre. Hierfür werden leistungsfähige Rechenprogramme eingesetzt, die durch experimentelle Befunde abgesichert werden. Weitere Arbeitsschwerpunkte sind der radiologische Arbeitsschutz, die radioökologische Bewertung von Rückständen aus bergbaulichen Hinterlassenschaften und die daraus resultierende Umweltbelastung. Außerdem werden radiologische Aspekte der Stilllegung und der Sanierung belasteter Standorte bearbeitet. Eine besondere Bedeutung – vor allem durch die öffentliche Diskussion – haben in den letzten Jahren Fragen zum Transport radioaktiver Stoffe erlangt. Die in diesem Zusammenhang durchgeführten Analysen können methodisch auch für konventionelle Gefahrguttransporte angewandt werden.

Ein bedeutendes Arbeitsfeld stellt das sogenannte Umweltmonitoring dar. Dabei werden sicherheits- und umweltrelevante Daten messtechnisch erfasst, elektronisch verarbeitet und für die Überwachung aufbereitet.

Transportdatenbank

Zur Erfassung und betreiberunabhängigen Auswertung der Erfahrungen bei Brennelement-Transporten hat die GRS im Auftrag des BMU eine Datenbank erstellt. In Zusammenarbeit mit der sogenannten Transport Regulators Group, die sich aus den Aufsichtsbehörden Deutschlands, Großbritanniens, Frankreichs und der Schweiz zusammensetzt, wurde vereinbart, Daten und gegebenenfalls bemerkte Kontaminationen nach einheitlichem Format in dieser Datenbank zu erfassen. Die Überleitung von Daten aus dem Transport-Informationssystem der Betreiber wurde abgestimmt und mit Daten aus früheren Transporten erprobt.

Die Datenbank wird von der GRS betrieben. Daten von französischen und schweizerischen Transporten sind bereits in die Datenbank übernommen. Gegenwärtig werden die ersten Daten der wieder aufgenommenen Transporte in Deutschland erfasst. Überschreitungen von Kontaminationsgrenzwerten bei Transporten von und nach Deutschland wurden nicht festgestellt.

Experimentelle Bestimmung der Freisetzung radioaktiver Stoffe bei Transport- und Handhabungsunfällen

Für die Ermittlung von radiologischen Risiken bei der Beförderung und Lagerung von Versandstücken mit radioaktiven Stoffen werden Daten zur möglichen Freisetzung bei Transport- und Handhabungsunfällen benötigt. Bei unfallbedingten mechanischen Belastungen werden die Menge und die Partikelgrößenverteilung des freigesetzten radioaktiven Staubs von der Höhe der Belastung (Aufprallgeschwindigkeit, Härte der Hindernisse), den Eigenschaften des Abfallprodukts (z. B. Zement/Beton, hochdruck verpresste Fässer, Glas) und der Schutzfunk-

tion des Behälters bestimmt. Die möglichen radiologischen Konsequenzen durch eine luftgetragene Freisetzung radioaktiven Staubs werden maßgeblich durch den aerodynamischen Durchmesser der Partikel beeinflusst.

Die GRS führt im Auftrag von BMU/BfS das Forschungsvorhaben „Analyse der Sicherheit bei der Beförderung und Lagerung radioaktiver Stoffe – Quantifizierung der Freisetzung bei Transport- und Handhabungsunfällen“ durch. Hierbei wird eine neu konzipierte pneumatische Beschleunigungsapparatur mit unmittelbarer Klassifizierung des gesamten beim Aufprall des Probekörpers entstehenden luftgetragenen Staubs im Größenbereich von 0,1 µm bis 100 µm eingesetzt. Diese Apparatur wird vom Fraunhofer Institut für Toxikologie und Aerosolforschung in Hannover betrieben und wurde gemeinsam mit der GRS entwickelt. Das Messverfahren zeichnet sich durch einen großen Bereich der Impaktionsgeschwindigkeit der Probekörper, ein neuartiges aerodynamisches Klassierverfahren und eine sehr gute Reproduzierbarkeit der Messergebnisse aus, sodass grundlegende Gesetzmäßigkeiten des Zerkleinerungsverhaltens von spröde brechenden Materialien ermittelt werden können.

Sicherheitsanalyse zum Transport radioaktiver Abfälle und Brennelemente in der Region Gorleben

Im Auftrag des BMU hat die GRS eine Sicherheitsanalyse zur bestimmungsgemäßen Beförderung radioaktiver Abfälle und bestrahlter Brennelemente in der Region Gorleben für den Zeitraum bis 2010 durchgeführt. Diese Untersuchung beinhaltet eine Bestandsaufnahme und Prognose zum Beförderungsaufkommen und eine Quantifizierung der damit verbundenen möglichen Strahlenexposition der Bevölkerung und des Transport- und Begleitpersonals. Dem Auftrag entsprechend wurden Stör- und Unfallszenarien nicht analysiert.

Das ermittelte Beförderungsaufkommen beläuft sich auf jährlich drei Sammeltransporte von sechs Großbehältern (CASTOR-Behälter oder französische Behälter vergleichbarer Bauart) mit verglasten Wie-

deraufarbeitungsabfällen oder bestrahlten Brennelementen sowie jährlich maximal bis zu 220 LKW-Sendungen schwach- und mittelradioaktiver Betriebsabfälle aus deutschen Kernkraftwerken bzw. aus der Wiederaufarbeitung im Ausland. Da der Anlagenstandort nicht direkt an das Schienennetz angeschlossen ist, werden Abfälle und Brennelemente stets auf dem Straßenweg angeliefert. Die Untersuchungen kommen zu dem Ergebnis, dass die mit der normalen (unfallfreien) Anlieferung und Einlagerung radioaktiver Abfälle und bestrahlter Brennelemente verbundenen Strahlenexpositionen weit unterhalb der derzeitigen bzw. der zukünftig geltenden restriktiveren Individualdosisgrenzwerte der nationalen und internationalen Transportvorschriften liegen und somit keine ins Gewicht fallende radiologische Belastung der Bevölkerung in der Standortregion sowie des Transport- und Begleitpersonals darstellen.

Gutachten zur Anlagensicherung bei der Zwischenlagerung

Bei der Genehmigung von Interims- und Zwischenlagern für abgebrannten Kernbrennstoff in Behältern der Bauart CASTOR an KKW-Standorten in Deutschland wird im Rahmen der Anlagensicherung von der Genehmigungsbehörde auch eine Analyse der potenziellen radiologischen Folgen nach Störmaßnahmen oder sonstigen Einwirkungen Dritter (SEWD) gefordert. Die GRS erstellte hierzu Gutachten zu den Interimslagern des Gemeinschaftskernkraftwerks Neckar und des Kernkraftwerks Philippsburg. Bei der Ermittlung des Quellterms entsprechend des SEWD-Szenarios wurde auf Erkenntnisse von Experimenten zurückgegriffen, die die GRS Anfang der 90iger Jahre initiiert und wissenschaftlich begleitet hatte. Nach Ermittlung des Quellterms wurden unter Verwendung standortspezifischer meteorologischer Daten die potenziellen radiologischen Folgen mit fortgeschrittenen Ausbreitungsmodellen berechnet. Dabei wurde auch die Wahrscheinlichkeit des Auftretens von potenziellen Dosisbelastungen in Abhängigkeit der Entfernung vom Freisetzungsort bestimmt.

Strahlenschutz bei stillgelegten Anlagen

Im Auftrag des BMU wurden die Erfahrungen im Zusammenhang mit dem Strahlenschutz bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen an zehn Standorten erfasst und ausgewertet. Diese Daten können mit den Strahlenexpositionen während der Betriebsphase der Anlage verglichen werden. Dabei zeigt sich, dass die Strahlenexposition des Personals in den bisher durchgeführten Stilllegungsphasen deutlich kleiner war als während des Betriebs. Dies gilt sowohl für Eigen- als auch für Fremdpersonal. Allerdings ist zu beachten, dass vielfach die komplizierteren Arbeiten der Demontage erst noch bevorstehen. So zeigt sich, dass bei frühzeitigen Demontagen in Kernkraftwerken durchaus nennenswerte Kollektivdosen erreicht werden. Durch die Analyse der ermittelten Strahlenexpositionen sollen jeweils für die verschiedenen Demontagearbeiten Informationen für eine weitere Optimierung der einzelnen Demontageabläufe und des Strahlenschutzes gewonnen werden. Die GRS arbeitet außerdem aktiv an der weiteren Erfassung der Strahlenexpositionen im Rahmen des ISOE-Systems (System on Occupational Exposure) der OECD/NEA mit, das derzeit auch auf stillgelegte Anlagen erweitert wird.

Deutsch-Französische Initiative für Tschernobyl

Wesentliches Ziel der deutsch-französischen Initiative für Tschernobyl ist die Sammlung und Validierung der bestehenden Daten zu den drei Projekten „Sicherheitszustand des Sarkophags“, „Untersuchung der radioökologischen Folgen des Unfalls“ und „Untersuchung der gesundheitlichen Auswirkungen des Unfalls“. Damit soll eine sichere und objektive Informationsbasis erstellt werden, die für die Planung von zukünftigen Maßnahmen, für die Information der Öffentlichkeit sowie für spätere wissenschaftliche Arbeiten von Nutzen ist.

Das Aufgabenfeld des ersten Projekts beinhaltet die Erfassung der Baukonstruktionen, der Systeme und Ausrüstun-

gen, der radiologischen Situation im Innern, der brennstoffhaltigen Materialien und radioaktiven Abfälle sowie der radiologischen Situation am Standort. Dazu wurde eine Datenbank eingerichtet, die für die stufenweise Integration der Daten und als Schnittstelle genutzt wird. Zwischenzeitlich wurden wesentliche Ergebnisse erzielt, die auch für andere Arbeiten, insbesondere den Shelter Implementation Plan, nutzbar sind. Diese Ergebnisse wurden auf mehreren Konferenzen präsentiert.

Hauptziel des zweiten Projekts ist die Untersuchung der radioökologischen Folgen des Unfalls. Schwerpunktgebiete sind hier die 30-km-Zone, das Gebiet um Gomel/Weißrussland und das Gebiet um Briansk/Russland. Alle gesammelten Daten werden im Geo-Informationssystem REDAC (**R**adio **E**cological **D**atabase **A**fter **C**hernobyl) erfasst. Den zuständigen Stellen in der Ukraine steht damit ein effizientes Mittel zur Verfügung, mit dem die Ist-Situation beschrieben, künftige Entwicklungen verfolgt und weitere Versorgungsmaßnahmen geplant werden können. Das Projekt wird Ende 2001 abgeschlossen sein. Erste Ergebnisse wurden auf der EUROSAFE 2000 gezeigt.

Ziel des dritten Projekts ist es, in den drei am stärksten betroffenen Ländern die vorhandenen Daten über den Gesundheitszustand und die Dosimetrie, d.h. die Ermittlung der Strahlenexposition zu überprüfen, die angewandten Methoden zu bewerten und – soweit notwendig – anzugleichen, sowie die Ergebnisse für Verbesserungen der Vorsorgemaßnahmen bereitzustellen.



▲ Obere Kernplatte des Reaktors

Upper core plate of the reactor

Endlagerung

Aufgaben im Arbeitsfeld „Endlagerung“ sind die Analyse und Bewertung der Sicherheit von Endlagern für radioaktive oder chemotoxische Abfälle.

Der verfügbare Sachverstand erstreckt sich vor allem auf physikalisch-chemisches und geologisches Gebiet. Ein Großteil der Arbeiten erfordert fundierte theoretische Kenntnisse sowie den praktischen Umgang mit anspruchsvollen Rechenprogrammen. So bestehen enge Bezüge zu den Grundlagen der physikalischen Chemie, der Geowissenschaft, zur Mathematik, hier besonders bei der Umsetzung von Modellen in Rechenprogramme. Tätigkeitsschwerpunkte sind:

- Charakterisierung und Verhalten der Abfälle in einem Endlager,
- Analyse der Betriebssicherheit von Endlagern,
- Entwicklung von Kriterien und Bewertungsgrundlagen für den Nachweis der Langzeitsicherheit nach Verschluss des Endlagers,
- Analyse der Langzeitsicherheit von Endlagern,
- Qualifizierung und Absicherung der Nachweismethoden sowie

- Abstimmung im internationalen Rahmen.

Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte

Der BMU hat den Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd) als Expertengremium eingerichtet, das ein Verfahren sowie Kriterien zur Findung und Bewertung eines Endlagerstandortes für radioaktive Abfälle in Deutschland entwickeln soll. Die GRS ist an diesem Arbeitskreis beteiligt und unterstützt ihn durch fachliche Zuarbeit. Im Mittelpunkt der Beratungen des Arbeitskreises stehen die Entwicklung eines transparenten Auswahlverfahrens mit gewissenschaftlichen und gesellschaftlichen Kriterien, die Entwicklung einer Öffentlichkeitsbeteiligung bei der Einführung und Anwendung des Auswahlverfahrens sowie Fragen zu technischen Entwicklungen und regulatorischen Aspekten. Bisher hat der Arbeitskreis 11 Sitzungen abgehalten. Dabei werden gegenwärtig die Bewertungsgrundlagen festgelegt und Kriterien für offensichtlich ungünstige geologische Gesamtsituationen bzw. günstige geologische Verhältnisse aufgestellt. Im Rahmen dieser Aktivitäten hat die GRS im Auftrag des BMU auch einen öffentlichen Workshop in Kassel organisiert, in dem Ziele und Arbeitsweise des Arbeitskreises vorgestellt und erörtert wurden.

Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle

Im Auftrag des BMU hatte die GRS bereits vor zwei Jahren eine Neufassung der aus dem Jahre 1983 stammenden Sicherheitskriterien für die Endlagerung als Diskussionsgrundlage erstellt und Ende letzten Jahres aktualisiert. Dieser Entwurf berücksichtigt die radiologischen Schutzziele im Einklang mit den Basic Safety Standards der IAEA und den EURATOM-Grundnormen von 1996 sowie die internationale Weiterentwicklung der Nachweismethoden zur Langzeitsicherheit der Endlagerung. Die Arbeiten wurden in einer neu gebildeten Ar-

beitsgruppe, der Vertreter des BMU, des BfS, der GRS sowie der schweizerischen Genehmigungsbehörde HSK angehören, wieder aufgenommen.

Die Struktur der Anforderungen an Endlager wird unter Berücksichtigung der Aufgaben des Arbeitskreises „Auswahlverfahren Endlagerstandorte“ (AkEnd) neu geordnet. Die Kriterien für die Standortauswahl werden von diesem Arbeitskreis aufgestellt. Die von der GRS im Rahmen der Arbeitsgruppe entwickelten Sicherheitskriterien dienen zur Bewertung eines Endlagerprojekts für einen ausgewählten Standort im Planfeststellungsverfahren. In Leitlinien werden technische Kriterien und Anforderungen an die Nachweisführung festgelegt.

Geochemie

Die GRS hat im Auftrag des BMU den Kenntnisstand zur Modellierung geochemischer Prozesse bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen kritisch analysiert.

Die Analyse kommt u. a. zu dem Ergebnis, dass das herkömmliche Isothermenkonzept zur Erfassung von Sorptionsvorgängen trotz Fortschritten auf dem Gebiet der mechanistischen Prozessbeschreibung unverzichtbar ist. Die Anwendbarkeit empirischer Isothermen ist in jedem Einzelfall kritisch zu überprüfen. Vorsicht ist insbesondere bei der Übertragung von Labordaten auf das reale geochemische Milieu geboten.

Der Transport von Radionukliden an natürlichen oder künstlichen Kolloiden kann wegen der verminderten Sorption an der durchströmten Gesteinsmatrix eine erhebliche sicherheitsrelevante Bedeutung haben. Entscheidend ist dabei die Stabilität der Kolloide. Diese hängt neben anderen milieubeschreibenden Parametern vor allem von der Ionenstärke ab. Unter den Bedingungen der in salinaren Endlagern angetroffenen hochkonzentrierten Laugen sind Kolloide wegen der hohen Ionenstärken wenig stabil. In diesen Fällen ist ein kolloidge-träger Transport von Radionukliden

bei Endlagern in Salzgestein oder bei ähnlich hoch mineralisierten Tiefenwässern daher sehr unwahrscheinlich.

Prüfungs- und Bewertungsmethoden für bergbauliche Altlasten

Im Auftrag des BMU entwickelte die GRS praxisgerechte Prüf- und Bewertungsmethoden für standortspezifische Untersuchungen von Hinterlassenschaften des Uranbergbaus. Ziel des Vorhabens war die Durchführung realitätsnaher Berechnungen bzw. Abschätzungen zur Mobilisierung radioaktiver Stoffe aus bergbaulichen Hinterlassenschaften bei der Ausbreitung im Grundwasser durch geochemische Prozesse sowie zur Freisetzung und Ausbreitung von Radon. Verfügbare Berechnungsmodelle wurden anhand wissenschaftlicher Kriterien auf ihre Eignung untersucht und ausgewertet. Für das BfS wurden Beiträge für einen Leitfaden zur Sanierung von bergbaulichen Hinterlassenschaften des Uranerzbergbaus in Sachsen und Thüringen erstellt.

Gutachterliche Tätigkeiten

Die GRS ist im Auftrag des BMU für die Endlagerprojekte Gorleben, Morsleben sowie Konrad gutachterlich tätig. Darüber hinaus hat das Oberbergamt Clausthal-Zellerfeld die GRS als Gutachter für Fragen der Langzeitsicherheit bei der Stilllegung des Forschungsbergwerks Asse hinzugezogen. Beim Endlagerprojekt Gorleben bewertet die GRS den internationalen Stand von Wissenschaft und Technik in regulatorischen und sicherheitstechnischen Fragen und begleitet die Abarbeitung der gorlebensspezifischen Zweifelsfragen durch Stellungnahmen. Das Endlagerprojekt Morsleben befindet sich derzeit in der Stilllegungsphase. Die GRS bewertet die konzeptionellen Entwicklungen sowie sicherheitstechnische Fragestellungen zur Stilllegung des ERAM durch gutachterliche Stellungnahmen. Als Gutachter für die Langzeitsicherheit bewertet die GRS die konzeptionellen und sicherheitstechnischen Fragen der Stilllegung der Asse.

Fuel Supply and Waste Management, Radiological and Environmental Protection

GRS performs safety-related analyses for all facilities and processes of the nuclear fuel cycle as well as with regard to radiological and environmental protection. The disposal of irradiated fuel elements from nuclear power plants and radioactive waste as well as their treatment and final storage represent the main emphases in the fields of work "nuclear fuel cycle", "radiological and environmental protection" as well as "final storage".

Nuclear fuel cycle

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

- fuel supply facilities, i. e. enrichment of nuclear fuel and fuel element production,
- facilities for the interim storage and conditioning of irradiated fuel elements and radioactive waste,
- the recycling of nuclear fuels and conditioning of radioactive waste from reprocessing, in particular the vitrification of high-level radioactive waste, and
- the decommissioning of nuclear facilities.

Moreover, disposal strategies are compared and disposal concepts analysed. This includes the examination of the proof to be furnished by the nuclear power plants with regard to their waste management provisions, the analysis of strategies for the use of advanced fuel elements, for the re-use of nuclear fuels and for the reduction of waste as well as the fuel supply and waste management of prototype and research reactors.

Technical competence in these fields is based on highly advanced methods and

long-standing experience in the areas of criticality safety, shielding calculations and plant engineering. In addition, a systematic, detailed technical evaluation of incidents and disturbances provides an important contribution to experience feedback and to the continuous improvement of safety. In the following, a short survey is given of some projects and results.

National waste management plan

In the course of the development of a national waste management concept, GRS (in co-operation with the Öko-Institut e. V.) compiled an inventory of the radioactive waste and by-products existing in Germany. This inventory also includes waste and by-products which Germany has to take back from abroad due to contractual obligations. The starting point of the stock-taking was the complete registration of all existing and foreseeable waste management tasks and the respective intended and possible disposal paths.

Building on this inventory, the future waste management need is determined on the basis of the electricity volumes generated during the residual operating lifetime of the German nuclear power plants as specified in the agreement between the Federal Government and the power utilities.

Until the end of 1999, a total of 9,260 t of heavy metal in the form of irradiated fuel elements had been unloaded from the nuclear power plants. Of these, 5,545 t came from pressurised water reactors, 2,790 t from boiling water reactors, and 926 t from Russian-type pressurised water reactors (VVER). The amount of unloaded irradiated MOX fuel elements was 100 t of heavy metal.

Between the year 2000 and the end of the period of termination of the use of nuclear power in Germany, a further 8,000 t of irradiated fuel elements will arise. This amount includes the respective final core loads. Of the total of 17,260 t of irradiated fuel elements, about 57 % were or will be reprocessed, while 43 %

will have to be put into final storage as fuel elements.

Vitrified high-active waste from the reprocessing of German fuel elements has to be returned to Germany from abroad. In the spring of 2001, there were nine CASTOR casks holding 28 vitrified-waste canisters each emplaced in the Gorleben transport cask store. If all contracts with COGEMA and BNFL are fulfilled and if the high-active waste from reprocessing at the WAK facility is vitrified, a total of 305 CASTOR casks holding 28 vitrified-waste canisters each will have to be put into interim storage and eventually – after several decades of radioactive decay – into a repository.

Activation of BWR control rods

The Swiss NAGRA has ordered GRS to determine by means of calculations the activation of the structure materials of the cross-shaped control rod blades of a modern ATRIUM fuel element for boiling water reactors (BWR). Due to the strong variation in the activating neutron flux at the face of the element, this calculation makes great demands on the three-dimensional modelling of the neutron flux. With the help of the Monte Carlo code MCNP, the GRS code system KENOREST and the activation code GRSAKTIV it was possible to calculate the highly disturbed neutron fluxes in the area of the element and the activation of the structure material. In most cases, the results correspond well with those of isotope analyses. The few deviations indicate that thorium and lithium impurities in the structure material should also be taken into account in the analysis. The calculation method offers the possibility to perform detailed analyses for complex geometries and activation calculations for surveillance samples.

Criticality safety during the post-closure phase of a repository

Within the framework of the long-term safety assessment of a repository with fission-product-containing waste

packages, GRS investigates – by order of the Federal Office for Radiation Protection – with the help of criticality calculations whether a critical fission product distribution may establish itself in the repository under the influence of geophysical and geochemical processes. For typical UO_2 and MOX fuel elements with an average burn-up rate of 40 GWd/tSM, the influence of variable boundary conditions such as decay time, degree of moderation, fuel distribution, and composition of the waters or brines in the repository on the neutron multiplication factor was analysed. Here, two types of storage casks, the POLLUX multi-purpose cask and the newly developed unshielded fuel rod canister BSK 3, were also considered. The results show that subcriticality for the spent LWR fuel in a saturated brine solution is ensured for as long as the fuel and cask structures remain intact. In this case, the high salt content has the effect of a neutron absorber. Conditions under which the salt content is low or where the dissolving of the fuel with subsequent separation of uranium and plutonium and selective accumulation appears possible require further analysis.

Trilateral project concerning the use of plutonium from Russian nuclear weapons disarmament

By order of the Federal Foreign Office, GRS carried out safety-related investigations into the use of weapons-grade plutonium in Russian nuclear power plants. The work was part of a German-French-Russian project. These safety studies that were performed jointly with the CEA and the Kurchatov Institute concern the qualification and certification of Russian reactor-physical design codes, the analysis of the requisite upgrading of the VVER-1000 reactors for the use of weapons-grade plutonium, accident analyses, and safety aspects of the transport and storage of fresh and irradiated mixed-oxide fuel elements.

The comparison calculations carried out for the qualification of the computer codes confirm that the Russian neutron-

physical design codes are suitable for mixed-oxide fuel containing weapons-grade plutonium. According to the accident calculations performed so far, there is no major difference between the accident behaviour of a core with a one-third MOX fuel load and a uranium dioxide core. However, further analyses of this kind are necessary, especially for those scenarios and initial conditions that are examined within the licensing procedure in Russia.

The use of mixed-oxide fuel elements containing weapons-grade plutonium does not require a fundamental modification of the control and shutdown system of the VVER-1000 reactor. However, enriched boron should be used as neutron absorber. Neutron flux monitoring and instrumentation and control systems as well as the facilities for the receiving and interim storage of the fuel elements will have to be upgraded. In this context, safety-related improvements are necessary not only because of the MOX fuel elements but also to ensure that international safety standards are observed.

To estimate the costs, a special working group was set up in which GRS is involved. In June 2000, a first cost estimate for the entire disarmament project of 34 t of Russian weapons plutonium was prepared as a working document for the G8 Summit in Okinawa. The total costs were estimated to be about US\$ 1.7 billion. The estimate of the cost of the adaptation of the VVER-1000 reactors to MOX fuel, including the costs of modernisation to achieve international safety standards and those needed for the certification of Russian computer codes, amounted to about US\$ 33 million per reactor unit.

By order of the Federal Foreign Office, GRS also prepared a status report on the immobilisation and vitrification of weapons plutonium. No fundamental obstacles were identified for this disposal path. However, a great deal of research and development will have to be carried out in order to develop reliable methods for the immobilisation of plutonium in ceramic or artificial materials and to analyse the safety aspects of the final storage of the thus generated waste products. In view

of a final disposal, the ensurance of subcriticality, the long-term stability as well as the admissible plutonium concentration in the waste products have to be determined and assessed.

Radiological and environmental protection

The behaviour of radioactive or chemotoxic contaminants released and the associated effects on humans and the environment are 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 and the variety of chemotoxic substances and their behaviour in the biosphere, this field of work is very broad and designed for interdisciplinary work of engineers, physicists, chemists and biologists. Moreover, there is a close connection to the analysis of technical safety.

The development and validation of models concerning contaminant behaviour upon release, especially for nuclear power plants, as well as modelling the dispersion of contaminants into the atmosphere represent main emphases of the work. For this purpose, powerful computer codes are used which are verified by experimental findings. Further activities are centred on the radiological protection of personnel in nuclear facilities, the radio-ecological assessment of deposited wastes from mining-related legacies and the resulting burden on the environment. Furthermore, radiological aspects of the decommissioning of nuclear power plants and the decontamination of polluted sites are dealt with. Issues relating to the transport of radioactive substances have acquired particular importance in recent years, especially because of the public debate. The analyses performed in this connection can also be methodologically applied to conventional transports of hazardous goods.

An important field of work is that of environmental monitoring. Here, safety-relevant environmental data are acquired, electronically processed and edited for monitoring.



▲ Waggon für die Beförderung von Behältern mit abgebrannten Brennelementen
Wagon for the transport of casks holding spent fuel elements

Transport database

By order of the BMU, GRS has created a database for the registration and independent evaluation of experiences with fuel element transports. It was agreed in co-operation with the so-called Transport Regulators Group (consisting of members from the German, British, French and Swiss supervisory authorities) that data and any cases of contamination that may be detected should be entered in this database in a standardised format. The transfer of data from the transport information system operated by the power utilities was arranged and tested by using data from earlier transports.

The database is operated by GRS. Data of French and Swiss transports have already been included. At present, the first data of the resumed transports in Germany are being entered. Transgressions of contamination limits during transports to and from Germany were not found.

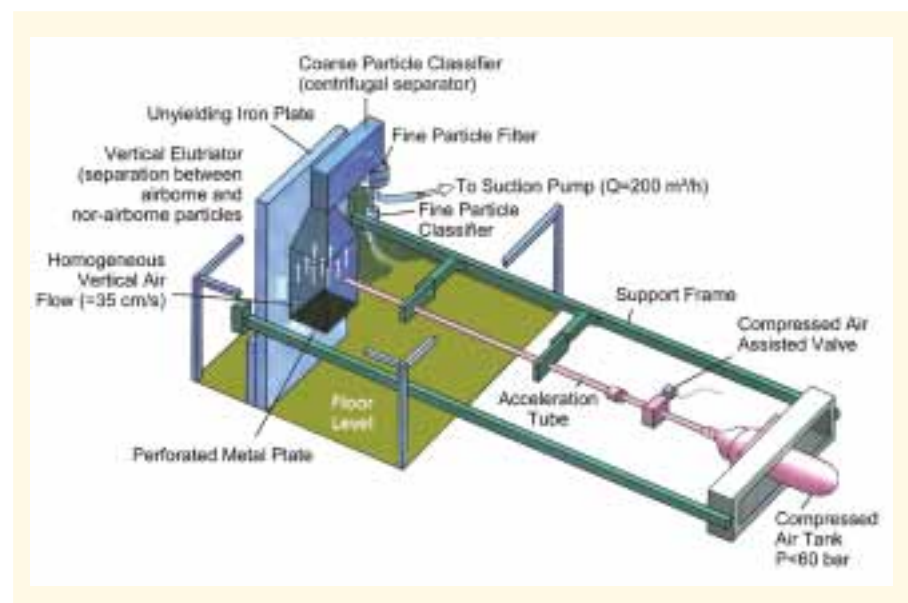
Experimental determination of the release of radioactive materials during transport and handling accidents

The determination of radiological risks involved in the transport and storage of

shipping parts containing radioactive materials requires data about the possible release during transport and handling accidents. Under accidental mechanical loads, the amount and

particle size distribution of the radioactive dust released are influenced by the extent of the load (impact velocity, hardness of the barriers), the characteristics of the waste product (e. g. cement/concrete, barrels compacted under high pressure, glass) and the protective function of the casks. The possible radiological consequences of an airborne release of radioactive dust are mainly influenced by the aerodynamic diameter of the particles.

By order of the BMU/BfS, GRS is performing the research project "Safety analysis of the transport and storage of radioactive materials – Quantification of the release during transport and handling accidents". Here, a newly developed pneumatic acceleration device is used which classifies directly the entire airborne dust forming upon the impact of the test assembly within a range of 0.1 μm to 100 μm . This device is operated by the Fraunhofer Institute for Toxicology and Aerosol Research in Hanover and was developed jointly with GRS. The measuring method is characterised by a wide range of impact



▲ Schematische Darstellung der pneumatischen Beschleunigungsapparatur für Aufpralltests mit spröde brechenden Materialien

Schematic drawing of the pneumatic acceleration device for impact tests of materials failing due to embrittlement

velocities of the test assemblies, a novel aerodynamic classification method and very good reproducibility of the measuring results, so that fundamental regularities in the communiton behaviour of materials failing due to embrittlement can be determined.

Safety analysis of radioactive waste and fuel element transports in the Gorleben region

By order of the BMU, GRS has performed a safety analysis of the radioactive waste and fuel element transports carried out as specified in the Gorleben region for a period up to 2010. This analysis contains the drawing-up of an inventory and a prognosis of the volume of transports as well as a quantification of the associated possible radiation exposure of the population and the transport and accompanying personnel. Incident and accident scenarios were not analysed as this was not part of the order.

The volume of transports that was determined amounts to three combined transports per year of six large casks each (CASTOR casks or French casks of comparable design) holding vitrified waste from reprocessing or irradiated fuel elements as well as an annual maximum of up to 220 truck consignments of low- and medium-active operational waste from German nuclear power plants or from reprocessing abroad. Since the facility site has no direct link to the railway network, the waste and fuel elements are always delivered by road. The conclusion of the analyses is that the radiation exposure associated with the normal (accident-free) delivery and emplacement of radioactive waste and irradiated fuel elements lies far below the current as well as the future, more restrictive individual dose limits of the national and international transport regulations and that therefore they do not represent any preponderant radiological risk to the population in the site region nor to the transport and accompanying personnel.

Expert opinion on the physical protection of interim storage facilities

In connection with the licensing of interim storage facilities and provisional interim stores for spent fuel in CASTOR casks at NPP sites in Germany, the licensing authority demands among other things an analysis of the potential radiological consequences following a malevolent disruptive act or any other third-party intervention. GRS prepared an expert opinion on this topic with respect to the provisional interim stores of the Neckar shared-ownership nuclear power plant and the Philippsburg nuclear power plant. In determining the source term for these scenarios, the results of experiments were used which GRS had initiated in the early 1990s and in which GRS experts had acted as scientific advisors. Following the determination of the source term, the potential radiological consequences were calculated with advanced dispersion models, using site-specific meteorological data. In this context, the probability of the potential exposure to radiation doses was also determined in dependence of the distance from the point of release.

Radiation protection issues of decommissioning

By order of the BMU, GRS has evaluated the experience so far with radiation protection in connection with the decommissioning of nuclear facilities at ten different sites. These data can be compared with those of the radiation exposure during the operational phase of the plant. This comparison shows that the radiation exposure of the personnel during the decommissioning phases until now has been considerably lower than during operation. This is true of the facilities' own as well as of contract personnel. However, it has to be taken into account that in many cases the most complicated disassembly task have yet to be performed. It turned out e. g. that there will be quite noticeable collective doses if disassembly work in nuclear power plants is carried out prematurely.

The aim of the analysis of the radiation exposures determined is to gain information for a further optimisation of the individual disassembly sequences and of radiation protection for all the different disassembly activities. In addition, GRS is actively working on the further registration of radiation exposures within the framework of the ISOE (System on Occupational Exposure) system of the OECD/NEA which is currently being extended to include decommissioned facilities as well.

French-German Initiative for Chernobyl

The prime objective of the French-German Initiative for Chernobyl is the collection and validation of available data relating to the three individual programmes "Safety status of the Sarcophagus", "Analysis of the radiological consequences of the accident" and "Analysis of the health effects of the accident". This way a reliable and objective information base is to be created that is useful for the planning of future measures, for public information as well as for later scientific studies.

The field of work of the first programme comprises the registration of the building structures, systems and equipment, the radiological situation inside, the fuel-containing materials and the radioactive waste as well as the radiological situation at the site. For this purpose a database has been established which is used for a step-wise integration of the data and as an interface. Substantial results have already been achieved which are also of use to other projects, especially the Shelter Implementation Plan. These results were presented at several different conferences.

The major objective of the second programme is the analysis of the radiological consequences of the accident. Here, the focal areas are the 30-km zone, the area around Gomel/Belarus, and the area around Briansk/Russia. All the gathered data are stored in the Geo-Information-System REDAC (Radio Ecological Database After

Chernobyl). This system provides the competent authorities in the Ukraine with an effective tool which enables them to describe the as-is situation, monitor developments in the future and plan further precautionary measures. This programme will be completed at the end of 2001. First results were presented at the EUROSAFE 2000 conference.

The aim of the third programme is to review the existing data about the health status of the population and the dosimetry – i. e. the radiation exposure – in the three countries affected most, to assess and - if necessary – adapt the methods used, and to provide the results for improvements of the precautionary measures.

Final storage

The tasks in the "final storage" field of work comprise the analysis and assessment of the safety of repositories for radioactive or chemotoxic wastes.

The expertise available is mainly in the physical/chemical and the geological area. A large proportion of the work requires sound theoretical knowledge and the handling of sophisticated computer codes. Thus there are, for example, close connections to the fundamentals of physical chemistry, earth science and mathematics (here especially in connection with the transformation of models into computer codes). The main emphases of the activities are:

- the characterisation and behaviour of waste in a repository,
- the analysis of the operational safety of repositories,
- the development of criteria and assessment bases for demonstrating long-term safety after sealing a repository,
- the analysis of the long-term safety of repositories
- the qualification and securing of verification methods as well as
- international co-ordination.

Committee on Repository Site Selection Procedure

The BMU has set up the Committee on Repository Site Selection Procedure (Auswahlverfahren Endlagerstandorte – AkEnd) as an expert committee with the task to develop a procedure as well as criteria for finding and assessing a repository site for the final storage of radioactive waste in Germany. GRS has experts on this committee and supports it by providing technical assistance. The consultations focus on the development of a transparent selection procedure according to criteria relating to earth science and societal aspects, the development of a strategy of public involvement in connection with the introduction and application of the selection procedure, and on issues relating to technical developments and regulatory aspects. Until now, the Committee has convened for 11 meetings. Current activities concern the specification of the fundamentals for assessments and the definition of criteria for obviously unsuitable overall geological situations and favourable geological conditions. As part of these activities, GRS also organised a public workshop in Kassel on behalf of the BMU. Here, the objectives and the working methods of the Committee were presented and discussed.

Safety criteria for the final storage of radioactive waste

Two years ago already, GRS followed a BMU order to prepare a revised version of the safety criteria for final storage first issued in 1983. This draft then served as a basis for discussion and was updated at the end of last year. It takes into account the radiological protection goals in accordance with the Basic Safety Standards of the IAEA and the EURATOM Basic Norms of 1996 as well as the international development of long-term safety demonstration methods for final storage. The work was taken up again by a newly formed working group including representatives from the BMU, BfS, GRS as well as from the Swiss licensing authority HSK.

The structure of the requirements for repositories was rearranged in the light

of the tasks of the "Committee on Repository Site Selection Procedure" (AkEnd). The criteria for site selection are developed by this committee. The safety criteria developed by GRS within the framework of this working group serve for the assessment of a repository project for a chosen site in a plan approval procedure. Special guidelines specify the technical criteria and requirements for the corresponding verification procedures.

Geochemistry

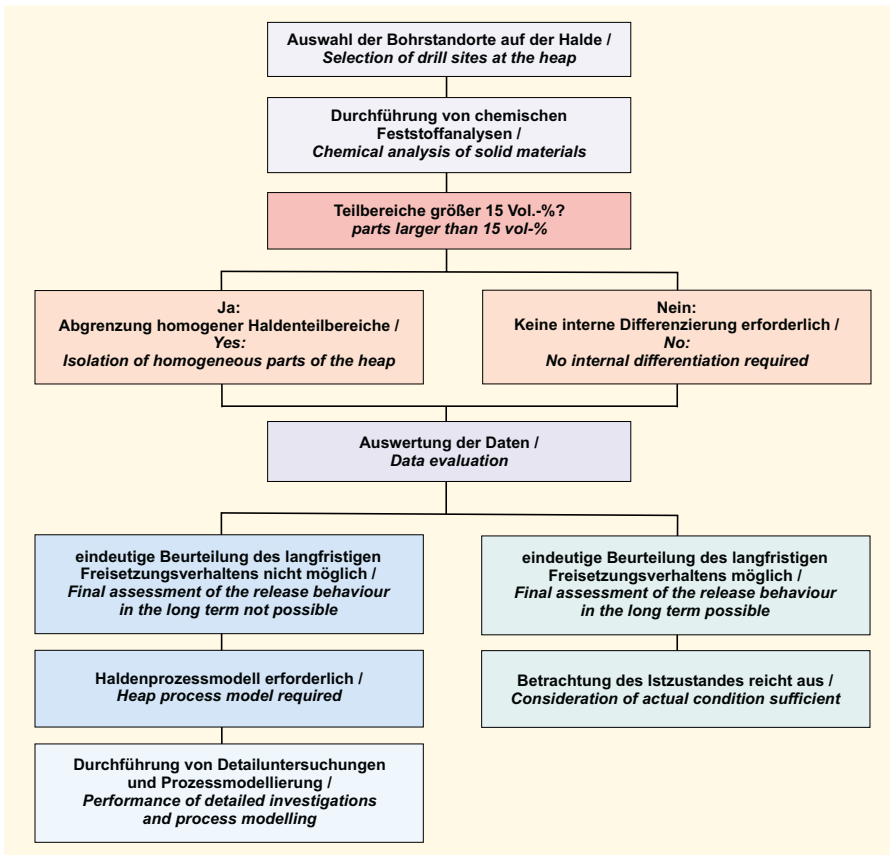
By order of the BMU, GRS has critically analysed the state of the art in modelling geochemical processes in connection with the final storage of radioactive waste in deep geological formations.

One of the results of this analysis is that the conventional isotherm concept for the ascertainment of sorption processes is indispensable despite the progress that has been made in the area of mechanistic process description. The applicability of empirical isotherms has to be critically examined case by case. One has to be particularly careful when applying laboratory data to the real geochemical environment.

The transport of radionuclides on natural or artificial colloids can have considerable safety significance due to the reduced sorption on the rock matrix through which the flow takes place. Here, the stability of the colloids is the decisive factor. Among other parameters describing the environment, it mainly depends on ion strength. Under the conditions of the highly concentrated brines found in a repository in salt rock, colloids show little stability owing to the high ion strengths. In these cases, a colloid-borne transport of radionuclides is therefore highly unlikely to take place in repositories in salt rock or in deep-lying waters with a similarly high mineral content.

Examination and assessment methods for contaminated sites and objects of past mining activities

By order of the BMU, GRS has developed examination and assessment methods responding to the practical needs of site-



▲ Vorgehensweise bei der Untersuchung der inneren Haldenstruktur
 Procedure of examining the inner heap structure

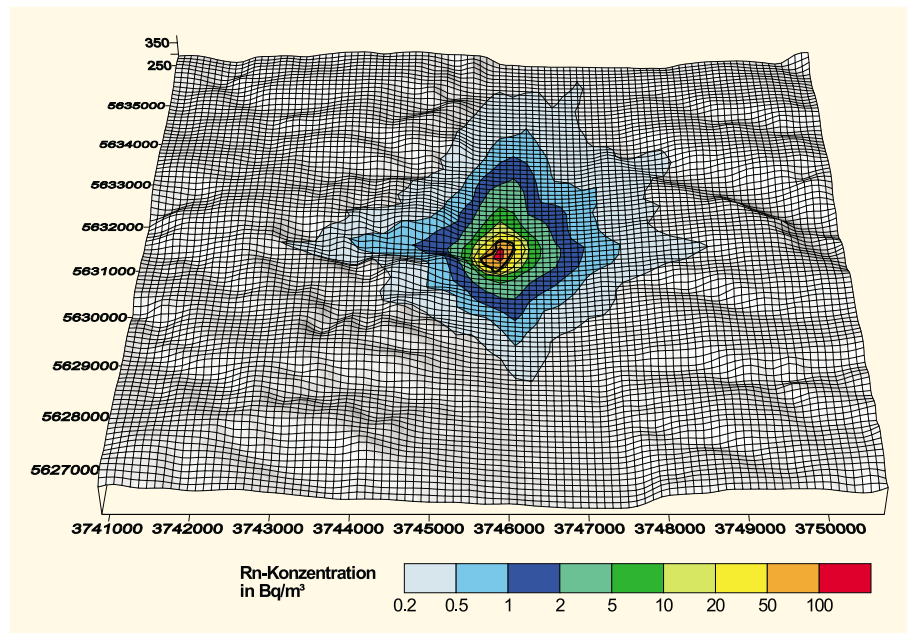
specific analyses of the legacies of uranium mining. The aim of the project was to perform realistic calculations or estimates relating to the mobilisation of radioactive materials from contaminated sites and objects of past mining activities in connection with their propagation through groundwater as a result of geochemical processes and to calculate the release and dispersion of radon. The available calculation models were examined and evaluated with regard to their suitability by applying scientific criteria. For the BfS, sections of a guideline on the remediation of contaminated former uranium ore mining sites in Saxony and Thuringia were prepared.

Authorised expert assessment activities

GRS performs expert assessments in connection with the Gorleben, Morsleben

and Konrad repositories as authorised expert for the BMU. In addition, the supreme mining authority of Clausthal-Zellerfeld has consulted GRS as authorised expert on issues of long-term safety in connection with the decommissioning of the Asse research mine. As to the Gorleben repository project, GRS evaluates the international state of the art in regulatory and safety-related issues and accompanies the attention handling of the Gorleben-specific points in doubt by providing comments. The Morsleben repository project is currently in its decommissioning phase. GRS is assessing the conceptual design developments and safety-related issues concerning the decommissioning by providing expert opinions. In the case of the decommissioning of the Asse mine, GRS is assessing the associated conceptual and safety-related issues in its role as authorised expert for long-term safety.

W. Thomas



▲ Bodennahe Radon-Zusatzkonzentration im Jahresmittel am Beispiel des Standortes Cressen
 Annual average of surface-near additional radon concentration on the example of the Cressen site

Verwendung von geostatistischen Methoden in probabilistischen Langzeitsicherheitsanalysen für radioaktive Endlager

Langzeitsicherheitsanalysen sind ein wichtiger Bestandteil sowohl des Auslegungs- und Optimierungsprozesses als auch des Genehmigungsverfahrens für Endlager für radioaktiven Abfall in tiefen geologischen Formationen. Für ausgewählte Szenarios, die mögliche Entwicklungen des Endlagersystems in der Nachbetriebsphase beschreiben, werden quantitative Konsequenzenanalysen durchgeführt. Da die Geosphäre (Fernfeld) einen wesentlichen Teil des Barrierensystems darstellt, welches das Endlager umgibt oder überdeckt, ist sie eines der Untersysteme, die betrachtet werden. Die Sicherheitsanalyse für das Fernfeld basiert auf Modellrechnungen der Grundwasserbewegungen und der daraus resultierenden Wanderung von Radionukliden, die möglicherweise aus dem Endlager freigesetzt werden.

Aufgrund der Komplexität der betrachteten Phänomene und den langen Zeiträumen, die untersucht werden, müssen mehrere Arten von Unsicherheiten in den Langzeitsicherheitsanalysen in Betracht gezogen werden. Während der letzten Jahrzehnte sind bemerkenswerte Fortschritte in der Entwicklung von deterministischen und probabilistischen Methodologien für die Behandlung insbesondere von Parameterunsicherheiten, aber auch für die Handhabung von Szenario- und Modellunsicherheiten gemacht worden. Im Rahmen der Vorhaben EVEREST und SPA der KEG hat sich gezeigt, dass probabilistische Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen leistungsfähige Werkzeuge in diesem Kontext sind. Sofern die betreffenden Unsicherheiten auf adäquate Weise mit Hilfe von zufälligen Variablen ausgedrückt werden können, erzeugen probabilistische Methoden Abschätzungen der entstehenden Unsicherheiten von Analyseergebnissen und bieten einen Einblick in relevante Prozesse, indem sie (sensitive) „Schlüsselgrößen“ identifizieren.

Es besteht jedoch weiterhin die Notwendigkeit Methoden zu entwickeln und zu verbessern, um Unsicherheiten zu behandeln, die für geologische Modelle typisch sind. Im Gegensatz zu (technischen) anthropogenen Systemen weist die Geosphäre eine starke räumliche Variabilität von Fazies, Materialien und Materialeigenschaften auf. Die Kenntnis der hydrogeologisch bedeutsamen Merkmale eines Standorts stammt aus sehr verschiedenen Quellen (z.B. Sachkenntnis über die Standortentstehung, Erkundungsbohrungen, hydrogeologische und geophysikalische Tests), wird aber nie vollständig sein.

Dieser Artikel beschreibt die ersten Schritte in Richtung eines Ansatzes zur Integration mehrerer verschiedener Arten von Wissen und Information in eine quantitative Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse für Grundwasserströmungs- und Nuklidmigrationsmodelle. Aufgrund der Verfügbarkeit einer großen Datenmenge und verschiedenartiger Informationen ist der Standort Gorleben für eine Fallstudie gewählt worden, um die Methode zu demonstrieren.

Räumliche statistische Methoden

Traditionell werden hydrogeologische Modelle „manuell“ von den verfügbaren geologischen und hydrogeologischen Informationen abgeleitet. Dies erlaubt es, die Vielfalt von „weichen“ Informationen zu berücksichtigen, die für Geowissen-

schaften typisch sind, die aber auch einen gewissen Grad an Subjektivität verursachen. In jedem Fall führt der traditionelle Ansatz normalerweise zu einer „best-estimate“-Abbildung der Realität (oder höchstens zu einer sehr begrenzten Anzahl von „abweichenden“ Abbildungen). Im Gegensatz dazu basieren probabilistische Sicherheitsbeurtei-

lungsmethoden auf stochastischen Modellen, welche die Vielfalt von denkbaren Möglichkeiten für die betreffenden Phänomene, Systeme, Parameter und Evolutionen beschreiben.

Während der letzten Jahrzehnte sind mehrere verschiedene mathematische Methoden dafür entwickelt worden, was die Ölindustrie als „Vorkommenscharakterisierung“ versteht und was in der Hydrogeologie als „Grundwasserleitercharakterisierung“ bezeichnet werden kann. Aufgrund der unterschiedlichen Natur der in die hydrogeologischen Modelle zu integrierenden einzelnen Informationsarten wird ein Ansatz, wie er in der Einführung erwähnt wird, wahrscheinlich mehrere dieser Methoden integrieren. Räumliche statistische Methoden liefern das Potenzial,

- Abbildungen von geologischen Strukturen zu generieren, die mit Hilfe von „harten Daten“ angepasst werden können (d. h. die Abbildung berücksichtigt z. B. Daten, die von Bohrlochmessungen stammen)

und

- entweder „best estimates“ für solche Abbildungen oder Serien von Realisierungen zu generieren, die unter gegebenen Annahmen gleichermaßen wahrscheinlich sind.

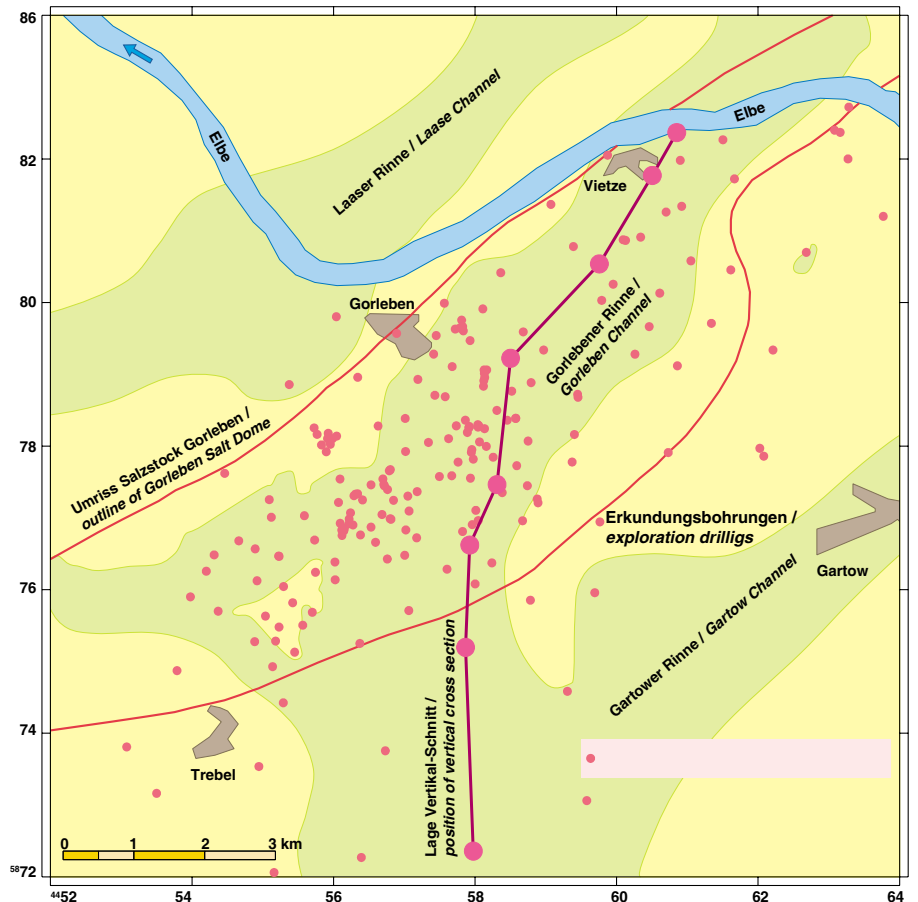
Letzteres würde das Einpassen solcher Methoden in einen Rahmen von probabilistischen Unsicherheitsanalysen ermöglichen. Deshalb hat man sich dafür entschieden, räumliche statistische Methoden als einen Ausgangspunkt für die zu entwickelnde Methode zu verwenden.

Die interessierenden Größen in diesem Zusammenhang könnten das Vorhandensein oder die Abwesenheit bestimmter geologischer oder hydrogeologischer Einheiten oder die Werte von bestimmten Parametern sein (für hydrogeologische Modelle z. B. die Leitfähigkeit, für andere Anwendungen z. B. der Erzgehalt). Beide Arten von Größen können mit Hilfe von Funktionen der Position ausgedrückt werden. Räumliche statistische

Methoden betrachten das Verhalten solcher Funktionen in der Wirklichkeit als eine einzelne Realisierung einer zufälligen Funktion der Position („regionalisierte Variable“). Da es mit einer einzelnen Realisierung nicht möglich ist statistisch vorzugehen, sind zusätzliche Voraussetzungen erforderlich. Normalerweise wird eine Invarianz von bestimmten Kennziffern der Zufallsfunktion angenommen. Diese Annahme, die als Stationarität bezeichnet wird, betrifft sehr oft die Momente der Zufallsfunktion. So unterstellt die sogenannte „schwache Stationarität“ den Erwartungswert der Funktion als positionsunabhängig und die Kovarianz zwischen Werten bei Positionspaaren als vom Entfernungsvektor („Abstand“), jedoch nicht von den Positionen selbst abhängig. Dies ermöglicht es Statistiken über die Kovarianz für eine gegebene Reihe von Abständen zu erstellen (vorausgesetzt, dass genügend Datenpaare für jeden Abstand verfügbar sind) und auf diese Art den Grad an räumlicher Konnektivität einer Variablen zu charakterisieren. Die funktionelle Abhängigkeit der Kovarianz von dem mit den vorhandenen Daten geschätzten Abstand ist eine wichtige Basis für die Interpolation der betreffenden Größen zwischen den Positionen, wo sie bekannt ist („Kriging“) oder für die Generierung gleichermaßen wahrscheinlicher Abbildungen der Datenverteilung, die je eine gegebene Verteilungsfunktion und Kovarianz berücksichtigen („geostatistische Simulation“). Für Letzteres ist es möglich, bekannte Daten zu berücksichtigen („bedingte Simulation“).

Der Standort Gorleben und der dazugehörige Datensatz

Der Standort Gorleben befindet sich nahe der Gemeinde Gorleben im nordöstlichen Teil des Landes Niedersachsen. Die Eignung des Standorts für die Endlagerung aller Arten von festem und verfestigtem, insbesondere Wärme erzeugendem radioaktiven Abfall ist in der Vergangenheit untersucht worden. Das Endlager würde im Salzstock Gorleben errichtet werden. Die tertiäre Tonüberdeckung des Salzstocks wurde teilweise durch subglaziale Erosion entfernt. Es bildete sich ein System von Kanälen,



▲ Salzstock Gorleben: Lage der Erkundungsbohrungen und des Vertikal-Schnitts
Gorleben Salt Dome: Position of the exploration drillings and the vertical cross section

u. a. die „Gorlebener Rinne“. Unter der Annahme eines Szenarios, das zu einer Freisetzung von Radionukliden aus dem Endlager führt, würden diese Radionuklide durch das Grundwasserleitersystem der Gorlebener Rinne an die Oberfläche und in die Biosphäre wandern. Deshalb müssen die Grundwasserbedingungen und eine mögliche Migration von Radionukliden durch die Rinne in einer Sicherheitsanalyse betrachtet werden.

Hydrogeologische Untersuchungen wurden in einem Bereich von mehr als 300 km² um den Salzstock herum durchgeführt. Es wurden 340 Bohrlochmessungen zusammengestellt, die Informationen über stratigraphische Klassifizierung, petrographische Klassifizierung, Anmerkungen zu Entstehung und Farbe der Bohrkerns sowie eine Klassifizierung in hydrogeologische Einheiten enthalten. Zusätzlich zu dieser Zusammenstel-

lung ist eine Vielfalt an anderen Informationen über die geologischen und hydrogeologischen Merkmale des Standorts verfügbar (geologische und hydrogeologische Interpretation, Ergebnisse von Pump tests, Ergebnisse von Salzkonzentrationsmessungen, Alter der Grundwässer, seismische und geoelektrische Daten).

Die Lage des Salzstocks und der Gorlebener Rinne wird angegeben. Außerdem werden auch die für die Rechnungen verwendeten Positionen der Erkundungsbohrlöcher sowie die Lage des vertikalen Querschnitts ausgewiesen.

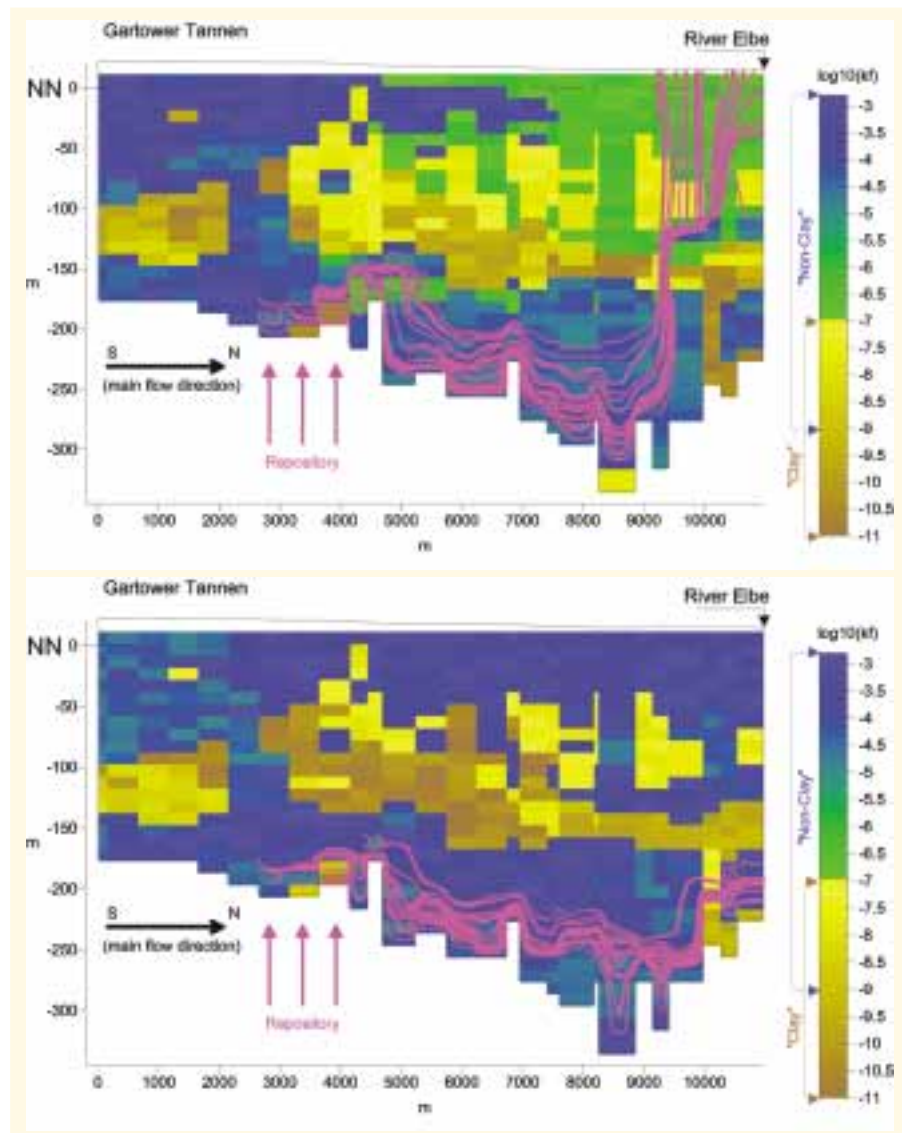
Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen

Die Bohrlochmessungen werden in petrographische Einheiten wie „Ton“, „Schluff“,

„Sand“ u. ä. klassifiziert. Frühere Untersuchungen haben ergeben, dass die räumliche Verteilung der gering durchlässigen Tonschichten einen signifikanten Einfluss auf die Grundwasserbewegung hat. Deshalb wurde zuerst eine Analyse dieser Verteilung durchgeführt. Für eine kategorische Variable, welche das Vorhandensein oder Nichtvorhandensein von Ton anzeigt, wurden dreidimensionales Kriging und bedingte Simulationen durchgeführt. Mit Hilfe von Koordinatentransformationen wurden weitere stratigraphische Informationen berücksichtigt. Die Analyse führte durch Kriging zu „best estimates“ für die Verteilung der Tonschichten und zu einer Reihe von gleichermaßen wahrscheinlichen Abbildungen für diese Verteilung, die mit Hilfe von bedingten Simulationen erzeugt wurden. Da sich jedoch die hydrogeologischen Parameter normalerweise je nach Position auch innerhalb einer einzelnen petrographischen Einheit ändern, wurden die Abbildungen in einem nächsten Schritt durch regionalisierte Variablen überlagert, die (jetzt positionsabhängige) hydrogeologische Parameter darstellen. Unsicherheitsanalysen für gewisse Indikatoren (Grundwasserlaufzeiten, zeitliche Entwicklung von Nuklidströmen) wurden anhand von Berechnungen der Grundwasserbewegungen und der Radionuklidwanderung für jede der Abbildungen durchgeführt.

Außerdem wurde eine Referenzrechnung mithilfe der Kriging-Ergebnisse für die Tonverteilung und der Referenzwerte für die Parameter durchgeführt. Die verwendeten hydrogeologischen Modelle waren Süßwassermodelle, die auf einem vertikal ebenen (zweidimensionalen) Querschnitt durch die Gorlebener Rinne basieren, der für den Grundwasserfluss in diesem Bereich als repräsentativ angesehen wird. Die Wahrscheinlichkeitsverteilungen der in den Unsicherheitsanalysen erhaltenen Indikatoren tendieren zu kritischeren Werten als der Referenzfall.

Außerdem ist eine Methode entwickelt und getestet worden, mit der regionale Sensitivitäten für Variablen, die je nach Position variieren, lokalisiert werden



▲ Vertikal ebenes hydrogeologisches Modell: Leitfähigkeitsverteilung und berechnete (advective) Pfadlinien für zwei Realisierungen: Da sich hydrogeologische Parameter je nach Position verändern, werden Faziesverteilungen von regionalisierten Variablen überlagert, die hydrogeologische Parameter darstellen.

Vertical-plane hydrogeological model: conductivity distribution and calculated (advective) pathlines for two realisations: Since hydrogeological parameters change with position, facies distributions are superimposed by regionalised variables representing hydrogeological parameters.

können. Für Fazies, die durch Kriging entstehen, ist die Leitfähigkeit im Ton zwischen den zwei Grundwasserleitern von Bedeutung; für durch Simulation erhaltene Fazies hingegen steigt die Bedeutung von Bereichen im niedrigeren Grundwasserleiter, die hauptsächlich aus nicht tönernen Gesteinsformen bestehen.

Schlussfolgerungen und weitere Arbeiten

In ihrem gegenwärtigen Stadium hat die Studie gezeigt, dass geostatistische Analysen ein vielversprechendes Werkzeug als erster Schritt auf dem Weg zu einer integrierten Bewertung räumlicher Variabilität der geologischen Eigenschaften von

Endlagerstandorten bieten. Dies gilt insbesondere für Standorte wie Gorleben, wo detaillierte Daten in großem Umfang zur Verfügung stehen. Die Analyse hat gezeigt, dass Indikatoren, die mit Hilfe von geostatistischen Simulationen berechnet wurden, zu kritischeren Werten tendieren können, als dies bei „traditionellen“ Methoden der Fall ist. Zukünftige Arbeiten sollten sowohl die Anwen-

dung komplexer geostatistischer Simulationsverfahren als auch eine Weiterentwicklung des Ansatzes umfassen, um noch mehr der verfügbaren Informationen zu berücksichtigen – nicht nur jene aus den Bohrungen, sondern auch aus anderen Quellen (hydrogeologische Tests, Messungen der Salzkonzentration, Bestimmung des Alters der Grundwässer, geophysikalische Daten).

Use of Geostatistical Methods in Probabilistic Long-Term Safety Analyses for Radioactive Waste Repositories

Long-term safety analyses are an important part of the design and optimisation process as well as of the licensing procedure for final repositories for radioactive waste in deep geological formations. For selected scenarios describing possible evolutions of the repository system in the post-closure phase, quantitative consequence analyses are performed. Being an essential part of the barrier system, the geosphere (far-field) surrounding or overlaying the repository is one of the subsystems under consideration. The performance assessment for the far-field is based on model calculations concerning the groundwater movement and the resulting migration of radionuclides which possibly will be released from the repository.

Due to the complexity of the phenomena of concern and the large timeframes under consideration, several types of uncertainties have to be taken into account in the long-term safety analyses. During the last decades, remarkable progress has been made in the development of deterministic and probabilistic methodologies for the treatment especially of parameter uncertainties, but also for the handling of scenario and model uncertainties. Within the CEC projects EVEREST and SPA, it has been demonstrated that probabilistic uncertainty and sensitivity analyses are powerful tools in this context. Provided the uncertainties in question can be expressed using random variables in an adequate manner, probabilistic techniques generate estimates for the resulting uncertainties of analyses results and give insight in the relevant processes by identifying key (“sensitive”) entities.

However, there is still a need to develop and improve methods to deal with uncertainties which are typical of geological modelling. In contrast to anthropogenic (engineered) systems, the geosphere shows a strong spatial variability of facies, materials and material properties. The knowledge about the hydrogeologically significant features of a site comes from very different sources (e.g. expertise concerning site genesis, exploration drillings, hydrogeological and geophysical tests) but will never be complete.

This article describes the first steps towards an approach for the integration of several types of knowledge and information into a quantitative uncertainty and sensitivity assessment for groundwater flow and nuclide migration models. Due to the availability of a large amount of data and information of several types, the Gorleben site (Germany) has been chosen for a case study in order to demonstrate the method.

Spatial statistical methods

Traditionally, hydrogeological models are derived “manually” from the geological and hydrogeological information available. This allows to account for the variety of “soft” information and knowledge which is typical of geo-sciences but also causes a certain degree of subjectivity. In any case, the traditional approach usually results in one “best estimate” image of reality (or, at the most, in a very limited number of “variant” images). In contrast, probabilistic safety assessment methods are based on stochastic models describing the variety of conceivable possibilities for the phenomena, systems, parameters, and evolutions in question.

In the last decades, several different mathematical methods have been developed for what the oil industry knows as “reservoir characterisation” and what in hydrogeology can be called “aquifer characterisation”. Due to the different nature of the several information types to be integrated into hydrogeological models, an approach as mentioned in the introduction will probably integrate several of these methods. Spatial statistical methods provide the potential

- to generate images of geological structures which can be conditioned using “hard data” (which means the image will take into account e.g. data coming from borehole logs),

and

- to generate either best estimates for such images or series of realisations which are equally probable under given assumptions.

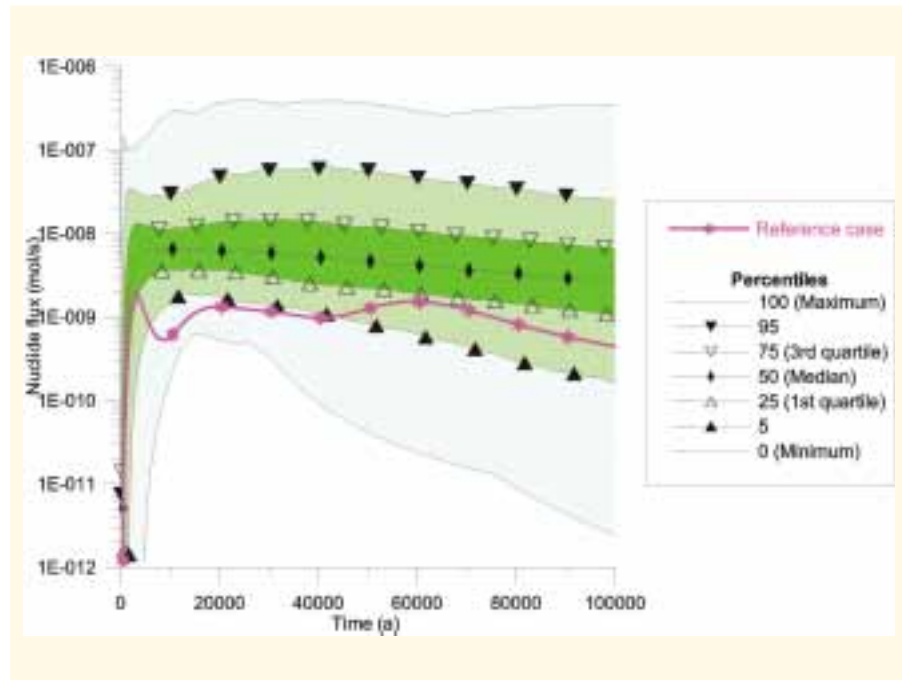
The latter would allow fitting such methods into a framework of probabilistic uncertainty analyses. Therefore it has been decided to use spatial statistical methods as a starting point for the method to be developed.

The entities of interest might be the presence or absence of certain geological or hydrogeological units or the values of specific parameters (for hydrogeological

models e.g. conductivity, for other applications e.g. ore content). Both types of entities can be expressed using functions of position. Spatial statistical methods see the behaviour of such functions in reality as one single realisation of a random function of position ("regionalised variable"). Because a single realisation does not allow performing statistics, additional prerequisites are needed. Usually an assumption of invariance of certain characteristics of the random function will be made. This assumption, called stationarity, very often concerns the moments of the random function. E.g. the so-called "weak stationarity" assumes the expected value of the function as position-independent and the covariance between values at pairs of positions as dependent on the distance vector ("lag") but not on the positions themselves. This allows to perform statistics for the covariance for a given series of lags (provided that enough data pairs are available for each lag) and thus to characterise the degree of spatial connectivity of a variable. The functional dependency of the covariance on the lag estimated from the existing data is one important basis to interpolate the entity in question between the positions where it is known ("kriging") or to generate equally probable pictures of the data distribution, each honouring a given distribution function and covariance ("geostatistical simulation"). For the latter it is possible to honour known data ("conditional simulation").

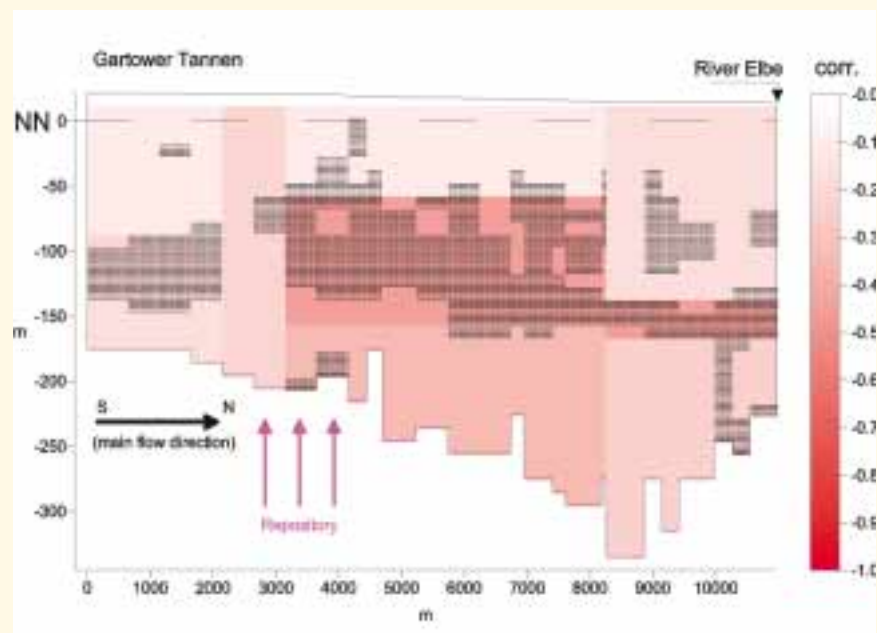
The Gorleben site and data set

The Gorleben site is located near the community of Gorleben in the north-eastern part of the federal state Lower Saxony (Niedersachsen). In the past, the suitability of the site for the final disposal of all kinds of solid and solidified, especially heat-producing radioactive waste was investigated. The repository would be situated in the Gorleben salt dome. The tertiary clay cover of the salt dome has been partially removed by sub-glacial erosion forming a system of channels, one of which is the "Gorleben Erosion Channel". Under the assumption of a



▲ Unsicherheitsanalyse: Percentile für den zeitlichen Verlauf von Nuklidströmen.

Uncertainty analysis: percentiles for the time evolution of nuclide fluxes.



▲ Korrelationen zwischen Logarithmen von Leitfähigkeiten in 10 interessierenden Bereichen und Logarithmen von Grundwasserbewegungszeiten (durch Kriging erhaltene Fazies, dunkle Hintergrundbereiche = Ton).

Correlations between logarithms of conductivities in 10 areas of interest and logarithms of groundwater travel times (facies obtained by kriging, dark background areas = clay).

scenario which leads to a release of radionuclides from the repository, these radionuclides would migrate through the aquifer system of the Gorleben channel to the surface and the biosphere. Therefore, the groundwater regime and a possible radionuclide migration through the channel has to be studied in a safety assessment.

Hydrogeological investigations were performed in an area of more than 300 km² around the salt dome. 340 borehole logs including information about stratigraphic classification, petrographic classification, remarks concerning the genesis and colour of the kernels, and a classification into hydrogeological units have been compiled. In addition to this compilation, a variety of other information concerning the geological and hydrogeological features of the site is available (geological and hydrogeological interpretation, results of pumping tests, results of salt concentration measurements, groundwater ages, seismic and geoelectrical data).

The situations of the salt dome and of the erosion channel are given. In addition, the positions of exploration drillings and of the vertical cross-section used for the calculations are indicated.

Uncertainty and sensitivity analyses

The borehole logs contain a classification into petrographic units like "clay", "silt", "sand" and others. In earlier studies it was shown that the spatial distribution of the low-permeable clay layers is of significant influence on the groundwater movement. Therefore, firstly an analysis of this distribution was performed. Three-dimensional kriging and conditional simulations for a categorical variable indicating the presence or absence of clay were carried out. Using co-ordinate transformations, additional stratigraphic information was taken into account. The analysis led to a "best estimate" for the distribution of the clay layers obtained by kriging and to a series of equally probable images for this distribution generated using conditional simulations. However, since hydrogeological para-

meters usually change with position even within one single petrographic unit, in a next step the images were superimposed by regionalised variables representing the (now position-dependent) hydrogeological parameters. Uncertainty analyses for certain indicators (groundwater travel times, time evolutions of nuclide fluxes) were performed by calculating groundwater movements and radionuclide migration for each of the images.

Additionally, a reference calculation was performed using the kriging results for the clay distribution and the reference values for the parameters. The hydrogeological models used were freshwater models based on a vertical-plane (two-dimensional) cross section through the Gorleben channel which is regarded to be representative of the groundwater flow in this area. The probability distributions of performance indicators obtained during the uncertainty analyses tend to more critical values than the reference case.

In addition, a method to localise regional sensitivities for variables varying with position has been developed and tested. For facies, obtained by kriging, the conductivities in the clay cover between the two aquifers are of importance, whereas for facies obtained by simulation the importance of areas in the lower aquifer which are mainly "non-clay" increases.

Conclusions and future work

In its present stage, the study has demonstrated that geostatistical analyses are promising as a first step towards an integrated assessment of spatial variability of the geological features at repository sites. This holds especially for sites like Gorleben where detailed data are given at a high density. The analysis showed that performance indicators calculated using geostatistical simulations might tend to more critical values in comparison to the ones obtained using "traditional" approaches. Future work should include the use of more sophisticated geostatistical simulation techniques as well as a further development of the approach in order to account for more of the available information coming not only

from drillings but also from other sources (hydrogeological tests, salt concentration measurements, groundwater ages, geophysical data).

K.-J. Röhlig

Sicherheitsanalyse zur bestimmungsgemäßen Beförderung von radioaktiven Abfällen und bestrahlten Brennelementen in der Region Gorleben

Die im Raum Gorleben befindlichen entsorgungstechnischen Anlagen, bestehend aus dem Abfalllager Gorleben (ALG), dem Transportbehälterlager (TBL) und der Pilot-Konditionierungsanlage (PKA), deren Betriebsgenehmigung z. Z. noch aussteht, werden ihrem Bestimmungszweck entsprechend mit radioaktiven Stoffen und Gegenständen beliefert und geben bedarfsweise solche Materialien an andere Empfänger ab. Zur Ermittlung und Bewertung der mit der Anlieferung oder Abgabe dieser radioaktiven Materialien verbundenen potenziellen radiologischen Auswirkungen auf die Bevölkerung und das Transport- und Begleitpersonal hat der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH mit der Durchführung entsprechender sicherheitstechnischer Untersuchungen für die Standortregion Gorleben beauftragt.



▲ Entsorgungstechnische Einrichtungen im Raum Gorleben

Waste storage facilities in the Gorleben area

Die Untersuchungen verfolgten auftragsgemäß zwei Hauptzielsetzungen:

- eine Bestandsaufnahme und Prognose des mit dem Betrieb der entsorgungstechnischen Anlagen im Raum Gorleben verbundenen Beförderungsaufkommens radioaktiver Abfälle und bestrahlter Brennelemente für den Zeitraum bis zum Ende des Jahrzehnts (2000 – 2010) und
- eine Abschätzung der mit der Anlieferung/Abgabe radioaktiver Materialien

verbundenen potenziellen Strahlenexposition der Bevölkerung in der Standortregion sowie der Personen, die mit der Transportabwicklung/-begleitung befasst sind, mit dem Ziel bestimmungsgemäßer (unfallfreier) Transportbedingungen.

Zu diesem Zweck wurden – auf der Basis des bis Anfang des Jahres 2000 verfügbaren Planungs- und Kenntnisstandes – Datenerhebungen und Analysen zum erwarteten Beförderungsaufkommen radioaktiver Abfälle und bestrahlter Brennelemente in der Standortregi-

on Gorleben für das laufende Jahrzehnt (2000 – 2010), zur Beförderungsart, zur Verkehrsführung, zu den Transport- und Handhabungsmodalitäten und zur damit verbundenen Strahlenexposition der Bevölkerung und des Transport- und Begleitpersonals durchgeführt. Die Untersuchungen kommen zu folgendem Ergebnis:

- Bei den zur Anlieferung und Einlagerung in den entsorgungstechnischen Anlagen im Raum Gorleben vorgesehenen radioaktiven Materialien handelt es sich im Wesentlichen um radioaktive Abfälle und bestrahlte Brennelemente, die beim Betrieb deutscher Kernkraftwerke oder bei der Wiederaufarbeitung von ausgedienten Brennelementen deutscher Herkunft im Ausland anfallen. Nach der stofflichen Beschaffenheit, der Aktivitätskonzentration, der Verpackungsart und Herkunft sind vier Materialkategorien zu unterscheiden: (a) hoch radioaktive verglaste Wiederaufarbeitungsabfälle und bestrahlte Leichtwasserreaktor-Brennelemente, (b) mittel radioaktive feste/verfestigte Betriebsabfälle aus Kernkraftwerken, (c) mittel radioaktive bituminierte Wiederaufarbeitungsabfälle aus Frankreich und (d) schwach radioaktive konditionierte Betriebsabfälle aus Kernkraftwerken.
- Nach bisherigem Planungsstand sollen bis zum Ende des Jahrzehnts folgende Mengeneinheiten in den entsorgungstechnischen Gorlebener Anlagen angeliefert und eingelagert werden:

- jährlich 18 Transportbehälter der Baureihe CASTOR (oder diesen vergleichbare Bautypen) mit hoch radioaktiven verglasten Wiederaufarbeitungsabfällen oder bestrahlten Brennelementen (3 Sammeltransporte/Jahr mit je sechs Behältern),
- jährlich etwa 85 – 95 Guss-/Betonbehälter (25 – 30 LKW-Sendungen/Jahr) mit mittel radioaktiven festen oder verfestigten Betriebsabfällen aus Kernkraftwerken,

- im Betrachtungszeitraum kumuliert maximal 720 Gusscontainer VII (insgesamt 720 LKW-Sendungen) mit mittel radioaktiven bituminieren Wiederaufarbeitungsabfällen aus Frankreich (Der Rückführungszeitraum dieser Auslandsabfälle ist jedoch z. Z. noch nicht im Einzelnen spezifiziert.),
- jährlich etwa 50 Container I-VI (ca. 50 LKW-Sendungen/Jahr) mit schwach radioaktiven Betriebsabfällen aus Kernkraftwerken (Ergänzend dazu wurden bis Ende 2000 zusätzlich noch etwa 30 – 35 LKW-Sendungen schwach radioaktiver Abfälle aus Überhängen früherer ERAM-Einlagerungskampagnen erwartet.).

Eine in nennenswertem Umfang stattfindende Auslagerung oder Abgabe von radioaktiven Abfällen oder Brennelementen an andere Empfänger wird bis zu einer eventuellen Inbetriebnahme eines Endlagers für radioaktive Abfälle oder Brennelemente im Betrachtungszeitraum dieser Untersuchung nicht erwartet.

- Als Verpackungen bzw. Umschließungen der radioaktiven Abfälle oder der Brennelemente dürfen nur Behälter-, Gebinde- oder Containertypen eingesetzt werden, die für die Annahme und Zwischenlagerung zugelassen sind und eine sichere Handhabung bei der Ein- und Auslagerung sowie eine dichte Umschließung während der Zwischenlagerung gewährleisten.
- Die Beförderung der angelieferten radioaktiven Materialien erfolgt bundesweit – soweit möglich – auf dem Schienenweg. Mangels direkter Anbindung des Zwischenlagers an das öffentliche Schienennetz kann der Standort jedoch nur auf dem Straßenwege beliefert werden.
- Die Standortregion Gorleben ist durch verschiedene gut ausgebaute Bundes- und Landstraßen erschlossen. Die nächstliegende Anbindung des Lagerstandortes an das öffentliche Schienennetz befindet sich im Umkreis von etwa 20 – 25 km in westlicher (Dannenberg) und südlicher (Raum Arendsee/Salzwedel) Richtung.
- Das betriebsbedingt zu erwartende Verkehrsaufkommen von jährlich drei Sammeltransporten mit jeweils sechs CASTOR-Behältern (oder solche vergleichbarer Bauart) mit hoch radioaktiven verglasten Wiederaufarbeitungsabfällen bzw. bestrahlten Brennelementen und insgesamt bis zu 220 LKW-Sendungen schwach-/mittel radioaktiver Abfälle stellt keine wesentliche Änderung des Verkehrsgeschehens in der Standortregion dar.
- Die von den radioaktiven Abfällen oder bestrahlten Brennelementen ausgehende ionisierende Strahlung (Alpha-/Beta-/Photonen-/Neutronenstrahlung) wird durch das Abschirmungs- oder Verpackungsmaterial vollständig absorbiert bzw. im Falle der Photonen- und/oder Neutronenstrahlung soweit vermindert, dass die relevanten Dosisleistungsgrenzwerte der Transportbehälter bzw. Container eingehalten werden und im Regelfall weit unter den verkehrsrechtlich höchstzulässigen Werten liegen.
- Die durch die Abfallbehälter-/Containerwandung und den Deckel/Boden dringende schwache Reststrahlung (Gamma und/oder Neutronen) breitet sich im umgebenden Raum aus und nimmt dabei entsprechend den jeweiligen physikalischen Gesetzmäßigkeiten ab. Nach den vorliegenden Erfahrungen liegt die Strahlungsintensität sowohl der hochradioaktiven als auch der schwach-/mittelradioaktiven Abfalltransportbehälter beispielsweise bereits in 10 – 20 m Abstand von der Behälter- oder Fahrzeugoberfläche auf einem Niveau, das mit dem in gängigen Flughöhen (8 – 12 km) anzutreffenden Strahlungsfeld kosmischen Ursprungs vergleichbar ist oder dieses Strahlungsniveau bereits unterschreitet.
- Personen, die sich zufällig oder funktionsbedingt im Nahbereich eines mit radioaktiven Stoffen oder Gegenstän-

den beladenen Transportfahrzeuges aufhalten und demzufolge der von den Abfall- bzw. Brennelementbehältern ausgehenden Reststrahlung ausgesetzt sind, erfahren eine Strahlenexposition. Die Höhe der Strahlenexposition wird maßgeblich bestimmt durch die Intensität bzw. Stärke des Strahlungsfeldes und die damit verbundene Ortsdosisleistung sowie die Zeitdauer, während der sich ein Individuum an diesem Ort im Strahlungsfeld aufhält. Für sogenannte „kritische“ Personengruppen – das sind Personen, die funktionsbedingt oder aufgrund ihrer Lebensführung der von den Abfall-/Brennelementbehältern oder Containern ausgehenden Reststrahlung in besonderer Weise ausgesetzt sind oder sein könnten (z.B. die Anwohner der Hauptanfahrtsrouten) – wurden Höchstdosen ermittelt. Diese Höchstdosen für die Bevölkerung sowie das Transport- und Begleitpersonal ergeben sich wie folgt:

- Die zu erwartende maximale **jährliche** Strahlenexposition (effektive Dosis) der **Anwohner der Hauptanfahrtsstraßen** beläuft sich – je nach angenommenem Abstand (5 – 20 m) der Person vom Transportfahrzeug – auf etwa 8 – 56 μSv (0,008-0,056 mSv) **und für die unmittelbaren Anlieger der potenziellen Umschlagplätze** der Abfall-/Brennelement-Sendungen (Dannenberg-Ost oder Arendsee) auf etwa 5 – 6 μSv (0,005-0,006 mSv). Die zu erwartenden Personendosen betragen somit nur einen Bruchteil des für die Bevölkerung relevanten Dosisgrenzwertes der derzeit geltenden Transportvorschriften von 5000 $\mu\text{Sv}/\text{Jahr}$ (5 mSv/Jahr) und liegen ebenfalls weit unterhalb des zukünftig anwendbaren Dosisgrenzwertes der (ab Juli 2001 geltenden) neuen Transportvorschriften (z.B. ADR, RID) von 1000 $\mu\text{Sv}/\text{Jahr}$ (1 mSv/Jahr).
- Die Strahlenexposition der **Polizei- und Sicherheitskräfte**, die sich funktionsbedingt während des Transports **unmittelbar** im behäl-



▲ Ausgewählte zur Anlieferung und Einlagerung im Abfalllager Gorleben (ALG) und Transportbehälterlager (TBL) zugelassene Abfall- und Brennelementbehälter. Oben: Versandfertig palettierte Abfallfässer im Frachtcontainer (links) und CASTOR V/19 Mehrzweckbehälter (rechts). Unten, v.l.n.r.: MOSAIK Gussbehälter, Konrad Abfallcontainer, zur Aufnahme von Abfallfässern vorgesehene stahlarmierte Betonabschirmbehälter (VAB).

Packages for low/intermediate-level waste and transport casks for irradiated fuel & high-level radioactive waste being accepted for interim storage at the Gorleben waste storage facilities (ALG and TBL). Top: Standard freight container with palletised waste drums (left) and dual-purpose CASTOR V/19 cask (right). Bottom f.l.t.r.: MOSAIK waste packages, Konrad waste containers, unloaded reinforced-concrete waste containers.

ternahen Bereich (1 – 4 m seitlicher Abstand vom Fahrzeug) aufhalten, beläuft sich für einen einstündigen Einsatz maximal auf etwa $40 \mu\text{Sv}$ ($0,04 \text{ mSv}$). Bei einem ausschließlichen oder überwiegenden Einsatz der Sicherheitskräfte außerhalb des Fahrzeugnahbereichs reduziert sich die zu erwartende Strahlenexposition auf Werte unterhalb von $40 \mu\text{Sv}$ pro Einsatzstunde.

Die funktionsbedingt zu erwartende Strahlenexposition der bei CASTOR-Transporten eingesetzten Begleit- und Sicherheitskräfte liegt damit für alle realistischerweise voraussehbaren Einsatzbedingungen, einschließlich eines wiederholten Einsatzes innerhalb eines Jahres, weit unterhalb des von der Strahlen-

schutzkommission (SSK) empfohlenen Planungsrichtwertes für polizeiliche Sicherheits- und Einsatzkräfte von $1000 \mu\text{Sv}/\text{Jahr}$ ($1 \text{ mSv}/\text{Jahr}$).

Die ermittelten Personendosen für polizeiliche Einsatzkräfte stehen in Einklang mit Ergebnissen verschiedener Dosismesskampagnen mit Personendosimetern, die von mehr als 1000 Polizei-/Sicherheitskräften während des Einsatzes bei früheren CASTOR-Transporten getragen wurden. Die Messwerte lagen stets unterhalb der Nachweisgrenze der eingesetzten Dosimeter (Albedodosimeter), die für gemischte Photonen-Neutronenstrahlungsfelder mit etwa $100 \mu\text{Sv}$ ($0,1 \text{ mSv}$) angegeben wird.

- Die Strahlenexposition des **Transport- und Handhabungspersonals**, das mit der Eingangskontrolle, Verladung und Abfertigung von jährlich insgesamt drei Sammeltransporten (bzw. 18 Transportbehältern) verglaster Wiederaufarbeitungsabfälle und/oder bestrahlter Brennelemente befasst ist, beläuft sich kumuliert auf maximal etwa $1300 \mu\text{Sv}$ pro Jahr ($1,3 \text{ mSv}/\text{Jahr}$). Die entsprechenden Personendosen für die Fahrzeugführer der Schwerlasttransporte (drei Sammeltransporte pro Jahr) betragen maximal bis zu $250 \mu\text{Sv}$ pro Jahr ($0,25 \text{ mSv}/\text{Jahr}$).

Die Strahlenexposition der **Fahrzeugführer** von Transporten schwach und mittel radioaktiver Abfälle, die zwecks Vereinfachung der

Transportabwicklung praktisch ausschließlich mittels Standardfrachtcontainern bis zum Umschlagort angeliefert und weiterbefördert werden, beträgt maximal bis zu 130 μSv pro Jahr (0,13 mSv/Jahr) für den Zeitraum mit dem höchsten erwarteten Beförderungsaufkommen.

Die angegebenen Personaldosen berücksichtigen den deutlich erweiterten Kontroll- und Messaufwand zum Nachweis der Einhaltung der Kontaminationsgrenzwerte von Transportbehältern für verglaste Wiederaufarbeitungsabfälle und bestrahlte Brennelemente nach Maßgabe der Phase II des Maßnahmenkatalogs der Bundesregierung und die damit verbundenen deutlich verlängerten Abfertigungs- und Standzeiten.

Die prognostizierten beförderungsbedingten Strahlenexpositionen des mit der Verladung und Anlieferung von radioaktiven Abfällen und bestrahlten Brennelementen in der Standortregion Gorleben befassten Transport- und Handhabungspersonals liegen damit weit unterhalb

des derzeit geltenden verkehrsrechtlich zulässigen Dosishöchstwertes von 50 000 $\mu\text{Sv}/\text{Jahr}$ (50 mSv/Jahr) und erfüllen auch bereits die (restriktiveren) Strahlenschutzanforderungen der ab Juli 2001 geltenden 1996er Transportvorschriften der Internationalen Atomenergie Organisation (IAEO) mit einem über einen Zeitraum von fünf aufeinander folgenden Jahren gemittelten Höchstwert von 20 000 $\mu\text{Sv}/\text{Jahr}$ (20 mSv/ Jahr).

Zusammenfassend lassen die Untersuchungsergebnisse die Schlussfolgerung zu, dass die mit der bestimmungsgemäßen (unfallfreien) Anlieferung und Einlagerung von radioaktiven Abfällen und bestrahlten Brennelementen in den entsorgungstechnischen Gorlebener Anlagen verbundenen Strahlenexpositionen sowohl die derzeit als auch die zukünftig geltenden restriktiveren Individualdosisgrenzwerte der nationalen und internationalen Transportvorschriften deutlich unterschreiten und somit keine ins Gewicht fallende radiologische Belastung der Bevölkerung der Standortregion und des Transport- und Begleitpersonals darstellen.

connection with the operation of the waste management facilities in the Gorleben region for the period until the end of the decade (2000 – 2010) and

- an estimate of the potential radiation exposure – resulting from the delivery/dispatch of radioactive materials – of the population living in the region of the site as well as of the persons carrying out/accompanying the transport, with the aim to achieve specified (accident-free) transport conditions.

For this purpose, data were collected and analysed – on the basis of the planning status and knowledge available at the beginning of the year 2000 – regarding the expected incidence of radioactive-waste and irradiated-fuel-element transports in the region of the Gorleben site over the current decade (2000 – 2010), the kind of transport, transport routes, and transport and handling modalities as well as the associated radiation exposure of the population and of the transport and accompanying personnel. The results of the analyses are as follows:

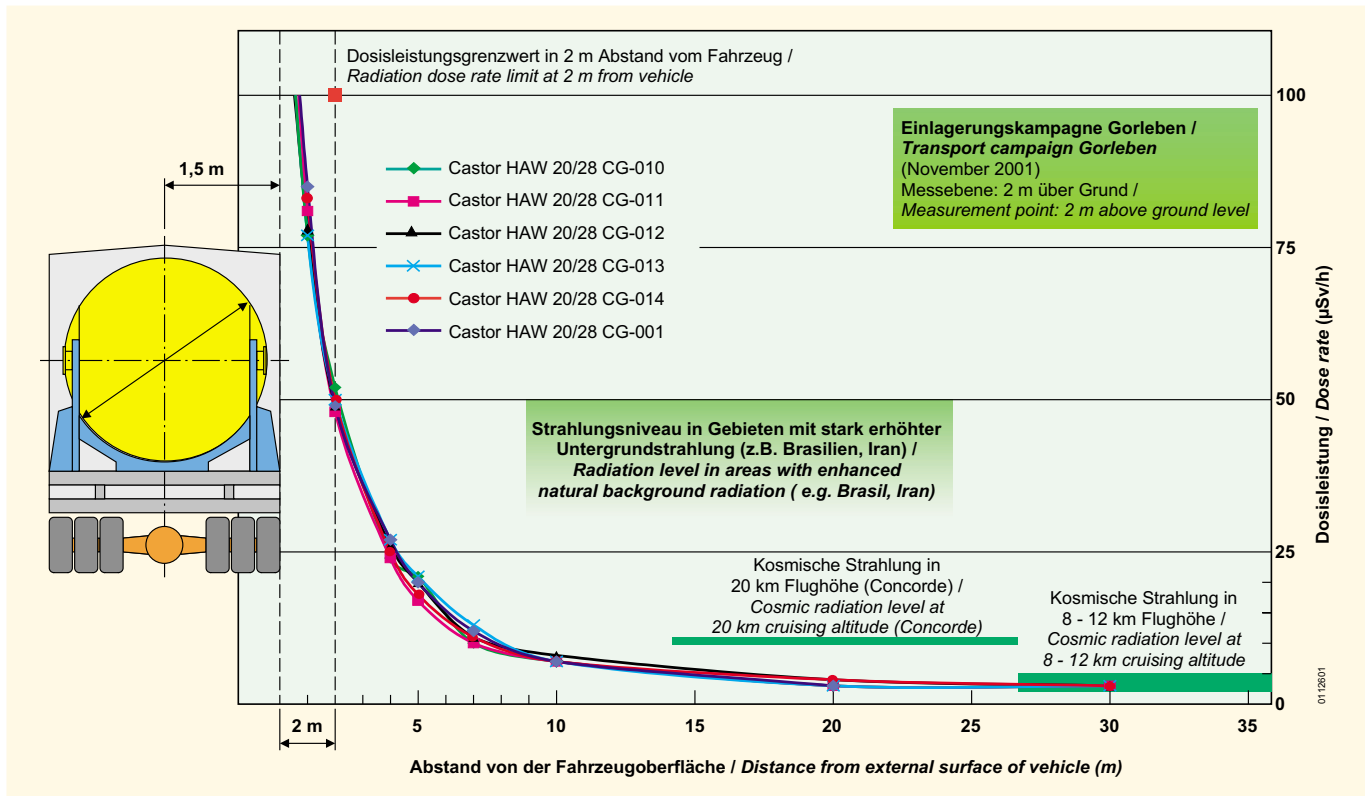
- The radioactive materials intended for delivery and emplacement in the waste management facilities in the Gorleben region are mainly radioactive waste and irradiated fuel elements from the operation of German nuclear power plants or from the reprocessing of German spent fuel elements abroad. There are four different material categories, depending on material composition, activity concentration, type of packaging, and origin: (a) high-active reprocessing waste and irradiated light-water reactor fuel elements, (b) medium-active solid/solidified operational waste from nuclear power plants, (c) medium-active bituminised reprocessing waste from France, and (d) low-active conditioned operational waste from nuclear power plants.
- According to current planning, the following quantity units are to be delivered to and emplaced in the waste management facilities at Gorleben until the end of the decade:

Safety Analysis of Radioactive-Waste and Irradiated-Fuel-Element Transports carried out as Specified in the Gorleben Region

The waste management facilities in the Gorleben region, consisting of the Gorleben Storage Facility for Radioactive Waste Materials, the Transport Cask Store and the Pilot Conditioning Plant which is yet to obtain its operating licence, receive radioactive material and objects in line with their intended use and dispense such materials on demand to other recipients. The Federal Minister for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety ordered Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH to perform a safety-related analysis for the region of the Gorleben site to determine and assess the potential radiological effects that the delivery or dispatch of these radioactive materials may have on the population and the transport and accompanying personnel.

The analyses concentrated on the following two major objectives specified in the order:

- a survey and prediction of the incidence of radioactive-waste and irradiated-fuel-element transports in



▲ Gamma- und Neutronendosisleistung (ICRP 60) ausgewählter CASTOR-Behälter
Gamma and Neutron Radiation Dose Rate (ICRP 60) of CASTOR-Flasks

- annually 18 transport casks of the CASTOR type (or comparable types) holding high-active vitrified reprocessing waste or irradiated fuel elements (3 transports/year of six casks each),
- annually about 85 – 95 cast-iron/concrete casks (25 – 30 lorry shipments/year) holding medium-active solid or solidified operational waste from nuclear power plants,
- cumulated over the entire period in question a maximum of 720 cast-iron VII containers (in all 720 lorry shipments) holding medium-active bituminised reprocessing waste from France (So far, however, the time when this waste from abroad will be returned to Germany has not yet been specified in detail.),
- annually about 50 I-VI casks (approx. 50 lorry shipments/year) holding low-active operational

waste from nuclear power plants (At the end of 2000, an additional 30 – 35 lorry shipments of low-active waste were expected from the backlog of earlier ERAM emplacement campaigns.).

It is not expected that during the period covered by this analysis, a considerable quantity of radioactive waste or fuel elements will be transferred to another recipient or stored at another facility until a repository for radioactive waste or fuel elements is eventually commissioned.

- The only kind of packaging or enclosure of the radioactive waste or the fuel elements that may be used are cask, package or container types that are licensed for receipt and interim storage and which guarantee safe handling during emplacement and retrieval as well as a leaktight enclosure during interim storage.
- On German territory, the radioactive materials destined for Gorleben are

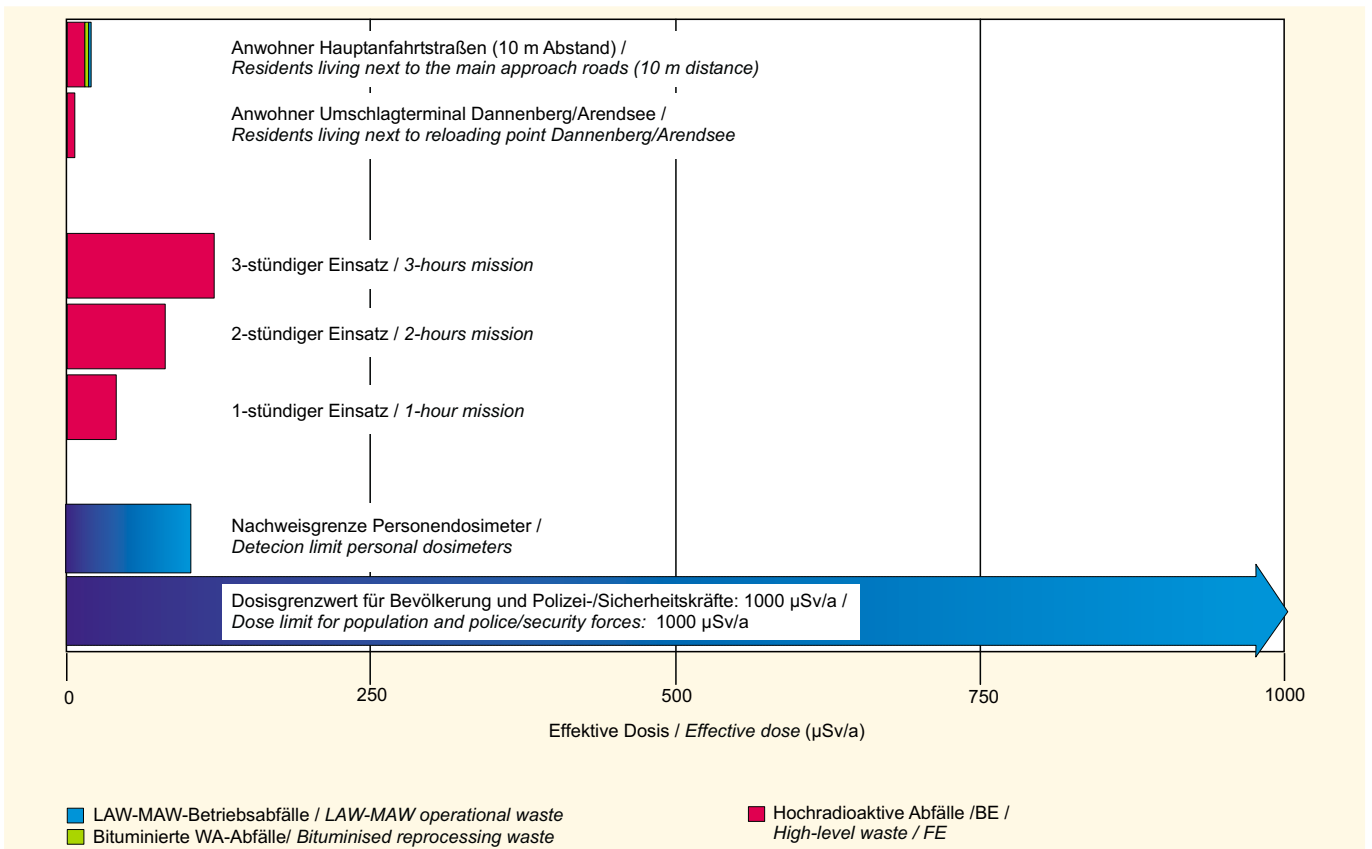
shipped by rail wherever possible. However, due to the lack of the site's connection to the rail network, the last stage of the transport can only be via public roads.

- The region of the Gorleben site has a well-developed infrastructure of through-roads and country roads. The nearest public railway terminals are at Dannenberg at about 20 – 25 km to the west and in the area of Arendsee/Salzwedel at about the same distance to the south.
- The traffic incidence to be expected as a result of three transports per year – each consisting of six CASTOR casks (or comparable types) loaded with high-active vitrified reprocessing waste or irradiated fuel elements – as well as of a total of up to 220 lorry shipments of low-/medium-active waste represents no major change in the usual traffic incidence in the site region.

- The ionising radiation emanating from the radioactive waste or the irradiated fuel elements (alpha/beta/photon/neutron radiation) is fully absorbed by the shielding or packaging material or – in the case of the photon and/or neutron radiation – reduced to such a level that relevant dose rate limits for the transport casks and containers are kept and as a rule lie far below the values admissible under traffic law.
- The low residual radiation (gamma and/or neutron) reaching through the cask/container wall and the bottom/lid disperses through the ambient environment and in doing so decreases according to the corresponding laws of physics. Experience has shown that already at a distance of e. g. 10 – 20 m from the cask or vehicle surface, the radiation intensity of high-active as well as low- and medium active waste casks is comparable to that of a cosmic radiation field at the usual flying altitude (8 – 12 km) of an aeroplane, or that it even falls below this radiation level.
- Persons staying accidentally or due to their special function in the vicinity of a transport vehicle loaded with radioactive material or objects and who therefore are within reach of the residual radiation emanating from the waste or fuel element casks are exposed to radiation. The level of radiation exposure is mainly determined by the intensity of the radiation field and the corresponding local dose rate as well as by the duration of the individual's stay within the radiation field in this place. Maximum doses were determined for so-called "critical

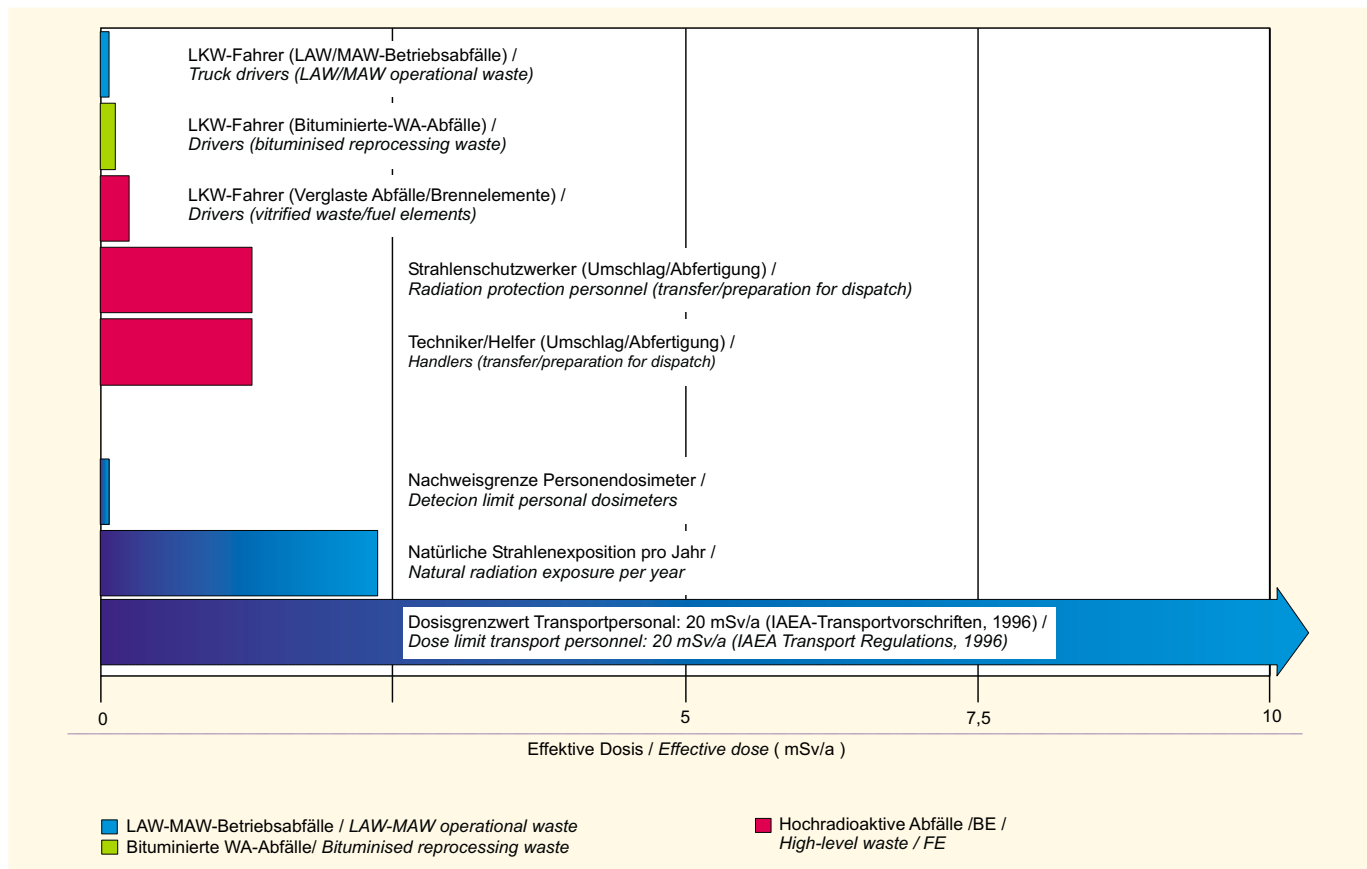
groups" of persons – i. e. persons who are or may be exposed in particular to the residual radiation emanating from the waste/fuel element casks or containers as a result of their special function or their living conditions (e. g. residents living next to the main approach roads and railway lines). These maximum doses for the population as well as for the transport and accompanying personnel ensue as follows:

- Depending on the assumed distance (5 – 20 m) of the individual from the transport vehicle, the expected maximum **annual** radiation exposure (effective dose) of the **residents living next to the main approach roads** is about 8 - 56 μSv (0.008-0.056 mSv) **and of those living in direct proximity of**



▲ Maximale jährliche Strahlenexposition der Bevölkerung und der polizeilichen Sicherheitskräfte aufgrund der Anlieferung von radioaktiven Abfällen und Brennelementen in der Region Gorleben (Betrachtungszeitraum 2000 – 2010)

Maximum annual radiation exposure of the population and the security forces of the police due to the delivery of radioactive waste and fuel elements in the Gorleben region (period covered by the analysis 2000 – 2010)



▲ Maximale jährliche Strahlenexposition des Transportpersonals aufgrund der Anlieferung von radioaktiven Abfällen und Brennelementen in der Region Gorleben (Betrachtungszeitraum 2000 – 2010)

Maximum annual radiation exposure of the transport personnel due to the delivery of radioactive waste and fuel elements in the Gorleben region (period covered by the analysis 2000 – 2010)

the potential transfer points of the waste/fuel element consignments (Dannenberg-Ost or Arendsee) about 5–6 μSv (0.005–0.006 mSv). The expected personal doses are thus only a fraction of the dose limit relevant for the population as specified in the current transport regulations, which is 5000 μSv /year (5 mSv/year); they also lie far below the dose limit of 1000 μSv /year (1 mSv/year) to be applied in future when the new transport regulations (e. g. ADR, RID) will enter into force (as from July 2001).

- The radiation exposure of the **police and security forces** staying in **direct proximity** of the casks during the transport operation owing

to their special function (1–4 m distance from the side of the vehicle) is about 40 μSv (0.04 mSv) at the most during a one-hour mission. If the security forces are deployed exclusively or mainly outside the close range of the vehicle, the expected radiation exposure is reduced to values below 40 μSv per mission-hour.

Thus, for all realistically foreseeable deployment conditions (including another such mission during the course of one year), the radiation exposure of the accompanying and security personnel on mission during CASTOR transports that is expected due to their special function lies far below the emer-

gency reference level of 1000 μSv /year (1 mSv/year) recommended by the Commission on Radiological Protection (SSK) for police officers.

The personal doses thus determined for mission personnel of the police are in line with the results of various different dose measuring campaigns with the help of personal dosimeters which were carried by more than 1000 police/security officers during earlier CASTOR transport missions. The measurements always lay below the detection limits of the dosimeters used (Albedo dosimeters), which for mixed photon-neutron radiation fields is indicated at about 100 μSv (0.1 mSv).

- The radiation exposure of the **transport and handling personnel** dealing with the incoming inspection, transfer and clearance of a total of three consignments annually (each consisting of six transport casks holding vitrified waste from reprocessing and/or irradiated fuel elements) is a cumulated maximum of about 1300 μSv per year (1.3 mSv/year). The corresponding personal doses for the drivers of the heavy-load transport vehicles (three collective transports per year) are a maximum of up to 250 μSv per year (0.25 mSv/year).

The radiation exposure of the **drivers** of low- and medium-active waste transports, which for reasons of simplification of the transport process are practically exclusively delivered to the transfer point and forwarded on in standard freight containers, is a maximum of up to 130 μSv per year (0.13 mSv/year) for the period with the highest expected transport incidence.

The personal doses indicated take into account the clearly expanded control and measuring effort needed to demonstrate that transport casks for vitrified waste and irradiated fuel elements comply with the contamination limits in line with the requirements of Phase II of the Catalogue of Measures of the Federal Government; they also consider the associated clearance and storage times, which have become considerably longer.

The predicted transport-related radiation exposure levels of the transport and handling personnel dealing with the loading and delivery of radioactive waste and irradiated fuel elements in the region of the Gorleben site are therefore far below the maximum dose of 50 000 μSv /year (50 mSv/year) currently permissible under traffic law and already fulfil the (more restrictive) radiation protection requirements of the transport regulations of the International

Atomic Energy Agency (IAEA) of 1996 which will enter into force on July 2001, applying an averaged maximum value of 20 000 μSv /year (20 mSv/year) over a period of five consecutive years.

In summary, the analysis results allow the conclusion that the radiation exposure levels in connection with the delivery and emplacement as specified (accident-free) of radioactive waste and irradiated fuel elements in the waste management facilities at Gorleben fall clearly below the current as well as the future, more restrictive individual dose limits of the national and international transport regulations and that they therefore do not represent any preponderant radiological exposure for the population of the region of the site nor for the transport and accompanying personnel.

G. Schwarz

Endlagerforschung in Tonsteinen

Repository Research in Claystone Formations

Die Entscheidung der Bundesregierung, das Projekt Gorleben zu unterbrechen und neue Kriterien zur Auswahl eines für die Endlagerung aller Arten radioaktiver Abfälle geeigneten Standortes zu entwickeln, gibt der vom BMWi geförderten standortunabhängigen Grundlagenforschung eine gesteigerte Bedeutung. Bisher hatten die Forschungsarbeiten an Alternativen zum Salzgestein wie Granit und Ton einen eher generischen Charakter. Vorwiegend galt es, Phänomene zu untersuchen, die für den Nachweis der Langzeitsicherheit bedeutsam sind, sowie geeignete Messtechniken und Verfahren zu entwickeln. Ein zusätzlicher Aspekt war und ist es auch weiterhin, sich an internationalen Forschungsprojekten direkt zu beteiligen und die internationale Entwicklung zu beobachten.

Mit der Infragestellung des Standortes Gorleben und dem erklärten Ziel, ein Endlager für alle Arten radioaktiver Abfälle in einer günstigen geologischen Gesamtsituation zu suchen, gilt es, unabhängig von einem bestimmten Wirtsgestein, die anwendungsorientierte Grundlagenforschung auf Tonsteine zu erweitern. In Deutschland sind Tonsteine als Schichtglieder verschiedener geologischer Formationen weit verbreitet. Gebietsweise spielen sie als Gesteinsbarrieren für Erdöl- und Erdgaslagerstätten eine entscheidende Rolle. Als vormaliges GSF-Institut für Tief Lagerung hat der heutige GRS-Fachbereich „Endlagersicherheitsforschung“ die wissenschaftlichen Eignungsuntersuchungen für das geplante Endlager Konrad für nicht wärmeerzeugende Abfälle durchgeführt, bei dem mächtige jurassische und kretazische Tonsteine die wesentliche geologische Barriere ausmachen. In anderen Ländern – Frankreich, Belgien, Japan, Spanien und der Schweiz – werden Ton-

bzw. Tonsteinformationen seit vielen Jahren auf ihre Eignung für die Endlagerung hoch radioaktiver Abfälle untersucht. In einige Projekte ist die GRS eingebunden. Darüber hinaus bilden qualifizierte geotechnische Barrieren auf Tonbasis eine wichtige Voraussetzung für den Langzeiteinschluss von abgebrannten Brennelementen in granitischen Gesteinen sowie den Verschluss von Einlagerungsbohrlöchern und -kammern sowie Schächten im Allgemeinen. An diesbezüglichen Labor- und in-situ-Arbeiten ist die GRS ebenfalls beteiligt. Einen Schwerpunkt bildet dabei das „Prototype Repository“-Projekt im schwedischen Hartgesteinslabor Äspö.

Eine wichtige Plattform für die Weiterentwicklung des Wissensstandes zur Endlagerung in Tonsteinen stellt die OECD/NEA-Arbeitsgruppe „Zur Messung und zum physikalischen Verständnis des Grundwasserflusses durch tonhaltige Medien (clay club)“ dar. Seit 1991 werden unter Beteiligung von GRS-Wissenschaftlern wichtige Fragen identifiziert und beantwortet, sowie die Ergebnisse in Berichten, Veröffentlichungen und einer Datenbank festgehalten. Die tonhaltigen Gesteine zeichnen sich durch eine Reihe von Eigenschaften aus, z. B. große Homogenität, geringer Grundwasserfluss, chemische Pufferung, Neigung zur plastischen Verformung und Selbstheilung von Rissen sowie chemische Rückhaltekapazität gegenüber Radionukliden. Naturphänomene belegen, dass derartige Eigenschaften günstig für den Langzeiteinschluss der radioaktiven Abfälle sind. Bezeichnend ist die häufige Bildung von Uranlagerstätten in oder an Tonsteinformationen. Dies belegen auch Feldmessungen, die von der GRS in den uranhaltigen tertiären Tonen bei Ruprechtov in der Tschechischen Republik durchgeführt werden.

Zwecks Darstellung und Zuordnung des zukünftigen FuE-Bedarfs hat die GRS im Rahmen einer ersten Bewertung laufende und geplante Untersuchungen in den verschiedenen europäischen Untertage-labors erfasst und die Aspekte herausgearbeitet, die im Hinblick auf ein gesichertes Systemverständnis und die Durchführung von Langzeitsicherheitsanalysen für Endlagerkonzepte und Standorte in Tonsteinformationen wichtig sind.

Die Ergebnisse der bisher national und international durchgeführten Forschungsarbeiten zeigen, dass aus Sicht der Langzeitsicherheit von Endlagern, in denen Tonmaterialien bzw. Tonsteine eine wesentliche Barrierefunktion haben, eine Reihe von Punkten noch nicht abschließend geklärt sind und insbesondere einer deutlicheren Quantifizierung bedürfen. Dazu gehören nach OECD/NEA (1996):

- Abstimmung der hydrologischen Parameter aus den verschiedenen Maßstabsbereichen (Laborproben, in-situ-Messungen, regionale Grundwassermodelle),
- Nachweis von Anwendbarkeit und Verlässlichkeit der standardmäßigen hydrologischen Modelle und Konzepte,
- Klärung von Fragen des Gasdruckaufbaus in einem Endlager und der Konsequenzen für den Radionuklidtransport,
- Prüfung der begrenzten thermischen Stabilität der Tonminerale und Tonsteine,
- Untersuchung von Rissen und Störungen einschließlich der Auflocke-

rungszone im Endlagernahbereich und der Möglichkeit der Selbstheilung durch Quellung,

- Bewertung des Isolationspotenzials eines Gebirgsverbands mit unterschiedlich ausgebildeten Tonsteinformationen.

Obwohl Tonsteine grundsätzlich für die Endlagerung wärmeerzeugender und langlebiger radioaktiver Abfälle geeignet sind, müssen die genannten Punkte detailliert geklärt und nach Möglichkeit quantifiziert werden. Um das notwendige Vertrauen in die wesentlichen Parameter zu gewinnen, sind in-situ-Messungen und Demonstrationsversuche unverzichtbar.

Ein wichtiger Aspekt ist die Gasbildung im Endlager. Bei der Einlagerung von schwach- und mittlerradioaktiven Abfällen werden Gase durch anaerobe Korrosion, Radiolyse und mikrobielle Zersetzung gebildet. Entsprechend hängt die Gasbildungsrate vom Metallinventar, der Art der Abfallmatrix und dem lokalen Wasserangebot ab. Unter besonderen Randbedingungen können sich Gasdrücke aufbauen, die den Gebirgsdruck übersteigen, Risse im Tonstein verursachen und dadurch Wegsamkeiten für die Ausbreitung dieser Gase schaffen.

Dichte Tonsteine trocknen im Allgemeinen unter dem Einfluss der untertägigen Bewetterung in der Umgebung der Grubenhohlräume aus. Ihre Wiederauf-sättigung läuft wegen der niedrigen Permeabilität nur langsam ab und begrenzt dadurch die vom Wasserangebot abhängige Gasbildung durch anaerobe Korrosion und mikrobielle Zersetzung. Für den Normalfall wird davon ausgegangen, dass sich das gebildete Gas entweder über die Auflockerungszone (EDZ) im Gebirge, durch Gesteins-heterogenitäten mit erhöhter Permeabilität oder durch Risse, die durch den Gasdruck gebildet wurden, ausbreitet. Diese Vorgänge sind aber noch nicht im Einzelnen verstanden und belegt. Auch sind noch keine Modelle und Daten zu deren Beschreibung verfügbar.

Gasmigration und Zweiphasenfluss in Tonen und Tonsteinen *Gas Migration and Two-Phase-Flow in Clays and Claystones*

Kenntnisstand / *State of knowledge*

- Gasmigration in Tonen erfolgt im gesättigten Zustand nur über druckinduzierte Mikrorisse. Gängige Zweiphasenflussmodelle sind deshalb nicht voll anwendbar.
Gas migration in saturated clays only takes place via pressure-induced microfractures. Therefore, current two-phase-flow models cannot be applied in full.
- Mechanismus der Gasmigration in Tonsteinen ist nicht eindeutig. Vergleichbarkeit mit den Prozessen im Bentonit ist nur bedingt gegeben.
Mechanism of the gas migration in claystones is not clear. Comparability with the processes in bentonite only given under special conditions.

Relevanz für sicherheitsanalytische RN-Freisetzungsmodelle / *Relevance for safety-analytical RN-release models*

- gering, falls die Mikrorissbildung reversibel ist. Die Reversibilität insbesondere für stark verfestigte Tone und Tonsteine ist nicht durch Versuchsdaten belegt.
Minor if formation of microfractures is reversible. The reversibility, in particular for strongly consolidated clays and claystones is not proven by experimental data.

Aufgaben für weitere FuE, Untersuchung von: / *Tasks for further R&D, Examination of:*

- Mechanismen der Mikrorissbildung/-ausheilung sowie der Auswirkung auf das Durchlässigkeitsverhalten von Tonstein und Bentonit (THM).
Mechanisms of the formation of microfractures/self-healing and of the impact on the permeability behaviour of claystone and bentonite (THM).
- Wechselwirkungen zwischen Gasstrom und im Wasser gelösten Radionukliden.
Interaction between gas flow and radionuclides dissolved in water.

▲ Sicherheitsanalytische Bewertung des Zweiphasenflusses in Tonen und Tonsteinen
Safety-analytical assessment of the two-phase flow in clays and claystones

In einem Endlager für hoch radioaktive Abfälle in Edelstahlbehältern sind die Korrosionsraten so niedrig, dass sich keine freie Gasphase ausbilden kann. Nur unter sehr konservativen Annahmen tritt eine Gasphase auf, die allerdings zu keiner nennenswerten Gasdruckerhöhung führt. Im Fall der direkten Endlagerung mit wesentlich größeren Stahlbehältern kann dagegen eine erhöhte Gasbildung mit Überschreitung des Gebirgsdrucks und der Bildung von Wegsamkeiten nicht grundsätzlich aus-

geschlossen werden. Letztere ist für die Gasausbreitung im Endlagerbereich von Vorteil. Inwiefern sich dadurch negative Auswirkungen für eine spätere Ausbreitung der Radionuklide auf dem Wasserpfad ergeben, hängt von der Selbstheilung der erzeugten Risse und den standortspezifischen Verhältnissen ab, nachdem die Gasbildung beendet ist. Neuere Untersuchungsergebnisse aus in-situ-Versuchen haben gezeigt, dass die Rissausheilung in plastischen Gesteinen offenbar relativ schnell erfolgt.

	Aufgabenstellung	Experiment	URL
Bentonit / Ton	Aufsättigung	FEBEX, GMT, Prototype Repository, CACTUS, BACCHUS	xGx xÄx M M
	Redoxreaktion	REX	Ä
	RN-Retardation	TRANCOM - CLAY	M
	Zementation	CERBERUS	M
	Illitisierung von Montmorillonit	(nationales Labor-Projekt)	
	Spannungs-Verformungsverhalten	REP Evolution of EDZ Characterization of EDZ, Rock Mechanical Analysis	xBx T xTx xTx
	Austrocknung des Gebirges	REG Unsaturated Zone Experiment EDZ Self-Healing Gasfrac Self-Healing	xBx T T T
Tonstein	Einfluss von O ₂	PEP	B
	Wärmeausbreitung	TER	xBx
	Grundwasserströmung	Long-Term Diffusion Experiment	T
	Strömung in Klufsystemen	Flow & Transport Mechanism Gas Injection Test	T T
	Zweiphasenfluss	PEP Heater Exp.: Rock & Bentonite Hydrogeologic Analysis	B xTx T
	Retardation, Matrixdiffusion	DIR Diffusion in Rock Geochemical Modelling	xBx T xTx
	Zementation	High-pH Water Experiment	T

Ä - Äspö Hard Rock Laboratory; G - Felslabor Grimsel; M - HADES (Mol); T - Mont Terri; B - Bure;
URL = underground repository laboratory; x _ x = deutsche Beteiligung

▲ FuE-Experimente im Bentonit und Tonstein (Stand: August 2001)

Neben ihrer Eignung als Wirtsgestein werden tonhaltige Materialien wie z. B. Bentonit als Baustoff für geotechnische Verschlussysteme und speziell als geochemische „Buffer“ zur Einbettung der Abfallbehälter im granitischen Gestein untersucht und qualifiziert. Diesbezügliche

Einlagerungskonzepte für wärmeentwickelnde radioaktive Abfälle sehen vor, dass sich im Bereich der Kontaktzone zum Bentonit maximal eine Temperatur von 130 °C einstellt. Durch den größeren Actinoidengehalt dauert die Wärmeabgabe der abgebrannten Brennele-

mente erheblich länger an als bei hoch radioaktivem Abfall. In einem solchen Temperaturbereich können einzelne Eigenschaften des Bentonits, insbesondere seine Durchlässigkeit, verändert und Wasser/Dampf-Phasenübergänge mit gleichzeitiger Dampfströmung erzeugt werden. Während derartige Phänomene in gesättigtem Bentonit bei einem in größerer Tiefe wirkenden Wasserdruck und der damit verbundenen Siedepunkterhöhung auszuschließen sind, spielen sie bei un- bzw. teilgesättigten Verhältnissen möglicherweise schon in einem niedrigeren Temperaturbereich eine Rolle. Nach vorläufigen Modellvorstellungen können Verdampfung und Kondensationsvorgänge die Gasproduktion erhöhen, gleichzeitig die Ausbildung von Strömungskanälen unterstützen und insgesamt die Gasmigration im Endlagernbereich fördern.

Vor diesem fachlichen Hintergrund beteiligen sich die GRS ebenso wie BGR und DBE an den Arbeiten des im Bau befindlichen französischen Untertagelabors in BURE. Dieses Projekt bietet die einmalige Gelegenheit, wichtige Gebirgsparameter vor bzw. beim Abteufen der Schächte und Auffahren der Hohlräume zu messen und so weit gehend unverfälschte Werte zu erhalten.

Laboruntersuchungen

Die derzeit bei der GRS laufenden Forschungsarbeiten haben ausschließlich die Quantifizierung von Tonen als langzeitwirksames Verfüll- und Verschlussmaterial zum Ziel. Dies betrifft sowohl die Arbeiten im FEBEX-Projekt (Felslabor Grimsel) und im „Prototype Repository“-Projekt (Äspö) als auch eine Reihe spezieller nationaler Arbeiten im Labor- und Technikummaßstab. Von den infrage kommenden Tonen besitzt Bentonit wegen seiner Wasseraufnahmekapazität bei gleichzeitiger Volumenvergrößerung (Quellung) besonders günstige Eigenschaften. Dazu kommt das große Sorptionsvermögen, das eine langfristige Rückhaltung von Radionukliden bewirkt. Ähnliche Eigenschaften haben auch Tonsteine mit hohen Smektitanteilen.

Unabhängig davon hat die GRS damit begonnen, das besondere Problem von Gasbildung und Gasdruckaufbau im Endlager zu untersuchen. Ein Grund dafür ist, dass sich bei ideal dichten Gesteinen hier eine gewisse Verwandtschaft zwischen Ton- und Salzgestein zeigt.

Für Tone, die als Baumaterialien für geotechnische Barrieren oder zur direkten Einbettung der Abfallgebände bei ihrer Einlagerung ("Bentonite-Buffer") in Betracht kommen, liegen umfangreiche Ergebnisse aus Permeabilitätsmessungen vor. Sie lassen darauf schließen, dass dichte und feuchtegesättigte Tone einen derart hohen Sperrdruck für Gase entwickeln, dass Zweiphasenflüsse (Gas-Wasser), die mit einer Verdrängung der Flüssigkeit verbunden sind, nicht möglich sind.

Die experimentellen Ergebnisse an gesättigten Tonen lassen sich modellmäßig am besten mit einer Gasmigration durch druckinduzierte Mikrorisse beschreiben. Ob dieser Modellansatz auch auf großmaßstäbliche Verhältnisse übertragbar ist, muss noch nachgewiesen werden. Vor allem ist die Kenntnis über die Anzahl, Größe und räumliche Verteilung der Wegsamkeiten im Ton und die Dilatation bei einer Gasinjektion noch unzureichend. Wenn die Annahme richtig ist, dass die Gasimprägnation nur in Auflockerungsrissen erfolgt, stellt sich die Frage, wie weit die beobachtete Gasmigration durch die experimentellen Randbedingungen beeinflusst wurde. Wegen ihrer vermutlich großen Bedeutung sollten Temperatur- und Wiederauf-sättigungseffekte Schwerpunkt der zukünftigen Untersuchungen sein.

Petrophysikalische Daten zum Zweiphasenfluss in Tonsteinen sind gegenüber anderen Wirtsgesteinen so gut wie nicht verfügbar. Dabei ist die breite Variabilität der Tonsteine von großer Bedeutung für die Gasdurchlässigkeit, wobei jeweils zu prüfen ist, inwiefern das Gestein plastisch oder bruchhaft auf Spannungsumlagerungen im Gebirge reagiert. Wasser-gesättigter Schiefer-ton ohne petrologische Heterogenitäten, die eine Gasmi-

	Aufgabenstellung	Prozess	Status
Bentonit/Ton	Zweiphasenfluss, Quellung	THMC	xxx
	Redoxreaktion (O ₂ , Radiolyse, Mikroben)	SCB	xx
	RN-Retardation (Kolloide, Mikroben)	SCB	xx
	Zementation (alkaline plume, Wärme)	THC	xx
	Illitisation von Montmorillonit	TC	xx
Tonstein	Wärmeausbreitung	T	x
	Spannungs-Verformungsverhalten EDZ) ^a	HM	xxx
	Austrocknung des Gebirges) ^a	TH	xxx
	Kluftänderungen	TM	xxx
	Grundwasserströmung	H	xx
	Strömung in Kluftsystemen	H	xx
	Zweiphasenfluss	THM	xxx
	RN-Retardation, Matrixdiffusion	SCB	xx
	Einfluss von O ₂ auf das Wirtsgestein) ^a	C	xx
	Zementation (alkaline plume, Wärme)	THC	xx
^a = während der Betriebsphase			
Legende:			
M - (Gebirgs-) Mechanik; H - Hydraulik; S - Schadstofftransport; T - Wärmeausbreitung; C - Chemische Vorgänge; B - biologische Vorgänge;			
Wissensstatus:			
x - weitgehend bekannt; xx - begrenzt vorhanden; xxx - weitgehend offen			
FuE-Bedarf:			
x - gering; xx - begrenzt notwendig, Vertiefung; xxx - dringend erforderlich, Klärung grundlegender Prozesse			

▲ Bewertung des FuE-Bedarfs für sicherheitsrelevante Prozesse in tonhaltigen Nahfeldbarrieren und Tonsteinen

gration zulassen, ist wegen der extrem niedrigen Partikelabstände – ähnlich wie plastischer Ton und kompakterer Bentonit – praktisch undurchlässig. Dieser Zustand kann sich in einem Endlager bei ansteigendem Gasdruck und druckabhängiger Rissbildung ändern. Ein Ver-

gleich der gesicherten Daten und Messungen zu derartig gekoppelten Prozessen in Bentonite-Buffern, Tonsteinen und Schiefer-tonen lässt noch keine abschließende Aussage darüber zu, ob die Gasausbreitung in diesen Medien nach denselben Mechanismen abläuft.

In-situ-Messungen

In Frankreich wurden erste in-situ-Untersuchungen in jurassischen Tonsteinen in der „Tournemire Test Site“ durchgeführt. Das IPSN-Programm wurde in den letzten Jahren durch spezielle Experimente zur Mobilisierbarkeit der Gebirgsfeuchte ergänzt. Hintergrund bildeten die Beobachtungen, dass durch Auffahrung und Bewetterung des Tunnels eine begrenzte Entfeuchtung des Gebirges stattfindet, ähnlich wie sie in der Umgebung von Endlagerstrecken im Tonstein erwartet wird. Die Messungen sollten darüber Aufschluss geben, inwieweit eine derartige Entsättigung zu einer Erhöhung der Gesteinsdurchlässigkeit führt. Bei dem Experiment wurde aus einem speziellen Bohrloch, das zum Tunnel hin luftdicht verschlossen war, die eintretende Gebirgsfeuchte mittels Ventilation abgeführt. Die GRS untersuchte dabei die räumlichen und zeitlichen Entsättigungsvorgänge mit gleichstromgeoelektrischen Messverfahren. Zumindest mit der gewählten technikmaßstäblichen Auslegung konnten in dem 3-jährigen Versuch keine Austrocknung und eine damit gekoppelte Permeabilitätserhöhung des Gebirges nachgewiesen werden.

In der Schweiz wird in der „Mont Terri Test Site“ seit einigen Jahren die Eignung der Opalinus-Tonsteinformation als Endlagerwirtsgestein erkundet. Nahe St. Ursanne wurde hierzu parallel zum Mont Terri-Autobahntunnel ein Untertagelabor im Tonstein hergerichtet. Im Rahmen eines internationalen FuE-Konsortiums beteiligt sich die GRS an zwei wichtigen Versuchen, dem Erhitzerversuch HE und dem Ventilationsversuch VE. Im ersten wird die Wirkung der Wärmefreisetzung hoch radioaktiver Abfälle auf das Wirtsgestein untersucht, während im zweiten der Einfluss der Bewetterung auf das Austrocknungsverhalten der Tonformation ermittelt wird. Die GRS ist mit Messungen zur Bestimmung der Feuchteverteilung und zur Quantifizierung der Gasfreisetzung aus dem Wirtsgestein beteiligt.

Im „Untertagelabor Hades“ in Mol/Belgien beteiligt sich die GRS am CORALUS-Projekt (Corrosion of Active Glass in

Underground Storage Conditions). Im dort anstehenden plastischen Boom-Ton werden seit 1998 Untersuchungen zur Freisetzung von Radionukliden aus verglastem hoch radioaktivem Abfall unter simulierten Endlagerbedingungen (Strahlung, erhöhte Temperatur, Versatz) durchgeführt. Im Einzelnen geht es um die Radionuklidmigration durch den Versatz, prozessrelevante physikalische und chemische Parameter im Versuchsfeld (Dosisrate, Gasfreisetzung, pH, EH, Lösungsschemismus, Gesteinspermeabilität) sowie den Einfluss der Strahlung auf das unmittelbare Nahfeld. In einem eigenen Laborprogramm bestimmt die GRS die Gasfreisetzung in einem Temperaturfeld von 40 bis 90 °C und verschiedene petrophysikalische Parameter wie Porosität, innere Oberfläche und Wassergehalt der verschiedenen Versatzmaterialien. Außerdem werden an Versatzproben die Diffusionskoeffizienten von Wasserstoff, Helium, Methan, Kohlendioxid unter Einspanndrücken von 1,0 bis 2,5 MPa gemessen. In situ werden zusätzlich der Gasgehalt im Formationswasser, Tonstein und Versatz sowie die Gaspermeabilität des Tonsteins bestimmt. Dabei werden die Veränderungen am Versuchs-ort durch Aufheizungen und Bestrahlung berücksichtigt.

Zur Vorbereitung eines Endlagers für radioaktive Abfälle in Frankreich hat die ANDRA im Sommer 2000 mit der Errichtung des „Untertagelabors Bure“ in einer jurassischen Tonsteinformation im Pariser Becken begonnen. In diesem Untertagelabor wird ab dem Jahr 2003 ein umfangreiches wissenschaftliches Forschungsprogramm in mehreren Projekten durchgeführt, um geologische, geohydrologische, geochemische und geomechanische Kenntnisse über die Tonsteinformation zu gewinnen und ihre grundsätzliche Eignung als Wirtsgestein für die Endlagerung hoch radioaktiver Abfälle nachzuweisen. Nach den entsprechenden fachlichen Abstimmungen mit den französischen Partnerinstitutionen wird sich die GRS mit Arbeiten zum hydromechanischen Verhalten und zur thermischen Beanspruchung des Gebirges sowie zur Charakterisierung von Durchlässigkeit und Radionuklidrückhaltung der Tonsteine beteiligen.

Repository Research in Claystone Formations

The decision of the Federal Government to interrupt the Gorleben project und to develop new criteria for the selection of a suitable site for the final storage of all types of radioactive wastes attaches an increased importance to the site-independent basic research which is supported by the Federal Ministry of Economics and Technology (BMWi). Until now, the research activities on alternatives to salt rock, such as granite and clay, have been of a more generic character. Emphasis was laid on the investigation of phenomena relevant to the assessment of long-term safety and on the development of suitable measurement techniques and methods. An additional aspect was and still is the direct participation in international research projects and to watch the international developments.

With the questioning of the Gorleben site and the declared objective to search for a repository suitable for all types of radioactive wastes in a favourable geological overall situation, the application-oriented basic research has to be extended to claystone formations irrespective of a certain host rock. In Germany, claystone formations are wide spread as layer sequences of different geological formations. In some areas, they play an important role as rock barriers for crude oil and natural gas deposits. As former GSF Institute for Disposal of Wastes in Deep Geological Formations, the today's technical division of GRS "Final Repository Safety Research" performed the scientific suitability tests for the planned Konrad repository for non-heat-generating wastes where Jurassic and Cretaceous claystones form the essential geological barrier. In other countries – France, Belgium, Japan, Spain and Switzerland – clay or claystone formations are being investigated for many years regarding their suitability for the final storage of high-level radioactive wastes. GRS is involved in some of these projects. Moreover, qualified geotechnical barriers on clay base are an important prerequisite for the long-term enclosure of spent fuel elements in granitic

rocks, the sealing of disposal boreholes and cavities as well as of shafts in general. Here, GRS is also involved in the corresponding laboratory and in-situ works with focus on the "Prototype Repository" project in the Swedish hard rock laboratory Äspö.

An important platform for the further development of the state of knowledge on final storage in claystone formations is the OECD/NEA Working Group on Measurement and Physical Understanding of Groundwater Flow Through Argillaceous Media (informally named the "Clay Club"). Since 1991, essential questions are being identified and answered, with participation of GRS experts, and the results recorded in reports, publications and a database. The argillaceous rocks distinguish by a number of characteristics, as e.g. great homogeneity, low groundwater flow, chemical buffering, inclination to plastic deformation and self-healing of cracks, as well as chemical retention capacity towards radionuclides. Natural phenomena show that such properties are favourable for the long-term enclosure of the radioactive wastes. Characteristic is the frequent formation of uranium deposits in or at claystone formations. This is also demonstrated by field measurements being performed by GRS in the uranium-bearing Tertiary clays near Ruprechtov in the Czech Republic.

For the purpose of determination and allocation of the future R&D need, GRS registered current and planned investigations in the different European underground laboratories within the framework of a first assessment, and elaborated those aspects being important in claystone formations with regard to an advanced system understanding and the performance of long-term safety analyses for repository concepts and sites.

The results of the national and international research works performed until now show that from the point of view of long-term safety of repositories where clay materials or claystones respectively have an essential barrier function, a number of issues have not been clarified completely and are particularly in need of

a more detailed quantification. This comprises according to OECD/NEA (1996):

- balancing of the hydrological parameters from the different scalings (laboratory tests, in-situ measurements, regional groundwater models),
- demonstration of applicability and reliability of the standardised hydrological models and concepts,
- clarification of questions concerning the gas pressure build-up in a repository and consequences for the transport of radionuclides,
- testing of the limited thermal stability of the clay minerals and claystones,
- examination of cracks and disturbances, including the excavation-disturbed zone (EDZ) in the near field of the repository and self-healing by swelling,
- assessment of the isolation potential of a structure of rock mass with differently composed claystone formations.

Although claystones generally are suited for the final storage of heat-generating and long-lived radioactive wastes, the issues mentioned have to be clarified in detail and to be quantified as far as possible. In order to gain the necessary confidence in the essential parameters, in-situ measurements and demonstration tests are indispensable.

An important aspect is the gas generation in the repository. When disposing low-level and medium-level radioactive waste, gases are generated by anaerobic corrosion, radiolysis and microbial decomposition. Accordingly, the gas generation rate depends on the metal inventory, the kind of waste matrix and the local water supply. Under certain boundary conditions, gas pressures can be build up which exceed the overburden pressure, lead to cracks in the claystone formation, and by this create pathways for the propagation of these gases.

Principally, dense claystones only desiccate under the influence of the

underground ventilation in the vicinity of the cavities. Due to the low permeability, their re-saturation only takes place very slowly and thus limits the gas generation by anaerobic corrosion and microbial decomposition which depends on the water supply. In the normal case, it is assumed that the generated gas either propagates via the EDZ in the rock formation, or rock heterogeneities with increased permeability, or cracks caused by the gas pressure. However, these processes have not been understood and verified in all its particulars. In addition, currently there are no models and data available for their description.

In a repository for high-level waste in containers made of stainless steel, the corrosion rates are so low that no free gas phase can be formed. Only under very conservative postulations, a gas phase can occur which, however, does not lead to a significant gas pressure increase. However, an increased gas generation with excess of the rock pressure and formation of pathways cannot be excluded generally in case of direct final storage with considerably larger steel containers. The formation of pathways supports the gas migration in the disposal area. To which extent this results in negative effects for a later migration of radionuclides via water pathways depends on the self-healing of the cracks formed and on the site-specific conditions after termination of the gas generation process. Results from recent in-situ tests showed that the healing of cracks in plastic rocks obviously takes place relatively fast.

In addition to their suitability as host rock, argillaceous material, such as bentonite, are being examined and qualified as building material for geotechnical sealing systems and, particularly, as geochemical "buffer" for the embedding of waste containers in granitic rock formations. Corresponding disposal concepts for heat-generating radioactive waste provide that there is a maximum temperature in the range of 130 °C in the area of the contact zone to the bentonite. Due to the larger content of actinoids, the heat emission of the spent fuel elements is considerably longer

	Task	Experiment	URL
Bentonite / Clay	Resaturation	FEBEX, GMT	xGx
		Prototype Repository	xÄx
		CACTUS	M
		BACCHUS	M
	Redox reaction	REX	Ä
	RN-retardation	TRANCOM - CLAY	M
Calystone	Cementation	CERBERUS	M
	Illitisation of montmorillonite	(National Laboratory Project)	
	Strain-stress behaviour	REP	xBx
		Evolution of EDZ	T
		Characterisation of EDZ	xTx
		Rock-mechanical analysis	xTx
	Rock desiccation	REG	xBx
		Unsaturated zone experiment	T
		EDZ Self-healing	T
		Gasfrac self-healing	T
Impact of O ₂	PEP	B	
Heat propagation	TER	xBx	
Groundwater flow	Long-term diffusion experiment	T	
Flow in fracture networks	Flow & transport mechanism	T	
	Gas injection test	T	
Two-phase flow	PEP	B	
	Heater exp.: rock & bentonite	xTx	
	Hydrogeologic analysis	T	
Retardation, Matrix diffusion	DIR	xBx	
	Diffusion in rock	T	
	Geochemical modelling	xTx	
Cementation	High-pH water experiment	T	

Ä - Äspö Hard Rock Laboratory; G - Grimsel Rock Laboratory; M - HADES (Mol); T - Mont Terri;
B - Bure; URL = underground repository laboratory; x _ x = German participation

▲ R&D-experiments in bentonite and claystone (as at: August 2001)

compared to high-level radioactive waste. In such a temperature range, individual properties of the bentonite, in particular its permeability, can be altered and water/steam phase transition processes with steam flow can be induced. Such

phenomena in saturated bentonite can be excluded at larger depths due to the effects of the water pressure and the elevated boiling point resulting from it, whereas they might play a role in case of unsaturated or partly saturated conditions

in a lower temperature range. According to present model assumptions, vaporisation and condensation processes can increase the gas production, support the formation of flow paths at the same time and support the gas migration in the near field of the repository.

Against this technical background, GRS as well as the BGR and DBE participate in the works of the French underground laboratory in BURE, which is currently under construction. This project offers the unique opportunity to measure important rock parameters before and during shaft sinking and driving of the cavities and to obtain largely realistic values by this approach.

Laboratory experiments

The current research activities of GRS are exclusively aimed at the quantification of clays as efficient backfill and sealing material in the long term. This applies to the works related to the FEBEX Project (Grimsel rock laboratory) and the "Prototype Repository" Project (Äspö), as well as to various special international works at laboratory and pilot plant scale. From the clays to be taken into consideration, bentonite has particularly favourable properties due to its water absorption capacity with simultaneous volume increase (swelling). In addition, it has a high sorption capacity which leads to a long-term retention of radionuclides. Claystones with a high smectite content have similar properties.

Irrespective of this, GRS has begun to analyse the special problem of gas generation and pressure build-up in a repository. One of the reasons is that in case of rocks with ideal density there is a certain similarity of clay and salt rock.

For clays taken into consideration as building material for geotechnical barriers or for direct emplacement of the waste packages in the repository ("bentonite buffers"), comprehensive results are available from permeability measurements. From these, the conclusion can be drawn that dense and

moisture-saturated clays produce such a high gas entry pressure for gases that two-phase flows connected with a displacement of the liquid cannot occur.

The experimental results regarding saturated clays can be described best by means of a model for gas migration by pressure-induced microfractures. Whether this model assumption can also be applied to large-scale conditions has to be verified yet. Above all, the knowledge about number, size and spatial distribution of the pathways in the clay and the dilatation in case of gas injection is still insufficient. If the assumption that gas impregnation only takes place in excavation-induced fractures proves to be true, the question arises to which extent the gas migration observed has been influenced by the experimental boundary conditions. Due to their supposed large importance, future studies should focus on temperature and resaturation effects

Petrophysical data on the two-phase flow in claystones are hardly available compared to other host rocks. However, the wide variability of the claystone is of great importance regarding the gas permeability where it has to be checked in each case to which extent the rock reacts with plastic deformation or fractures to stress redistributions in the rock. Water-saturated shale without petrological heterogeneities permitting a gas migration is practically impermeable – like plastic clay and compacted bentonite – due to the extremely small interparticle distance. This situation can change in a repository in case of increasing gas pressure and pressure-induced fractures. A comparison of the verified data and measurements on such coupled processes in bentonite buffers, claystones and shales alone does not permit a definite statement on whether the gas migration in these media takes place according to the same mechanisms.

In-situ measurements

In France, first in-situ measurements were performed in jurassic claystones at

	Task	Process	Status
Bentonite / Clay	Two-phase flow, swelling	THMC	xxx
	Redox reaction (O ₂ , radiolysis, microbes)	SCB	xx
	RN-retardation (colloids, microbes)	SCB	xx
	Cementation (alkaline plume, heat)	THC	xx
	Illitisation of montmorillonite	TC	xx
Tonstein	Heat propagation	T	x
	Stress-strain-behaviour EDZ) ^a	HM	xxx
	Rock desiccation) ^a	TH	xxx
	Fracture changes	TM	xxx
	Groundwater flow	H	xx
	Flow in fracture networks	H	xx
	Two-phase flow	THM	xxx
	RN-retardation, matrix diffusion	SCB	xx
	Impact of O ₂ on the host rock) ^a	C	xx
	Cementation (alkaline plume, heat)	THC	xx
) ^a = during operation phase			
Legend:			
M - (rock-) mechanics; H - hydraulics; S - contaminant transport; T - heat propagation; C - chemical processes; B - biological processes;			
State of knowledge:			
x - largely known; xx - available to a limited extent; xxx - largely open			
R&D demand:			
x - low; xx - required to a limited extent, deepening; xxx - urgently required, clarification of basic processes			

▲ Assessment of R&D demand for safety-relevant processes in argillaceous near-field barriers and claystone

the “Tournemire Test Site“. In the last years, the IPSN-programme has been supplemented by special experiments on the mobilisability of the rock humidity. This was done against the background of the observations that a limited

dehumidification of the rock takes place by driving and ventilation of the tunnel, such as it is expected in the surrounding area of repository drifts in claystone. The measurements should give information on how far such a desaturation leads to

an increase of the rock permeability. During the experiment, the entering rock humidity was removed from a special bore hole, which was sealed hermetically towards the tunnel, via ventilation. In this respect, GRS analysed the spatial and temporal desaturation processes with DC-geolectric measurement methods. At least, no dry-out and a coupled permeability increase could be demonstrated in the three-years experiment by means of the selected pilot-plant-scale approach.

In Switzerland, the suitability of the Opalinus clay formation as repository host rock is being investigated in the "Mont Terri Test Site" for several years. Near St. Ursanne, an underground laboratory was set up in the claystone in parallel to the Mont Terri-motorway tunnel. Within the framework of an international R&D consortium, GRS participates in two important experiments, i.e. the heater experiment HE and the ventilation experiment VE. In the first experiment, the impact of heat release from the high-level waste on the host rock is being investigated, whereas the impact of ventilation on the dry-out behaviour of the clay formation is determined in the second experiment. GRS participates with measurements for the determination of the moisture distribution and quantifi-

cation of the gas release from the host rock.

At the underground laboratory Hades in Mol/Belgium, GRS participates in the CORALUS (Corrosion of Active Glass in Underground Storage Conditions) project. Since 1998, experiments are being performed in the plastic Boom clay existing there on the release of radionuclides from vitrified high-level waste under simulated repository conditions (radiation, increased temperature, backfill). In particular they concern the migration of radionuclides by backfilling, process-relevant physical and chemical parameters in the experimental field (dose rate, gas release, pH, EH, chemical composition of brines, rock permeability) and the impact of radiation on the direct near field. In an own laboratory program, GRS determines the gas release in a temperature field of 40 to 90 °C and different petrophysical parameters, such as porosity, inner surface and water content of the different backfill materials. Further, the diffusion coefficients of hydrogen, helium, methane, carbon dioxide are measured at backfill samples under confining pressures in the range of 1.0 to 2.5 MPa. In addition, the gas content in the formation water, claystone and backfill as well as the gas per-

meability of the claystone is determined by in-situ measurements. In this respect, changed conditions at the experimental location by heating and irradiation are taken into consideration.

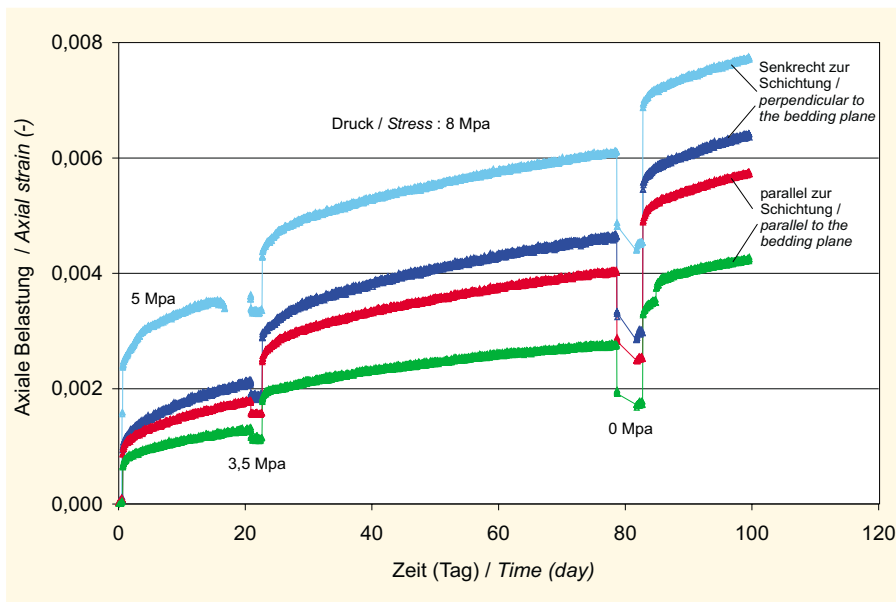
For the preparation of a repository for radioactive waste in France, ANDRA has started the installation of the Bure underground laboratory in a jurassic claystone formation in the Paris Basin in summer 2000. In 2003, a comprehensive scientific research programme will be started at this underground laboratory to obtain geohydrological, geochemical and geomechanical data on the claystone formation and to verify its general suitability as host rock for the final storage of high-level radioactive wastes. After agreement on the technical details with the French partner institutions, GRS will participate in works on the hydro-mechanical behaviour and the thermal loads of the rock formation, as well as on the characterisation of permeability and radionuclide retention of the claystones.

W. Brewitz

Laboruntersuchungen an Tonen und tonhaltigen Materialien

Tonformationen im tiefen geologischen Untergrund werden weltweit für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in Erwägung gezogen. In einigen Ländern sind daher in derartigen Formationen Untertagelabors errichtet worden, um die Eigenschaften dieses Gesteins als natürliche Barriere gegen die Ausbreitung freigesetzter Radionuklide zu untersuchen. Zusätzlich werden tonhaltige Materialien bezüglich ihrer Eignung als Verfüll- und Verschlussmaterialien für Strecken, Bohrlöcher und Schächte untersucht.

Infolge der Auffahrung sowie des Verfüllens und Verschließens der Endlagerhöhlräume und der Wärmefreisetzung im Bereich hoch radioaktiver Abfälle werden im Nah- und Fernfeld des Endlagers thermo-hydro-mechanische (THM) Prozesse ablaufen. Hierbei sind die Einflüsse von Temperaturanstieg und -abfall, von Austrocknung und Wiederaufsättigung, von Änderungen des Poren- und des Gesamtdruckes, von Quellung und Kompaktion, von Auflockerung und Wiederverheilung sowie von Gaserzeugung und -migration zu untersuchen. Um die im Wirtsgestein und in den Verfüllmaterialien ablaufenden THM-Prozesse in Langzeitsicherheitsanalysen hinreichend genau zu berücksichtigen, ist es notwendig, geeignete Modelle zu entwickeln und die in den Modellen verwendeten Materialparameter in Labor- und in-situ-Untersuchungen zu ermitteln bzw. abzusichern.



▲ Kriechverhalten von Callovo-Oxfordian-Tonstein-Proben aus Bure
Creep behaviour of Callovo-Oxfordian argillite samples from the Bure site

Die GRS ist an verschiedenen internationalen Forschungsvorhaben in europäischen Untertagelabors beteiligt. Die in-situ-Versuche werden durch experimentelle Untersuchungen im Geotechniklabor der GRS in Braunschweig ergänzt. Hierbei werden vorhandene Methoden der Boden- und Felsmechanik angewandt.

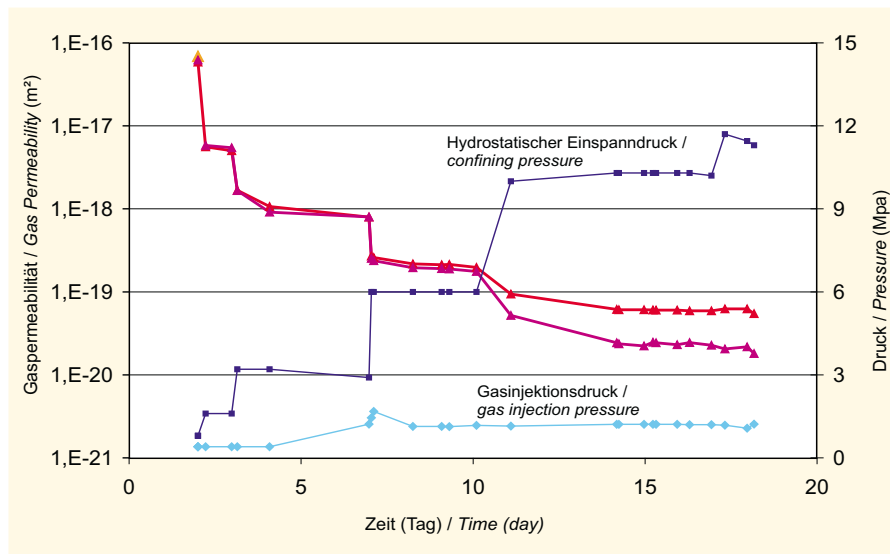
In Zusammenarbeit mit der französischen "Agence National Pour la Gestion de Déchets Radioactifs" (ANDRA) werden seit Oktober 2000 von der GRS Untersuchungen am Callovo-Oxfordian-Tonstein zur Ermittlung der Permeabilität, des Kriechverhaltens, der Spannungsrelaxation und der Festigkeit durchgeführt.

Die Kriechtests werden in einer einaxialen Messzelle bei Raumtemperatur durchgeführt, wobei die Belastung auf die Probekörper stufenweise erhöht wird. Vor jeder Lasterhöhung werden die Proben entlastet, wodurch die reversiblen elastischen Deformationsanteile bestimmt werden können. Hierbei ergab sich, dass die Kriechdeformation und die Kriechrate nicht linear von der Spannung abhängen und der Kriechprozess bereits bei niedriger Spannung von ca. 2 MPa beginnt. Aufgrund der anisotropen Verteilung von Mikrorissen – Mikrorisse parallel zur Schichtung sind länger als senkrecht zur Schichtung – ergibt sich, dass Kriechdeformation und Kriechrate senkrecht zur Schichtung höher sind als parallel zur Schichtung.

Die Gaspermeabilität der untersuchten Gesteinsproben reduziert sich um drei Größenordnungen von 6×10^{-17} auf $2 \times 10^{-20} \text{ m}^2$, wenn der hydraulische Einspanndruck der Proben von 1 auf 11 MPa erhöht wird. Die niedrige Permeabilität von 10^{-20} m^2 ist dabei repräsentativ für das ungestörte Gebirge unter hohem lithostatischen Formationsdruck. Die hohe Permeabilität von 10^{-17} m^2 charakterisiert dagegen gestörte Zonen im Nahbereich untertägiger Hohlräume.

Kompaktierte tonhaltige Materialien, die als Verfüll- und Dichtmaterialien in Endlagern für radioaktive Abfälle eingesetzt werden sollen, werden bezüglich einer Optimierung ihrer hydraulischen Eigenschaften untersucht. Die Verschlussmaterialien müssen einerseits verhindern, dass Wasser oder Lauge in ein Endlager eindringt und andererseits vermeiden, dass sich in einem verfüllten Endlager ein hoher Gasdruck ausbildet. Gleichzeitig muss die Freisetzung von gelösten Radionukliden aus dem Endlager in die Biosphäre verhindert werden.

Das Versatzmaterial muss demzufolge im trockenen Zustand eine hohe Gaspermeabilität, aber bei Wasser- oder Laugenzutritt eine niedrige Flüssigkeitspermeabilität haben. An unterschiedlichen Sand-Ton-Gemischen werden im GRS-Labor in Braunschweig die rele-



▲ Abhängigkeit der Gas-Permeabilität von der Zeit und den hydrostatischen Einspanndrücken einer Callovo-Oxfordian-Tonstein-Probe aus Bure

Development of gas permeability in Callovo-Oxfordian-argillite-samples from the Bure site

vanten Zweiphasenflussparameter (relative Gas-, Wasser- und Laugenpermeabilität) sowie die Gasdiffusion für unterschiedliche Kompaktionsgrade und Wassersättigungszustände ermittelt.

Infolge des höheren Quellvermögens von Tonen im Kontakt mit Wasser verglichen zum Quellvermögen im Kontakt mit Lauge ist die Porosität von wassergesättigten Tonproben wesentlich geringer als die von laugegesättigten Proben und diese wiederum geringer als die von trockenen Proben. Daraus ergibt sich, dass die Wasserpermeabilität von Sand-Ton-Gemischen um zwei Größenordnungen kleiner ist als die Laugenpermeabilität und um drei bis fünf Größenordnungen kleiner als die Gaspermeabilität.

Für wasserungesättigte Sand-Ton-Gemische ergab sich, dass die Wasserpermeabilität mit steigendem Wassergehalt zu- und die dazugehörige Gaspermeabilität abnimmt. Der Tonanteil in den Gemischen hat nur einen unbedeutenden Einfluss auf die Gaspermeabilität, jedoch einen großen Einfluss auf die Wasser- und Laugenpermeabilität. Je höher der Tonanteil der Gemische, um

so niedriger die entsprechende Wasser- und Laugenpermeabilität.

Auch die Diffusionskonstante für die Gase Wasserstoff, Helium, Methan und Kohlendioxid in trockenem und wasser-

gesättigtem Zustand wurde an unterschiedlich kompaktierten Sand-Ton-Gemischen bestimmt. In trockenem Zustand mit Luft im Porenraum lag die Diffusionskonstante für diese Gase im Bereich von $1,4 \times 10^{-8}$ bis $4,2 \times 10^{-7}$ m²/s. Die Werte waren vom Kompaktionsdruck, d. h. von der Dichte und vom Sand-Ton-Verhältnis abhängig, jedoch unabhängig von der Gaskomponente. Die Diffusionskonstante für Proben mit einem Tonanteil von 25 und 50 % waren um den Faktor 2 bis 3 kleiner als die mit einem Tonanteil von 10 %. Bei Erhöhung des Kompaktionsdrucks von 25 auf 100 MPa nahm die Diffusionskonstante um den Faktor 5 bis 30 ab. Diese Messungen zeigen, dass in trockenem Zustand Sand-Ton-Gemische für die Gasdiffusion ein offenes System darstellen. Im wassergesättigten Zustand war die Diffusionskonstante für Wasserstoff, Helium und Methan kleiner als 10^{-11} m²/s und für Kohlendioxid im Bereich von 10^{-8} bis 10^{-9} m²/s. Die Ursache ist, dass die Löslichkeit von Kohlendioxid in Wasser für Kohlendioxid um den Faktor 25 bis 105 größer ist als die der anderen Gase.

Laboratory Investigations on Clay and Clay-based Materials

Deep geological clay formations are being considered world-wide as suitable for the disposal of radioactive waste. In some countries, underground research laboratories (URL) have therefore been built to investigate the suitability of clays as natural barriers against the migration of radionuclides. Additionally, clay-based materials are investigated with regard to the backfilling and sealing of underground cavities (drifts, boreholes, shafts, etc.).

Due to the excavation of underground repositories, their subsequent backfilling and sealing and the thermal output from high-level radioactive waste (HLW), complex coupled thermal-hydro-mechanical (THM) processes will occur in the near-field and the far-field for very long periods of time. The effects to be assessed in this context are temperature increase and decrease, water desaturation and re-saturation, pore pressure and effective stress redistribution, swelling and compaction, damage and re-consolidation, gas generation and migration etc. For an adequate consideration of the various THM processes in the host rocks and backfill materials within the context of long-term safety analyses it is necessary to develop suitable models and determine or back up the material parameters used by way of laboratory and in-situ experiments.

GRS is involved in various international research projects in different European underground research laboratories (URL). The in-situ experiments are supplemented by experimental investigations in the geotechnics laboratory of GRS Braunschweig. Here, traditional methods used in Soil/Rock Mechanics are applied.

Since October 2000, GRS and the French "Agence National Pour la Gestion de Déchets Radioactifs" (ANDRA) have jointly carried out laboratory tests on Callovo-Oxfordian argillite to determine permeability, creep, relaxation and strength behaviour.

The creep tests were performed in a uniaxial rig with stepwise increase of the stress at ambient temperature. Before each increase of the stress, the samples were unloaded to examine the reversible

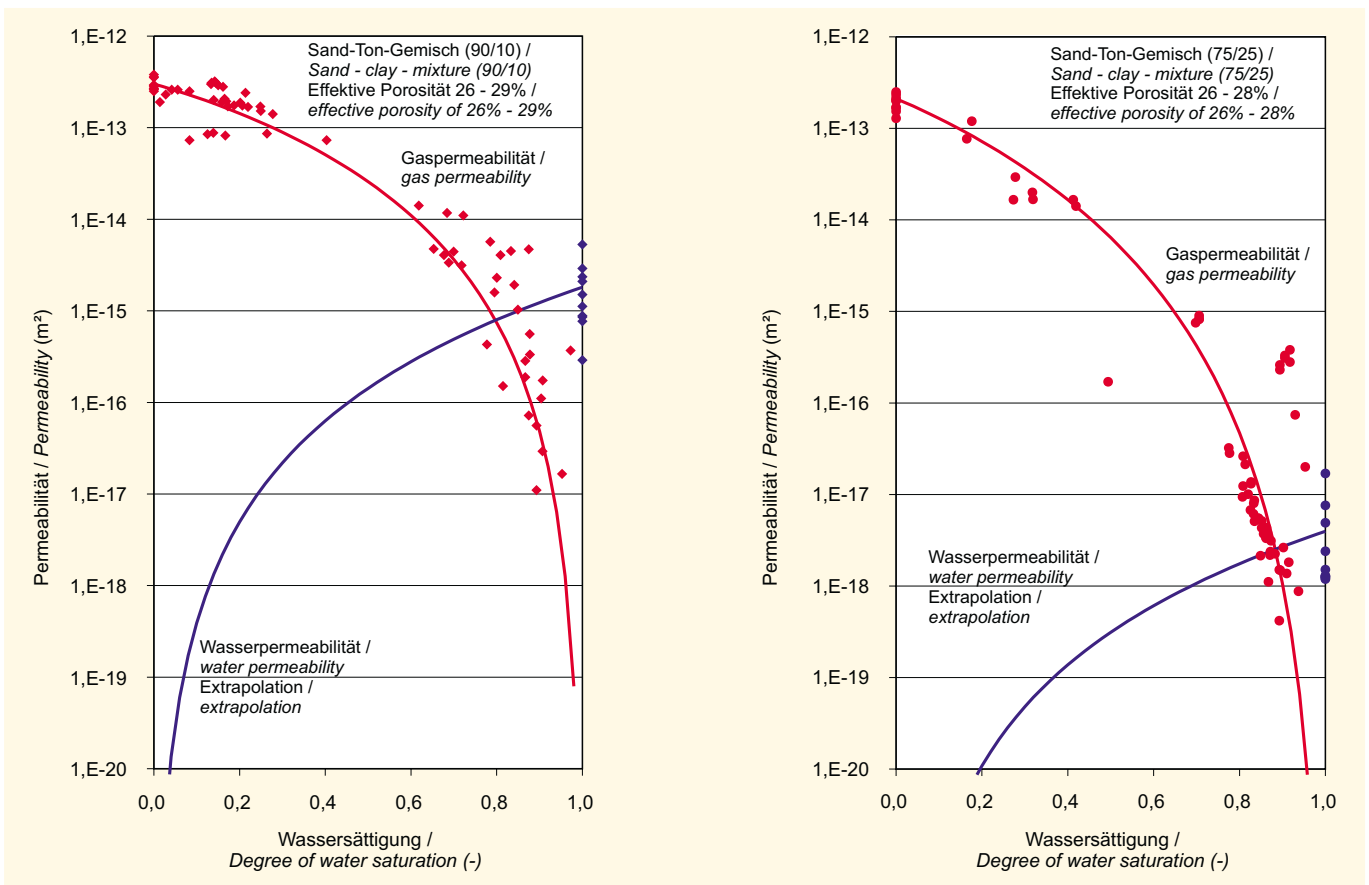
elastic part of the deformation. Generally, the creep deformation and the creep rate increase non-linearly with increasing stress. It has been found that the clay samples creep soon at very low stress levels of less than 2 MPa. Due to an anisotropic micro-crack distribution – existing with longer cracks oriented parallel to the bedding plane and smaller cracks perpendicular to the bedding plane – the creep deformation and creep rate perpendicular to the bedding plane are higher than those parallel to the bedding plane.

The gas permeability of the clay samples decreases from $6 \times 10^{-17} \text{ m}^2$ to $2 \times 10^{-20} \text{ m}^2$ over more than three orders of magnitude at an increase of the hydrostatic pressure from 1 to 11 MPa. The low permeability values of less than 10^{-20} m^2 represent the state of the undisturbed host rock under high overburden pressures, whereas the

high values of 10^{-17} m^2 can be considered as representative for the disturbed zones around underground cavities.

Compacted clay-based materials are investigated to obtain optimised backfilling and sealing materials for the long-term enclosure of radioactive waste in geological repositories. The function of the seals is twofold: first, they must be able to avoid water or brine inrush into the repository and second, an unacceptable increase of gas pressure and at the same time a release of radio-nuclides from the repository to the biosphere is to be avoided.

Therefore, the seal materials should have a certain gas permeability as long as dry conditions prevail in the repository, but the permeability to liquids should significantly be reduced in case of a brine or water inrush. The respective two-



▲ Gas- und Wasserpermeabilität in Abhängigkeit von der Wassersättigung verschiedener Sand-Ton-Gemische
 Gas and water permeability in dependence of water saturation

Sand-Ton-Mischung / Sand-clay-mixture	Gaspermeabilität / Gas permeability (m ²)	Wasserpermeabilität / Water permeability (m ²)	Laugenpermeabilität / Brine permeability (m ²)
Sand/Ton (90/10) Sand/clay (90/10)	2×10 ⁻¹³ - 5×10 ⁻¹³	5×10 ⁻¹⁶ - 7×10 ⁻¹⁵	1×10 ⁻¹⁴ - 3×10 ⁻¹⁴
Sand/Ton (75/25) Sand/clay (75/25)	1×10 ⁻¹³ - 4×10 ⁻¹³	1×10 ⁻¹⁸ - 2×10 ⁻¹⁷	1×10 ⁻¹⁶ - 4×10 ⁻¹⁷

▲ Typische Daten der Permeabilität von verschiedenen Sand-Ton-Gemischen

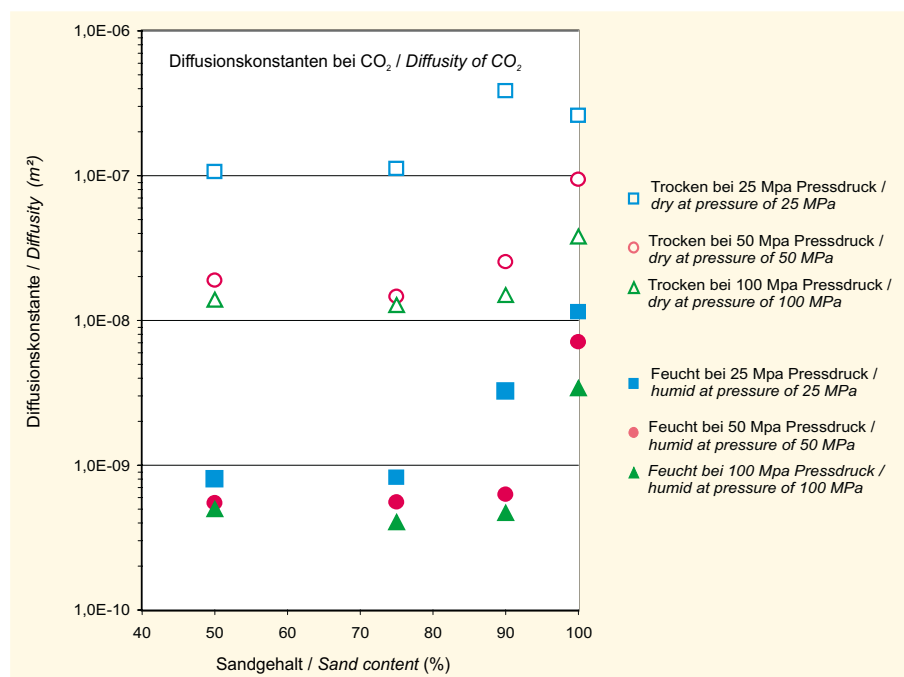
Typical permeability data of various sand-clay-mixtures

phase parameters are investigated at the GRS laboratory in Braunschweig. Experiments are being performed on various sand-clay-mixtures. They focus on permeability to gas, water and saline brine, and on gas diffusivity.

Due to the swelling of the clay minerals and their different swelling capacities in contact with pure water and saline brines, the pores in a water-saturated sample are smaller than in a brine-saturated sample and much smaller than in a dry sample. This results in a water permeability of the sand-clay-mixtures that is two orders of magnitude lower than the brine permeability and three to five orders of magnitude lower than the gas permeability.

For the unsaturated sand-clay-mixtures, increasing the water content causes decrease in gas permeability but increase in water permeability. The gas permeability is less dependent on the clay content, but the dependence of water and brine permeability on the clay content is very significant. The more clay content in the sand-clay-mixture, the lower the water and brine permeability.

Gas diffusivity of the compacted sand-clay-mixtures was also determined in the dry and water-saturated stage of the samples by using hydrogen, helium, methane and carbon dioxide. In the dry stage with air in the pores, the diffusivity was found to be in the range between 1.4×10⁻⁸ and 4.2×10⁻⁷ m²/s. The values depend on the compaction pressure (or bulk density) and the sand-clay-ratio, but not on the gas component. The



▲ Diffusionskonstanten für Kohlendioxid im luft- und wassergesättigten Porenraum in Abhängigkeit von den Sand-Ton-Mischungsverhältnissen und den Kompaktionsdrücken

Gas diffusivity of carbon dioxide in the air- and water-saturated pore space in dependence of the sand content of various sand-clay mixtures and the compaction pressures

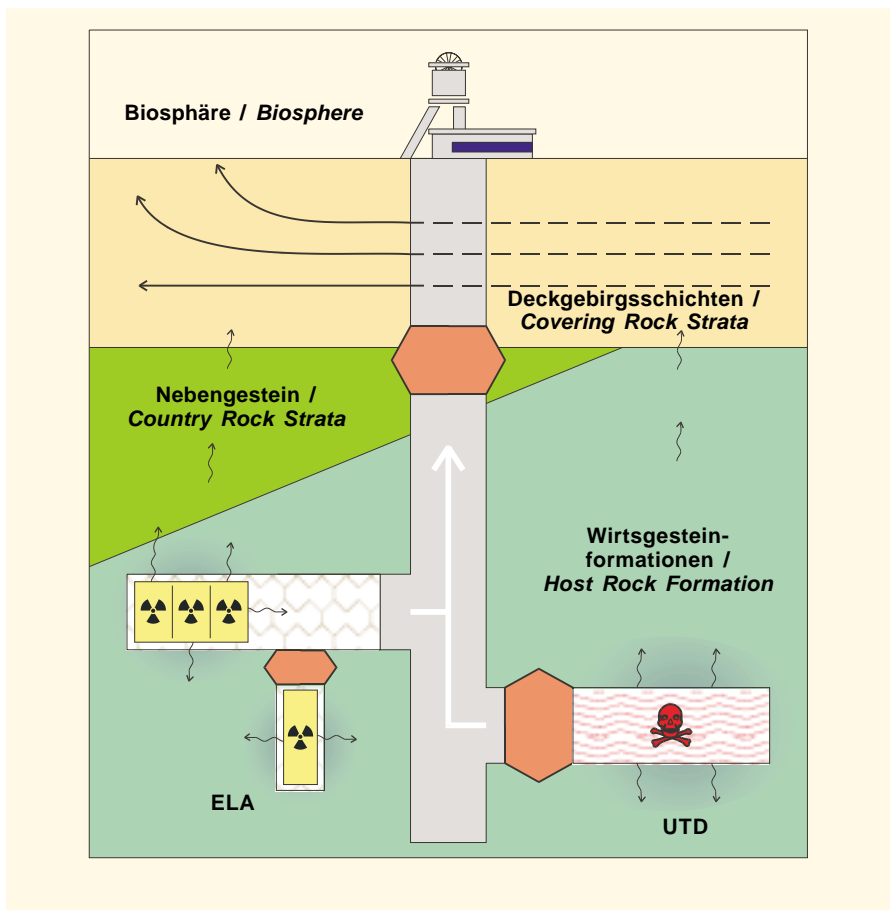
diffusivity of the samples with a clay content of 25 or 50 % is lower by a factor of 2 to 3 compared to that of the samples with a clay content of 10 %. By increasing the compaction pressure from 25 to 100 MPa, the diffusivity decreases by a factor of 5 to 30. These results indicate that sand-clay mixtures in the dry stage are open systems for gas diffusion. In the water-saturated stage, the diffusivity of hydrogen, helium and methane is lower than 10⁻¹¹ m²/s and of carbon dioxide it lies within the range of 10⁻⁸ to 10⁻⁹ m²/s. The reason is

that the solubility of carbon dioxide in water is higher by a factor of 25 to 105 than that of the other gases.

T. Rothfuchs

Messung und Modellierung von Quelldrücken von Bentonit in hoch salinaren Lösungen

Im Mehrbarrierensystem von Endlagern für radioaktive und chemisch-toxische Abfälle können kompaktierte Bentonite als Baumaterial für technische Barrieren eingesetzt werden. Bentonite gelten aufgrund ihres Quellvermögens als geeignete Dicht- und Versatzmaterialien. Im deutschen Endlagerkonzept werden Salzformationen als potenziell geeignete Wirtsgesteine angesehen. In Salzformationen sind hoch salinare Laugen nicht auszuschließen, was beim Einsatz von Bentoniten zu Problemen führen könnte, da Salzlösungen das Quellvermögen von Bentoniten herabsetzen. Wenn das Quellvermögen in einem Maße reduziert wird, dass das Hohlraumvolumen durch gequollenen Ton nicht vollständig ausgefüllt werden kann, entsteht kein Quelldruck und somit keine Dichtwirkung. Bei hohen Salzgehalten der Lösungen können die zu erwartenden Quelldrücke durch mathematische Prognosemodelle nicht vorhergesagt werden. Zur Erweiterung vorhandener und Entwicklung neuer Modelle wurden im Rahmen eines experimentellen Programms Quelldrücke an kompaktierten Bentoniten für die Bedingungen eines Laugenzutritts in Endlagern in Salzformationen bestimmt.



▲ Mehrbarrierensystem in Endlagern für radioaktive Abfälle (ELA) und Untertagedeponien für chemisch-toxische Abfälle (UTD) – kompaktierte Tone können als Teil der technischen Barrieren als Dicht- und Versatzmaterial eingesetzt werden

Multibarriersystem in underground repositories for radioactive wastes (ELA) and hazardous wastes (UTD); compacted clays may be used as part of the technical barriers i.e. sealing, backfilling and buffer materials

Randbedingungen in einem Endlager in Zechstein-Salzformationen

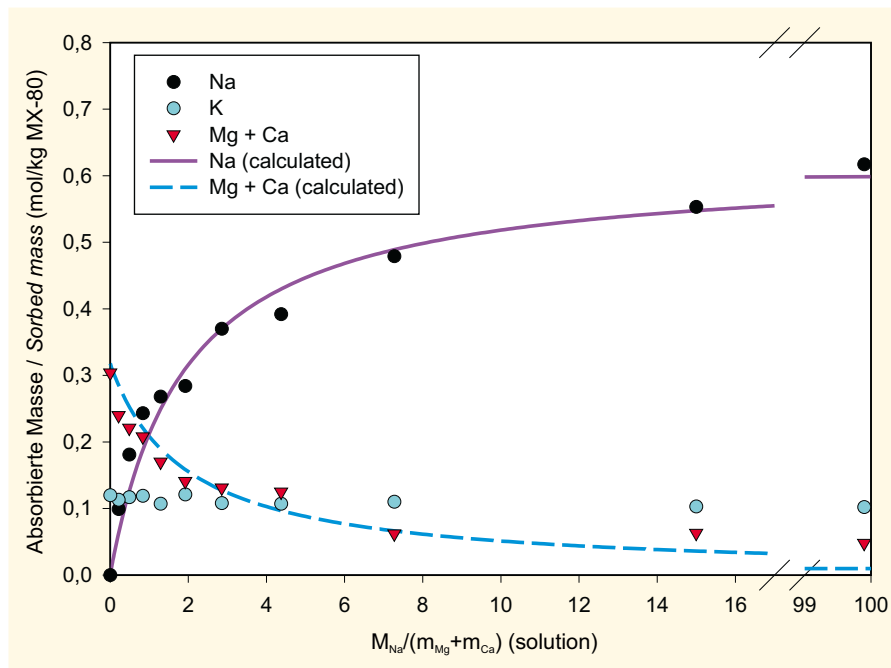
Für praktische Belange ist es ausreichend, wenn die zu erwartenden Quelldrücke für die Bedingungen im Endlagernahbereich vorausberechnet werden können:

- Trockendichte der kompaktierten Bentonitabdichtung, $1,6 \text{ g/cm}^3$,
- Laugenzusammensetzungen in Molalitäten zwischen 0 – 6,1 (Na), 0 – 1,6 (K), 0 – 4,8 (Mg), 0 – 0,006 (Ca), 6,1 – 9,2 (Cl), und 0 – 0,9 (SO_4),
- hydrostatischer Druck von 100 bar.

In großtechnischen Abschlussbauwerken, einem Schachtverschluss in Salzdetfurth und einem Streckenverschluss in Sondershausen, konnte gezeigt werden, dass eine Rohdichte von $1,6 \text{ g/cm}^3$ auch unter Bergwerksbedingungen realisierbar ist, während höhere Dichten für das Dichtsystem nur schwer und zu erheblich höheren Kosten zu erreichen sind. Der genannte Bereich von Laugenzusammensetzungen deckt die Lösungen ab, die in den Zechstein-Salzformationen in den Niederlanden, in Norddeutschland und in Polen zu erwarten sind. Lösungen, die sich im Gleichgewicht mit den am häufigsten vorkommenden Salzparagenesen befinden, liegen mit ihren Zusammensetzungen in dem genannten Bereich. Endlager in Salzformationen werden voraussichtlich in Tiefen von 800 m errichtet werden. Wird ein solches Endlager mit einer MgCl_2 -reichen Lösung der Dichte $1,3 \text{ g/cm}^3$ geflutet, wird der hydrostatische Druck um 100 bar liegen.

Experimentelles Programm und Ergebnisse

Die Grundidee, die dem experimentellen Programm der GRS zu Grunde liegt, ist folgende: Die innerkristalline Quellung ist der Hauptvorgang, der zum makroskopisch beobachtbaren Quelldruck von kompaktierten Bentoniten in hoch salinaren Lösungen führt. Der Einbau

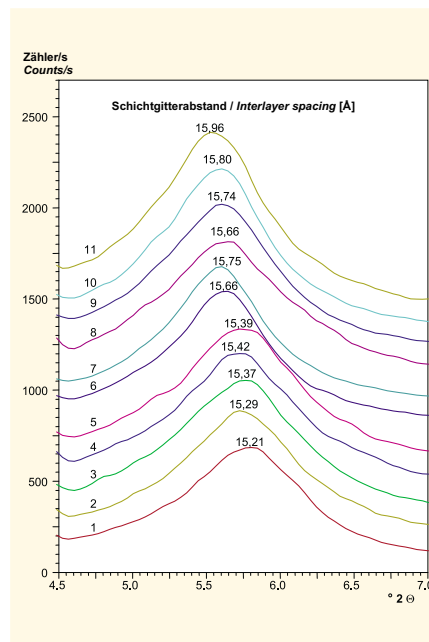


▲ Kationenaustauschisothermen an MX-80-Bentonit in hochsalinaren Lösungen; m steht für mol/kg H₂O.

Cation exchange isotherms on MX-80 in highly saline solutions; m denotes mol/kg

von Wasser in die Zwischenschichten führt zur Quellung. Das Wasser befindet sich hauptsächlich in der Hydrathülle der Zwischenschichtkationen. Die Anzahl der Wassermoleküle in der Hydrathülle wird von der Ladungsdichte der Kationen bestimmt. Dadurch hat die Zusammensetzung der Zwischenschichtkationen einen Einfluss auf den Wassergehalt in den Zwischenschichten und auf den Quelldruck. Kationenaustauschgleichgewichte, Zwischenschichtabstände, Wassereinbau und resultierende Quelldrücke wurden für den Na-Bentonit MX-80 im Kontakt mit verschiedenen Salzlösungen gemessen.

Die Untersuchungen wurden mit zwei Gruppen hoch salinärer Lösungen durchgeführt. Um die Anzahl der Variablen in den Experimenten zu begrenzen, wurde in einer Gruppe in 11 künstlichen Modelllösungen der Kalium- und Calciumgehalt konstant gehalten und das Na/Mg-Verhältnis variiert (NaMgCl1-1 – NaMgCl1-11). Mit dieser Gruppe wurden die Kationenaustausch-Gleichgewichte, Zwischenschicht-Abstände, der Wassergehalt der kompaktierten Bentonite und die



▲ Zwischenschichtabstände von MX-80-Bentonit in 11 Modelllösungen mit variierenden Na- und Mg-Gehalten und konstantem K-Gehalt. Die Mg-Gehalte der Lösungen steigen von 1 bis 11 an.

Interlayer spacing of MX-80 in 11 model solution with varying Na- and Mg-contents, but constant K-content

resultierenden Quelldrücke untersucht. Die Ergebnisse können wie folgt zusammengefasst werden: Zunehmender Mg-Gehalt (größere Hydrathülle) führt zu höheren Wassergehalten, zu größeren Zwischenschichtabständen und zu höheren Quelldrücken. Mit seiner größeren Hydrathülle führt Mg zu erheblich höheren Quelldrücken als Na.

Die zweite Gruppe von Lösungen beinhaltet vier natürlich vorkommende relevante Lösungen (IP9, IP19, IP21, IP24). Es handelt sich um NaCl-gesättigte Lösungen, die im Gleichgewicht zu den typischen Mineralparagenesen der deutschen Zechsteinsalze stehen. In diesen Lösungen schwankt zusätzlich der Kaliumgehalt. Zunehmender Kaliumgehalt führt zur Verringerung des Wassergehaltes in den Zwischenschichten und zu geringeren Zwischenschichtabständen. Magnesium erhöht und Kalium reduziert die Quelldrücke. Aufgrund der gegensätzlichen Wirkung von Kalium und Magnesium sind Unterschiede zwischen den Quelldrücken von Bentonit in Kontakt zu den natürlichen Lösungen geringer als erwartet.

Die bisher vorliegenden Quelldruckergebnisse können nicht auf andere Randbedingungen übertragen werden. Dies trifft unseres Erachtens nicht nur für die eigenen Experimente zu. Daraus folgt, dass das zurzeit vorhandene Wissen zu Bentonit-Quelldrücken in Salzlösungen noch zu unvollständig und zu wenig konsistent ist, eine zuverlässige mathematische Modellierung zu erlauben. Faktoren wie Trockendichte, Mikrostruktur, Flutungsregime und Probengröße haben einen größeren Einfluss auf den Quelldruck als die Laugenzusammensetzung. Der Vergleich zweier unterschiedlicher Verfahren zur Quelldruckmessung zeigt, dass neben dem Quelldruck beim Einsatz von Bentonit als Dichtmaterial noch andere Faktoren von Bedeutung sind. Das Flutungsregime der kompaktierten Bentonite hat einen entscheidenden Einfluss auf die resultierende Permeabilität und damit auf die Dichtkapazität der Bentonite. Unter bestimmten Flutungsbedingungen findet der Aufbau eines Poren-drucks schneller statt als das Schließen der Poren durch Quellung, was zu hohen

Durchlässigkeiten bei gleichzeitig hohen Quelldrücken führen kann.

Um praktisch nutzbare Daten zu erhalten, sollten zukünftige Quelldruckversuche unter Randbedingungen durchgeführt werden, die den zu erwartenden in-situ-Bedingungen weitestgehend entsprechen. Ein neues, in der GRS entwickeltes Verfahren scheint dafür geeignet zu sein. Zukünftige Messungen sollten auch weitere Einflüsse auf den Quelldruck, wie Partikelorientierung und Temperatur, berücksichtigen.

Quelldruckmodellierung – Empirischer Ansatz der GRS

Eine Literaturrecherche hat ergeben, dass vorhandene Modelle zur Quelldruckmodellierung in a) empirische Modelle, b) Doppelschichtmodelle und c) thermodynamische Modelle unterteilt werden können. Keines der vorhandenen Modelle kann die komplexen Vorgänge bei der Quellung von kompaktierten Bentoniten in natürlichen Salzlösungen richtig beschreiben.

$$\ln P_s = A \frac{m_{Na}}{m_K} + B \frac{m_{Na}}{m_{EA}} + C \frac{m_K}{m_{EA}} + D \rho_{red} + E W$$

Zur Lösung des Problems wird ein pragmatischer Ansatz vorgeschlagen. Folgende Modellgleichung kann aufgestellt werden:

in der m_i = Molalität von Spezies i in Lösung (EA = Erdalkali; $m_{EA} = m_{Mg} + m_{Ca}$), ρ_{red} = Trockendichte, W = gesamter Wassergehalt und A...E einstellbare Parameter sind.

Mit dieser Gleichung wird die von Ingenieuren angewandte Regressionsformel übernommen und um Parameter erweitert, die vermutlich einen Einfluss auf den Quelldruck haben. Es muss nun eine Matrix von Experimenten mit verschiedenen Werten für m_{Na} , m_K , m_{Mg+Ca} , ρ_{red} und Wassergehalt erstellt werden. In den Experimenten muss ein Gleichgewicht zwischen Bentonit und Lösungen (bei einem gegebenen Wassergehalt) abgewartet werden. Sobald abgesicherte, d. h. reproduzierbare experimentelle Daten verfügbar sind, müssen Ausdrücke für A...E gefunden werden, die der festgestellten Kor-

relation zwischen Quelldruck und Variablen am besten entsprechen. Für diesen Ansatz ist eine große Anzahl von Quelldruckmessungen erforderlich. Das neue und schnelle GRS-Verfahren zur Quelldruckmessung macht den Ansatz praktikabel und ist Erfolg versprechend. Das auf empirischer Grundlage aufgebaute

Modell wird sich auf realistische Randbedingungen im Nahfeld eines Endlagers beziehen. Darum ist auch besonders darauf zu achten, dass der untersuchte Bentonit die gleiche Mikrostruktur aufweist, wie jener, der später in den technischen Barrieren eingesetzt wird.

Measurement and Modelling of Swelling Pressures of Bentonites with High Saline Solutions

In the multibarrier system of repositories for radioactive and chemical wastes, compacted bentonites may be used as construction materials for technical barriers. Bentonites are considered to be favourable sealing and backfilling materials because of their swelling capacity. In the German concept salt formations are considered to be suitable repository host rocks. In salt formations, however, the presence of high saline brines must be considered. This fact poses certain problems concerning the use of bentonites as buffer and sealing materials. Salt solutions tend to reduce the swelling capacity, and no swelling pressure will develop, if the swelling capacity is reduced to an extent where the void volume is not filled by the swollen clay. For very high-salt contents the existing models are not able to predict or reproduce the experimental results. In order to either extend existing models or to create a new model, an experimental program was conducted to determine swelling pressures of compacted bentonites under the special conditions of brine inflow into repositories situated in salt formations.

Boundary Conditions in a Repository in the Zechstein Salt Formations

For practical purposes it is sufficient, if the expected swelling pressures can be predicted for the relevant range of repository conditions. In the Zechstein salt formations these conditions are:

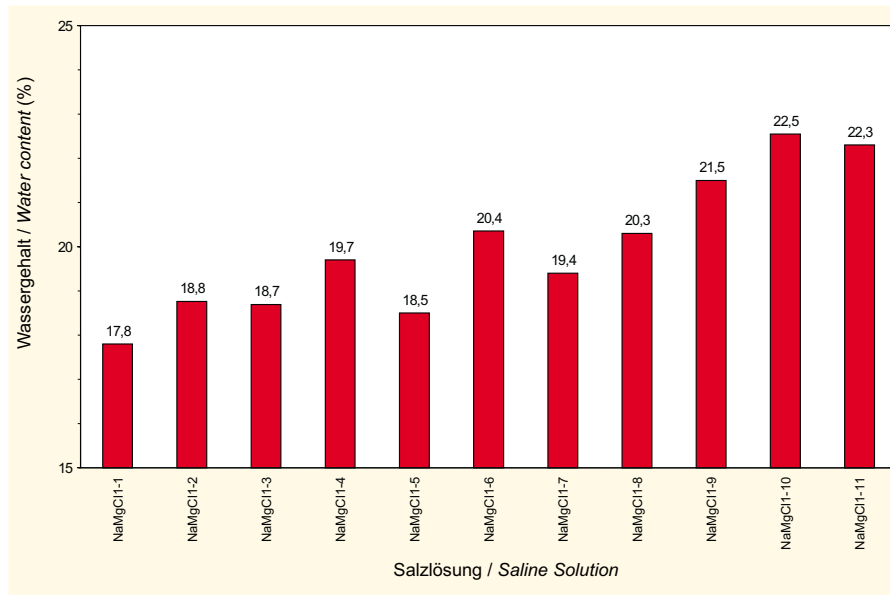
- a dry density of the compacted bentonite seal of 1.6 g/cm³,
- brine compositions varying in molalities between 0 – 6,1 (Na), 0 – 1,6 (K), 0 – 4,8 (Mg), 0 – 0,006 (Ca), 6,1 – 9,2 (Cl), and 0 – 0,9 (SO₄),
- hydrostatic pressure of 100 bars. This pressure corresponds to a brine-filled repository in 800 m depth.

In large scale dams and shaft seals constructed in the German salt mines Sondershausen in Thuringia and Salzdettfurth in Lower Saxony using compacted bentonite, it was demonstrated

that a bulk density of 1.6 g/cm³ can be realised under mine conditions, whereas it becomes increasingly difficult and much more expensive to realise higher densities of the entire sealing system. The given range of brine compositions covers the most probable brines which may be expected in the salt mines located in the Zechstein salt formations occurring in the Netherlands, Northern Germany and Poland. Brines with the given range of concentrations are in equilibrium with the most abundant salt compositions. Repositories in salt formations will probably be located at depth not greater than 800 m below ground. Considering a repository flooded with a MgCl₂-rich brine with a density of 1.3 g/cm³ the resulting hydrostatic pressure will most probably be not higher and not much lower than 100 bar.

Experimental Program and Results

The underlying idea of the GRS experimental program may be outlined



▲ Gesamtwassergehalt in kompaktiertem MX-80-Bentonit in Abhängigkeit von der Lösungszusammensetzung. Von links nach rechts steigen die Mg-Gehalte an, und die Na-Gehalte fallen ab.

Total water content of compacted MX-80 bentonite as a function of solution composition. Mg-contents increase and Na-contents decrease from left to right

as follows: Intercrystalline swelling is considered the principle process from which the macroscopically detectable swelling pressure in high salinar solutions arises. Interlayer water is located primarily within the hydration sphere of cations sorbed therein. The number of water molecules within the hydration sphere is different, depending on the charge density of the cation involved. Hence the composition of interlayer cations influences the interlayer water content and the swelling pressure. Cation exchange equilibria, interlayer spacing and water content were determined for the Na-bentonite MX-80 reacted with different salt solutions and resulting swelling pressures were measured.

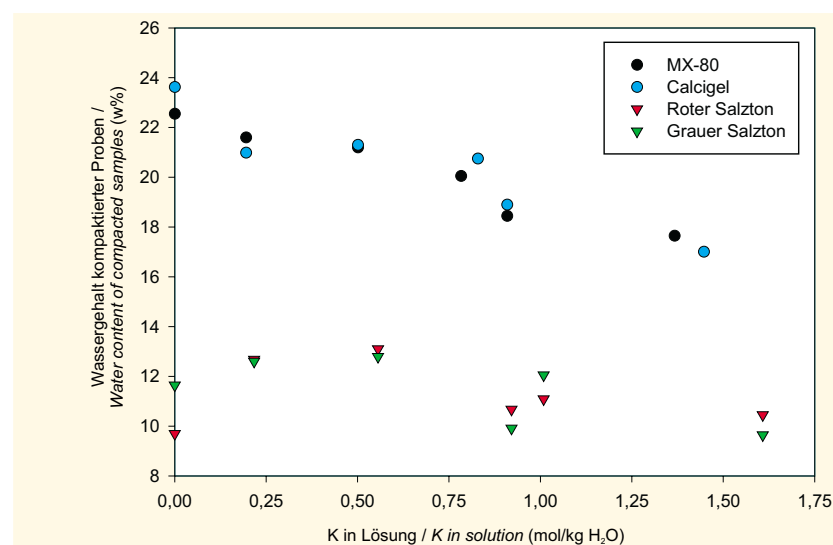
The investigations were performed with two sets of high saline solutions. In order to limit the variables in the experiments, we kept the K- and Ca-content constant and varied Na/Mg ratio within the first set of 11 artificial model solutions (NaMgCl1-1 – NaMgCl1-11). With this set we investigated cation exchange equilibria, interlayer spacing, water content of compacted bentonites and the

resulting swelling pressure. In general results may be summarised such that increasing Mg-content (decreasing Na/Mg ratio) lead to higher water contents, larger interlayer spacings and higher

swelling pressures. Mg, with its bigger hydration sphere, leads to considerably higher swelling pressures than Na.

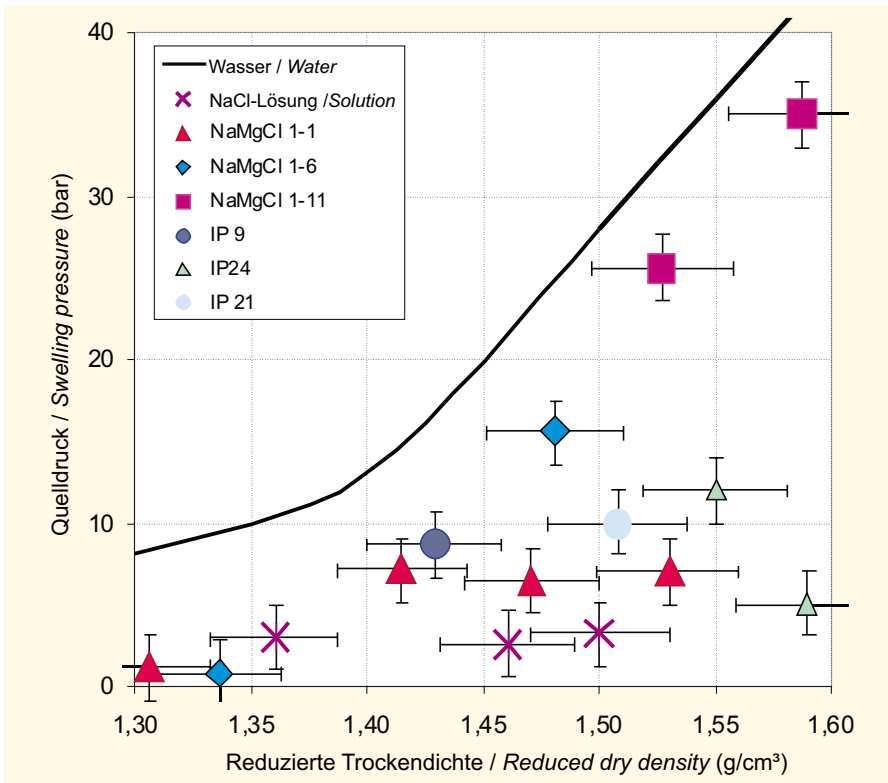
The second set of solutions comprised four geochemically relevant solutions (naturally occurring brines, solutions IP9, IP19, IP21, IP24), each of which was NaCl-saturated and in equilibrium with typical mineral assemblages encountered in the German Zechstein salt formations. In these solutions the K-content varies. Increasing K-content tends to diminish water content and interlayer spacing. Mg increases and K decreases the swelling pressures, i.e. K counteracts the effect of Mg. The impact of K on the swelling pressure is higher than that of Mg. Because of these opposite effects of K and Mg, the swelling pressures obtained with naturally occurring brines, with varying K and Mg contents, do not differ as much as expected.

The swelling pressure results obtained so far, can not be extrapolated to other boundary conditions. In our opinion this is not only true for our own experiments. Therefore, we conclude that, at the time being, the existing knowledge on swelling pressures for bentonite in



▲ Wassergehalte in verschiedenen kompaktierten Tonen in Abhängigkeit vom K-Gehalt der Lösung

Relationship between water content and K-content in solution for compacted bentonites (MX-80 and Calcigel) and nonswelling clays (Roter Salzton, Grauer Salzton) from salt formations



▲ Quelldrücke von MX-80 Bentonit in Kontakt mit unterschiedlichen Salzlösungen und Wasser in Abhängigkeit von der reduzierten Trockendichte

Swelling pressure of MX-80 bentonite in contact with salt solutions as a function of the reduced dry density compared to the swelling pressure with water

contact with brines is neither complete nor consistent enough for use in modelling. Factors like dry density, microstructure, flooding regime and sample dimensions seem to have a bigger influence on the swelling pressure than brine composition. The comparison of two different procedures employed for the measurement of swelling pressures reveals that swelling pressure is not the only important factor. The flooding regime of the compacted bentonites has a decisive influence on the resulting permeability and, thus, on the swelling and sealing capacity of the bentonites. With the same brine different swelling pressures can be obtained under different brine inflow rates. Under certain conditions the build up of a pore pressure is faster than the closure of the pores by the swelling, and a relatively high permeability is maintained despite a high swelling pressure.

Therefore, in order to obtain data, which can be used for practical purposes,

future swelling-pressure experiments should be conducted under boundary conditions that are as close as possible to the expected in-situ conditions. A new GRS procedure seems to be a suitable tool for the systematic investigation of all the boundary conditions identified to have a major influence on the swelling characteristics of bentonite in salt formations. Future measurements should include the investigation of the influence of the clay-particle orientation and the influence of elevated temperatures on the swelling pressure of compacted bentonites.

Modelling of the Swelling Pressure – GRS's Empirical Approach

A literature review of the existing predictive models for the swelling pressure of bentonites in contact with saline solutions revealed, that these

models may be subdivided into empirical models, double layer models and thermodynamic models. Neither of the existing models can describe the complex processes involved in the actual problem.

We suggest a pragmatic approach to the problem. The following model equation may be set up:

$$\ln P_s = A \frac{m_{Na}}{m_K} + B \frac{m_{Na}}{m_{EA}} + C \frac{m_K}{m_{EA}} + D \rho_{red} + E w$$

where m_i denotes molality of species i in solution ($EA = \text{earth alkaline } m_{EA} = m_{Mg} + m_{Ca}$), $\rho_{red} = \text{dry density}$, $w = \text{total water content}$, and $A..E$ are vectors of adjustable parameters.

With this equation we adopt the regression formula used by engineers and extend it with parameters, which we feel have an influence on swelling pressure. The task is to build up a matrix of experiments with differing values for m_{Na} , m_K , m_{Mg+Ca} , ρ_{red} and water content. In the experiments a state of equilibrium must be established. Once the experimental data are available and reliable i.e. reproducible, the expressions for $A..E$ must be found, which match best the observed correlation between swelling pressure and variables. For this approach a large number of swelling pressure experiments is needed. However, with the new and much faster technique developed recently in GRS, we are optimistic. The developed model will be related to realistic conditions in the near field of repositories on entirely empirical grounds. For the same reason extreme caution must be applied, that the bentonite investigated exhibits the same microstructure as is to be expected under in-situ conditions.

H.-J. Herbert, H. C. Moog

7 Internationale und bilaterale Zusammenarbeit

International and bilateral Co-operation

Die internationale Entwicklung in der Kernenergie bestätigt den von der GRS seit Jahren eingeschlagenen Weg der Sicherheitspartnerschaften. Reaktorsicherheit überschreitet als globale Herausforderung Ländergrenzen. Daher wurde die enge Kooperation mit ausländischen Sicherheitsorganisationen – insbesondere in Mittel- und Osteuropa und in Ländern, in denen deutsche Kerntechnik eingesetzt wird – und die Mitarbeit in internationalen Gremien im Auftrag des BMU und des BMWi fortgesetzt. Weitere Arbeiten im internationalen Rahmen wurden im Auftrag der EU, der EBRD und ausländischer Sicherheitsbehörden durchgeführt.

Ziele

Ziele der internationalen Zusammenarbeit sind die Feststellung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik, die Erhöhung der Sicherheit kerntechnischer Anlagen sowie die Stärkung und Unterstützung ausländischer Sicherheitsbehörden. Diese Ziele werden erreicht durch:

- Erfahrungsaustausch und Wissenstransfer,
- gemeinsame Sicherheitsanalysen und -bewertungen,
- Formulierung und Umsetzung gemeinsam getragener Sicherheitsanforderungen und
- international abgestimmte Sicherheitsforschung.

Partner

Mit ihrem französischen Partner, dem Institut de Protection et de Sûreté Nu-

cléaire (IPSN), arbeitet die GRS seit vielen Jahren bei sicherheitstechnisch wichtigen Fragestellungen eng und partnerschaftlich zusammen.

Partner in wesentlichen bilateralen Kooperationen mit unterschiedlichen Schwerpunkten im Themenfeld Reaktorsicherheit sind folgende behördliche und wissenschaftlich-technische Einrichtungen: Die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden Russlands, der Ukraine, der Slowakei, Litauens, Tschechiens, Ungarns, Rumäniens und Bulgariens sowie deren Sachverständigenorganisationen, das Kurtschatow-Institut in Moskau, die niederländische Behörde (KFD), die US-Nuclear Regulatory Commission (USNRC) und das Electric Power Research Institute (EPRI) in den USA, die japanische Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC) und das Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), die schweizerische Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen (HSK), der Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) in Spanien, das Commissario Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brasilien, die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde KINS in Korea sowie die chinesische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde NNSA.

Internationale Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Sicherheit von Reaktoranlagen westlicher Bauart

Die GRS unterstützte das Commissario Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brasilien bei übergeordneten sicherheitstechnischen Fragen im Zusammenhang mit dem von Siemens gebauten Druckwasserreaktor Angra-2. Dabei wurden internationale Richtlinien sowie

deutsche Grundsätze und Methoden der Sicherheitsbewertung berücksichtigt. Hierdurch soll sichergestellt werden, dass neuere sicherheitstechnische Erkenntnisse aus Deutschland für Angra-2 berücksichtigt werden.

Für die koreanische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde KINS wurden Teilaspekte von Sicherheitsanforderungen bearbeitet.

Im Auftrag der niederländischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (KFD) und der spanischen Behörde (CSN) wurde die Übertragbarkeit deutscher Betriebserfahrung auf die Anlage Borssele bzw. Trillo untersucht.

Weiterhin wurde die Europäische Kommission bei der Wahrnehmung ihrer Aufgaben als Mitglied der Korean Peninsula Energy Development Organisation (KEDO) unterstützt.

Internationale Zusammenarbeit zur nuklearen Sicherheit in Mittel- und Osteuropa

Die Ausbildung einer Sicherheitsstruktur mit einem ausgewogenen Verhältnis zwischen Wissenschaft, Industrie und Sicherheitsbehörde ist eine wesentliche Voraussetzung für eine hohe Sicherheitskultur. Dabei stellt eine fachlich kompetente und unabhängige Sicherheitsbehörde das zentrale Element dieser Sicherheitsstruktur dar. Von deutscher Seite wurden hierzu erhebliche Anstrengungen unternommen. Im Einzelnen wurden folgende Ergebnisse erzielt:

- Aufbau bzw. Weiterentwicklung der organisatorisch-administrativen Infrastruktur vor Ort, Verbesserung der Ar-

beitsbedingungen und der technischen Infrastruktur,

- Vermittlung westlicher Praxis und Sicherheitskultur durch Seminare und Schulungsmaßnahmen für Behördenmitarbeiter und Sachverständige aus allen mittel- und osteuropäischen Staaten,
- Vermittlung westlicher Methoden für Sicherheitsuntersuchungen, Bereitstellung von Rechenprogrammen und gemeinsame wissenschaftlich-technische Untersuchungen zu Sicherheitsfragen,
- Unterstützung der Behörden bei der Wahrnehmung ihrer fachlichen Aufgaben zu Genehmigung und Aufsicht kerntechnischer Anlagen,
- Fachliche Unterstützung der Behörden bei der Ausarbeitung sicherheitstechnischer Regeln und Richtlinien.

Die deutsche Unterstützung, vor allem die Zusammenarbeit mit den Behörden in Russland und in der Ukraine, hat erheblich dazu beigetragen, dass die Stellung der Behörden und ihrer Sachverständigenorganisationen gegenüber der Industrie, d. h. dem Projektanten, dem Hersteller und dem Betreiber, gestärkt worden ist. Eine wichtige Voraussetzung für diese intensiven Beziehungen wurde mit den gemeinsamen Büros von GRS/IPSN/RISKAUDIT in Moskau und Kiew geschaffen. Hiermit ergab sich die Möglichkeit, die Zusammenarbeit, gemeinsame Sicherheitsuntersuchungen und die fachliche Beratung in aktuellen Sicherheitsfragen unmittelbar vor Ort wirksam zu gestalten. Die Entwicklungen zeigen jedoch auch, dass die Unabhängigkeit der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden in den mittel- und osteuropäischen Ländern noch nicht soweit gefestigt ist, dass sie, insbesondere im Zuge politischer Umstrukturierungen und Machtwechsel, ohne westliche Hilfe und Zusammenarbeit bestehen könnte.

Im Berichtszeitraum wurden auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit in Mittel- und Osteuropa im Einzelnen folgende Arbeiten durchgeführt:

Wissenschaftlich-technische Kooperation

Schwerpunkt der wissenschaftlich-technischen Kooperation mit den mittel- und osteuropäischen Ländern ist die Anpassung, Weiterentwicklung und Validierung westlicher Analysemethoden und Rechenprogramme für Reaktoren sowjetischer Bauart. Die von der Bundesregierung seit Ende der achtziger Jahre geförderte Zusammenarbeit hat bewirkt, dass in diesen Ländern heute in breitem Maße fortgeschrittene Methoden für Sicherheitsuntersuchungen zu WWER- und RBMK-Reaktoren genutzt und weiterentwickelt werden. Dortige Expertenorganisationen werden zunehmend in internationale Forschungsprojekte einbezogen.

Beispiele dieser wissenschaftlich-technischen Kooperation im Berichtszeitraum sind gemeinsame Arbeiten mit tschechischen und bulgarischen Experten zur Validierung anlagenspezifischer ATHLET-Datensätze, die Entwicklung von ATHLET-CD-Datensätzen und anlagenspezifischer Leittechnik-Modelle zur Anwendung des Störfallsimulators ATLAS für tschechische Anlagen sowie gemeinsame Untersuchungen mit der Slowakei zur Wirksamkeit verschiedener Notkühlkonfigurationen.

Im Rahmen der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit Russland stellt die Nutzung des GRS-Rechenprogramms ATHLET als Referenzcode für die Entwicklung des russischen bestestimate Rechenprogramms KORSAR einen wichtigen Schwerpunkt dar. Weitere Schwerpunkte sind die Weiterentwicklung des Analysesimulators für den WWER-1000 und die Entwicklung eines W-230-Analysesimulators.

Die Entwicklung zeigt, dass, obwohl von den mittel- und osteuropäischen Ländern erhebliche eigene Anstrengungen unternommen werden, weiterhin für gemeinsame Forschungs- und Entwicklungsarbeiten eine nachhaltige Unterstützung erforderlich ist.

Sicherheitsuntersuchungen und Behördenunterstützung

Weiterhin wurde das BMU bei der Bewertung der Reaktorsicherheit in Osteuropa unterstützt. So wurden in der GRS erarbeitete bzw. vorliegende Ergebnisse zur Sicherheitsbewertung osteuropäischer Anlagen für die russischen Reaktorbaulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK in systematischer Form in Handbüchern zusammengefasst.

Im Langfristprogramm zur Sicherheitsbewertung der russischen Reaktorbaulinie WWER-1000 erfolgen vertiefende sicherheitstechnische Einzeluntersuchungen zu ausgewählten Schwachstellen dieser Anlagen.

Die litauische Aufsichts- und Genehmigungsbehörde VATESI wurde – in internationaler Zusammenarbeit – bei der Begutachtung der Auslegung des diversitären Abschaltsystems für das Kernkraftwerk Ignalina-2 beraten.

In vom BMU und vom BStMLU geförderten Projekten wurden ausgewählte sicherheitstechnische Fragen zur Anlage Temelin (WWER-1000/W-320) bewertet. Darüber hinaus unterstützte die GRS das BMU bei fachlichen Aspekten der gesetzlich geforderten UVP sowie der UVP II (zusätzliche UVP).

Die slowakische Aufsichts- und Genehmigungsbehörde (UJD) wurde bei der Bewertung des Sicherheitsberichtes für das KKW Bohunice V1 (WWER-440/W-230) nach der Sicherheitertüchtigung unterstützt. Die im Berichtszeitraum hierzu durchgeführten Arbeiten umfassten die Einschätzung von Störfallanalysen und die Durchführung von Sicherheitsanalysen mit dem GRS-Code RALOC zum thermohydraulischen Verhalten des Confinements.

Gemeinsam mit ukrainischen und amerikanischen Experten beteiligt sich die GRS an dem Peer Review der PSA KKW Südukraine. Zur Gewährleistung einer unabhängigen Bewertung prüft die GRS alle Aspekte der PSA am Beispiel eines Ereignisablaufpfades (kleines Leck). Die Prüfmethode und die erzielten Er-

gebnisse werden der ukrainischen Behörde zur Vorbereitung der Erstellung genehmigungsrechtlicher Gutachten zu Sicherheitsberichten zur Verfügung gestellt.

Weitere Unterstützung der ukrainischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde erfolgte bei der sicherheitstechnischen Bewertung von Schwachstellen im Brandschutz in Anlagen vom Typ WWER-1000/W-320, im Hinblick auf die Durchführung periodischer wie auch anlassbezogener Sicherheitsüberprüfungen und bei der Entwicklung und Durchführung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse für Brandereignisse.

In Zusammenarbeit mit IPSN und anderen westlichen TSOs (Technical Support Organisations) wurden Arbeiten zur Unterstützung mittel- und osteuropäischer Genehmigungsbehörden bei der Bewertung von sicherheitstechnischen Verbesserungen und Modernisierungsprogrammen für einzelne Anlagen im Rahmen von Phare- und Tacis-Projekten der EU durchgeführt. Von besonderer Bedeutung waren im Berichtszeitraum Arbeiten zur Anlage Kalinin-3 (WWER-1000/W-320). Hier wurde im Rahmen eines Tacis-Projekts ein weiterentwickeltes Modernisierungsprogramm durch ein westliches Konsortium (GRS, IPSN und AVN) sicherheitstechnisch bewertet.

Unter Federführung von RISKAUDIT arbeiten GRS-IPSN-ANPA-AVN (Deutschland, Frankreich, Italien, Belgien) seit Januar 1999 in einem Tacis-Projekt zur Unterstützung der ukrainischen Behörde bei der Genehmigung der Tacis/NSA-finanzierten Entsorgungsanlagen für Tschernobyl. Die GRS ist hier für die technische Projektleitung für die LRTP-Anlage (Liquid Radwaste Treatment Plant) zuständig. Die GRS hat parallel zum ukrainischen Wissenschaftlich-Technischen Zentrum den vorläufigen Sicherheitsbericht (Preliminary Safety Analysis Report – SAR) des Antragstellers, KKW Tschernobyl, zur Erlangung der Baugenehmigung für die LRTP-Anlage bewertet.

Darüber hinaus unterstützte die GRS zusammen mit IPSN und Scientech

(USA) unter der Federführung von RISK-AUDIT die ukrainische Genehmigungsbehörde als "Licensing Consultant" im Genehmigungsprozess zum "Shelter Implementation Plan" zur Sanierung des Sarkophags in Tschernobyl.

In einem weiteren von RISKAUDIT geleiteten Konsortium arbeiten IPSN-GRS-Jacobsen Engineering-CIEMAT (Frankreich, Deutschland, Großbritannien, Spanien) seit November 2000 in einem Phare-Projekt zur fachlichen Unterstützung der litauischen Aufsichtsbehörde und seiner TSOs auf dem Gebiet des Notfallschutzes, der Durchführung und Bewertung von Sicherheitsanalysen und der Personalausbildung.

Im Rahmen der deutsch-französischen Initiative zu Tschernobyl werden verfügbare Daten zu den Themengebieten

- Sicherheitszustand des Sarkophags,
- Untersuchung der radioökologischen Folgen des Unfalls und
- Untersuchung seiner gesundheitlichen Auswirkungen

gesammelt, systematisiert und validiert, um eine sichere und objektive Informationsbasis zu erstellen, die für die Planung von zukünftigen Maßnahmen, zur Information der Öffentlichkeit und für wissenschaftliche Arbeiten notwendig ist. Im Projekt "Sarkophag" wurde die Datenbereitstellung und Integration in die Datenbank für die Aufgabenfelder Baukonstruktionen, brennstoffhaltige Materialien und Situation am Standort planmäßig abgeschlossen.

Aktivitäten in internationalen Organisationen

Die für die Reaktorsicherheit wesentlichen internationalen Organisationen, bei denen die GRS meist im Auftrag bzw. als Berater der Bundesregierung tätig ist, sind:

- die Europäische Union (EU) mit ihren verschiedenen Arbeitsgruppen,
- die Organization for Economic Cooperation and Development / Nuclear

Energy Agency / Committee on the Safety of Nuclear Installations (OECD/NEA/CSNI), The Committee on the Nuclear Regulatory Activities (CNRA), Radioactive Waste Management Committee (RWMC), Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH),

- die Internationale Atomenergie Organisation (IAEO); Sachverständige der GRS beteiligten sich zur Lösung fachlicher Aufgaben an Technical Committee Meetings, Advisory Group Meetings bzw. Consultancy Service Meetings.

Fachliche Schwerpunkte dieser internationalen Kooperation sind u.a.:

- Weiterentwicklung der nuklearen Sicherheit,
- Methoden zur Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken,
- Betriebliche Sicherheit,
- Harmonisierung von Sicherheitsanforderungen.

Bei der Erstellung des nationalen Berichts für die 2. Überprüfungskonferenz zur nuklearen Sicherheitskonvention, die im April 2002 stattfindet, hat die GRS in erheblichem Umfang mitgewirkt.

Von der GRS wurden auch Arbeiten zur fachlichen Unterstützung des BMU im Rahmen seiner WENRA-Aktivitäten zur Beurteilung der kerntechnischen Sicherheit in den EU-Beitrittsländern durchgeführt. Hierzu wurden von der GRS die Sicherheitsanforderungen für WWER-1000-Anlagen zusammengestellt. Weiterhin wurden umfangreiche Zuarbeiten für die WENRA-Gruppe „Harmonisierung von Sicherheitsanforderungen“ erarbeitet. Zu diesem Aufgabengebiet gehörte auch die Vorbereitung sowie die Teilnahme an diesen Sitzungen.

Die GRS hat das BMU bei der fachlichen Vorbereitung und der Teilnahme an den Sitzungen der EU „Working Par-

ty on Nuclear Safety“, die bis Mai 2001 einen Sachstandsbericht zum Sicherheitsstand der Kernkraftwerke und kern-technischer Einrichtungen sowie daraus ableitend Anforderungen bzw. Empfehlungen für jedes Beitrittsland erarbeiten sollte, unterstützt.

Ein Schwerpunkt bei den Aktivitäten zur Verbesserung der kerntechnischen Sicherheit in Osteuropa war die Wahrnehmung der Aufgaben in der G7-NSWG (G7-Arbeitsgruppe Nukleare Sicherheit) durch das BMU und die diesbezügliche fachliche Unterstützung durch die GRS. Im Berichtszeitraum betraf dies neben der Vor- und Nachbereitung sowie fachlichen Begleitung der NSWG-Sitzungen die inhaltliche Vorbereitung der Thematik nukleare Sicherheit für die G7-Gipfel in Okinawa und Genua sowie die inhaltliche Unterstützung bei der Entwicklung der zukünftigen Strategie der Arbeitsgruppe.

Weitere Schwerpunkte waren die fachliche Unterstützung des BMU bei der Wahrnehmung seiner Aufgaben in der Tacis/Phare-Nuclear Safety Expert Group, in den Gebersammlungen des Nuclear Safety Account (NSA), Chernobyl Shelter Fund (CSF) und International Ignalina Decommissioning Support Fund (IIDSF) bei der EBWE sowie die Arbeiten zur Vorbereitung und die unmittelbare Durchführung der Pledging-Konferenz in Berlin zur Sicherstellung der Finanzierung des Shelter Implementation Plans in Tschernobyl.

Auf dem Gebiet der Endlagerung radioaktiver Abfälle bestehen Kooperationen mit der schweizerischen Nationalen Genossenschaft für Lagerung radioaktiver Abfälle (NAGRA), der spanischen Empresa Nacional de Residuos Radioactivos SA (ENRESA) und der französischen Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA).

Ziel der GRS ist es, die umfassenden internationalen Sicherheitspartnerschaften weiterhin zu festigen und auszubauen.

International and bilateral co-operation

International developments in the field of nuclear energy have shown that the decision of GRS taken years ago to form safety partnerships was a step in the right direction. Nuclear safety is a global challenge that does not stop at national borders. Therefore, the close co-operation with foreign safety organisations – especially in Central and Eastern Europe and in countries using German nuclear technology – and collaboration in international committees on behalf of the BMU and the BMWi has been continued. Further works at an international level were performed on behalf of the EU, the EBRD and foreign safety authorities.

Objectives

Objectives of international co-operation are the determination of the international state of the art in science and technology, the improvement of the safety of nuclear installations, and the strengthening and support of foreign safety authorities. These objectives are achieved by:

- exchange of experiences and transfer of know-how,
- joint safety analyses and assessments,
- formulation and implementation of common safety requirements, and
- internationally co-ordinated safety research.

Partners

For many years, GRS and its French partner, the Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), work closely together on important safety-related issues.

Partners regarding important bilateral co-operation activities, focusing on different topics in the field of nuclear safety, are the following scientific-technical organisations and authorities: the licensing and supervisory authorities of Russia, of the Ukraine, Slovakia,

Lithuania, the Czech Republic, Hungary, Romania and Bulgaria, as well as their expert organisations, the Kurchatov Institute in Moscow, the Dutch authority (KFD), the US-Nuclear Regulatory Commission (USNRC) and the Electric Power Research Institute (EPRI) in the USA, the Japanese Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC) and the Japanese Atomic Energy Research Institute (JAERI), the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (HSK), the Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) in Spain, the Commissario Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brazil, the licensing and supervisory authority KINS in Korea as well as the Chinese licensing and supervisory authority NNSA.

International co-operation on the safety of nuclear installations of Western design

GRS advised the Commissario Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brazil on general safety-related issues in connection with the Angra-2 pressurised water reactor built by Siemens, taking into account international guidelines as well as German principles and methods of safety assessments. This is to ensure that recent safety-related findings from Germany are used for Angra-2.

For the Korean licensing and supervisory authority KINS, selected aspects of safety requirements were analysed.

On behalf of the Dutch licensing and supervisory authority (KFD) and the Spanish authority (CSN), studies were carried out on the applicability of German operating experiences to the Borselle and Trillo plants.

Further, the European Commission was supported in the fulfilment of its task as member of the Korean Peninsula Energy Development Organisation (KEDO).

International co-operation on nuclear safety in Central and Eastern Europe

The development of a safety structure in a balanced relationship between science,

industry and safety authority is an essential prerequisite for a high-level safety culture. In this respect, a technically competent and independent safety authority constitutes the central element of this safety structure. From the German side, enormous efforts were made on this topic. In particular, the following results were achieved:

- Establishment and further development of the organisational-administrative infrastructure on site, improvement of working conditions and the technical infrastructure,
- transfer of Western practice and safety culture by seminars and training for regulatory staff from all Central and Eastern European states,
- transfer of Western methods for safety analyses, supply of computer codes and joint scientific-technical studies on safety issues,
- support of the authorities in the fulfilment of their technical tasks related to licensing and supervision of nuclear facilities,
- technical assistance to the authorities in the development of safety-related rules and guidelines

The German support, and in particular the co-operation with the authorities in Russia and the Ukraine, considerably contributed to the strengthening of the position of the authorities and their expert organisation towards the industry, i.e. the designer, the manufacturer and the plant operator. An essential prerequisite for these intensive relations was established by the joint offices of GRS/IPSN/RISKAUDIT in Moscow and Kiev. This provided a basis for an efficient co-operation, joint safety analyses and technical advice on current safety issues directly on site. However, the developments also show that the independence of the licensing and supervisory authorities in Central and Eastern European countries is not that consolidated yet that it could be maintained without Western aid and co-operation, particularly in view of political restructuring and government changes.

In the period under consideration, the following works in the field of nuclear safety were performed in Central and Eastern Europe:

Scientific-technical co-operation

Focal point of the scientific-technical co-operation with the Central and Eastern European countries is the adjustment, further development and validation of Western analysis methods and computer codes for reactors of Soviet design. The co-operation promoted by the Federal Government since the end of the eighties has led to an increased application and further development of advanced methods for safety analyses on VVER- and RBMK-reactors in these countries. The local expert organisations are increasingly involved in international research projects.

Examples for these scientific-technical co-operation activities in the period under consideration are joint studies with Czech and Bulgarian experts on the validation of plant specific ATHLET datasets, the development of ATHLET-CD datasets and plant specific I&C models on the application of the accident simulator ATLAS for Czech plants as well as joint studies with Slovakia on the efficiency of different configurations of emergency cooling systems.

Within the framework of the scientific-technical co-operation with Russia, the use of the GRS computer code ATHLET as reference code for the development of the Russian best-estimate computer code KORSAR represents major focal point. Further, emphasis is laid on further development of the analysis simulator for the VVER-1000 and the development of a V-230 analysis simulator.

The development shows that although considerable own efforts were made by the Central and Eastern European countries, a sustained support continues to be necessary for further joint R&D activities.

Safety analyses and assistance to authorities

The BMU was further assisted in the assessment of nuclear safety in Eastern

Europe. In this regard, GRS summarised the results achieved or already available on safety analyses of Eastern European plants for the Russian reactor types VVER-1000, VVER-440 and RBMK systematically in form of manuals

Within the framework of long-term programmes on safety analyses for the Russian reactor type VVER-1000, individual safety assessments are performed with regard to selected deficiencies of these plants.

The Lithuanian licensing and supervisory authority VATESI was supported – in international co-operation – in the review of the design of the diverse shut-down system for the Ignalina-2 nuclear power plant.

In projects sponsored by the BMU and the BStMLU, selected safety-related issues on the Temelin plant (VVER-1000/V-320) were assessed. Furthermore, GRS supported the BMU with regard to technical aspects of the statutory environmental impact assessment (UVP) as well as of the UVP II (additional UVP).

The Slovak nuclear regulatory authority (UJD) was assisted in the review of the safety report for Bohunice V1 NPP (VVER-440/V-230) after performance of safety-related upgrading measures. The works performed on this issue during the period under consideration covered the assessment of accident analyses and the performance of safety analyses with the GRS code RALOC on the thermo-hydraulic behaviour of the confinement.

Together with Ukrainian and American experts, GRS is involved in the Peer Review of the PSA for the South-Ukrainian NPP. GRS is reviewing all aspects of the PSA by means of an event sequence analysis (small leak). The corresponding methods and results achieved are submitted to the Ukrainian authority for the preparation of reviews of safety reports required for the licensing procedure.

Further assistance was given to the Ukrainian regulatory authority in assessing safety-related deficiencies

regarding fire protection for plants of the type VVER-1000/V-320, with regard to the performance of periodic and event-related safety reviews and in the development and performance of a probabilistic safety analysis for fire events.

In co-operation with IPSN and other Western TSOs (Technical Support Organisations), works were performed to support Central and Eastern European licensing authorities in assessing safety-related improvements und modernisation programmes for specific plants within the framework of Phare and Tacis projects of the EU. In the period under consideration, the work on the Kalinin-3 plant (VVER-1000/V-320) was of special importance. Here, a safety assessment was performed by a Western consortium (GRS, IPSN and AVN) for an upgraded modernisation programme within the framework of a Tacis project.

Since January 1999, GRS-IPSN-ANPA-AVN (Germany, France, Italy, Belgium) work in a Tacis project, under the leadership of RISKAUDIT, to assist the Ukrainian authority in the licensing of decommissioning facilities for Chernobyl financed by Tacis/NSA. In this regard, GRS is in charge of the technical project management for the LRTP plant (Liquid Radwaste Treatment Plant). In parallel to the Ukrainian scientific-technical centre, GRS evaluated the preliminary Safety Analysis Report (SAR) of the applicant, the Chernobyl NPP, to obtain the construction licence for the LRTP.

Further, GRS supports the Ukrainian licensing authority together with IPSN and Scientech (USA) under the leadership of RISKAUDIT as Licensing Consultant in the licensing procedure for the "Shelter Implementation Plan" for remedial work on the sarcophagus in Chernobyl.

Since November 2000, there is another consortium under the leadership of RISKAUDIT, under which IPSN-GRS-Jacobsen Engineering-CIEMAT (France, Germany, Great Britain, Spain) work in a

Phare project on the technical assistance of the Lithuanian supervisory authority and its TSOs in the field of accident management, the performance and evaluation of safety analyses and personnel training.

Within the framework of the French-German initiative for Chernobyl, available data on the topics

- safety state of the sarcophagus,
- studies on the radioecological consequences of the accident, and
- studies on the health effects of the accident

were compiled, systemised and validated to establish a reliable and objective information base which is required for the planning of future methods, for the information of the public and for scientific work. In the sarcophagus project, the provision of data and integration in the database for the tasks structural designs, fuel-containing-material and local situation were finalised as scheduled.

Activities in international organisations

GRS also takes part in the work of the following major international nuclear safety organisation, in most cases on behalf of the Federal Government or in its function as advisor to the government:

- the European Union (EU) and its various working groups,
- the Organization for Economic Cooperation and Development / Nuclear Energy Agency / Committee on the Safety of Nuclear Installations (OECD/NEA/CSNI), 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 Organisation (IAEA); GRS

experts participate in technical committee meetings, advisory group meetings and consultancy service meetings for the solution of technical tasks.

Focal points of this international co-operation are, among others:

- further development of nuclear safety,
- safety assessment methods for nuclear power plants,
- operational safety, and
- harmonisation of safety requirements.

GRS played an essential part in the preparation of the national report for Second Review Meeting on the Convention of Nuclear Safety, which takes place in April 2002.

Further, GRS performed works on the assistance to the BMU within the framework of its WENRA activities for the assessment of nuclear safety in the EU applicant countries. In this regard, GRS compiled the safety requirements for VVER-1000 plants. Further, extensive preliminary work was performed for the WENRA group for the harmonisation of safety requirements. This task also includes the preparation of and participation in the meetings.

GRS supported the BMU in the technical preparation of and participation in the meetings of the Working Party on Nuclear Safety of the EU, which had to prepare a report on the current state of the safety of the nuclear power plants and nuclear installations until May 2001 and to develop requirements and recommendations based on this report for each applicant country.

Regarding the activities on the improvement of nuclear safety in Eastern Europe, a major issue was the fulfilment of the tasks in the G7 Nuclear Safety Working Group (NSWG) by the BMU and the corresponding technical support by GRS were of big importance. In the period under consideration, this work included, besides preparation and subsequent

evaluation of as well as consultancy during the NSWG meetings, the preparation of the topics of nuclear safety for the G7 Summits in Okinawa and Genoa, as well as the support in the development of the future strategy of the working group.

Further focal points were the technical assistance to the BMU in fulfilling its tasks in the Tacis/Phare-Nuclear Safety Expert Group, in the Donors Assembly Meetings of the Nuclear Safety Account (NSA), the

Chernobyl Shelter Fund (CSF) and the International Ignalina Decommissioning Support Fund (IIDSF) of the EBRD, as well as works on the preparation and direct performance of the pledging conference in Berlin on securing of further funding of the Shelter Implementation Plan for Chernobyl.

In the field of final storage of radioactive waste, co-operation agreements exist with the Swiss Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle

(NAGRA), the Spanish Empresa Nacional de Residuos Radioactivos SA (ENRESA) and the French Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA).

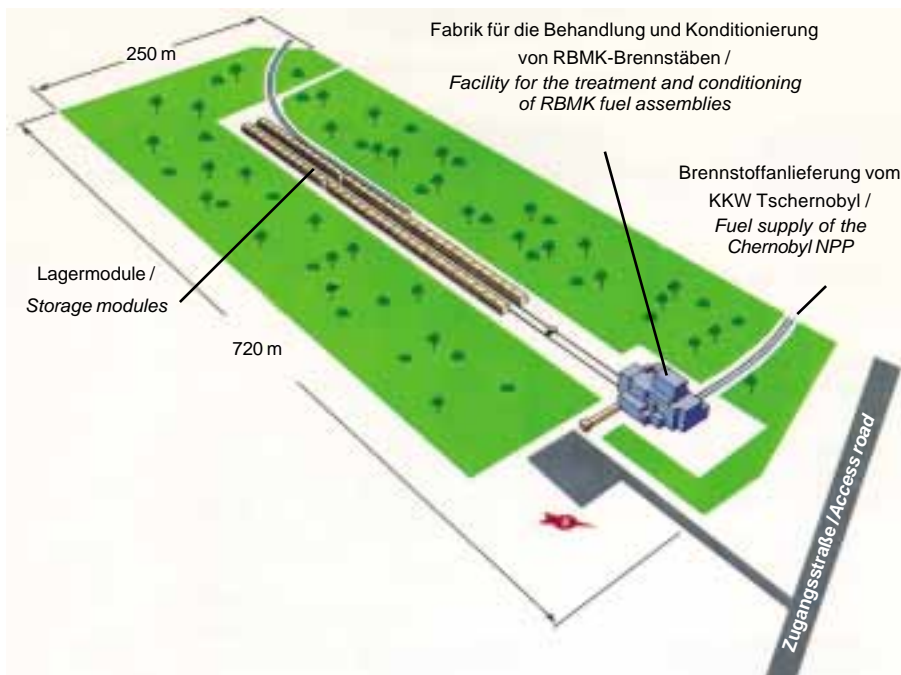
The aim of GRS is to further consolidate and intensify the extensive international safety partnerships.

U. Erven, E. Kersting, A. Petry

Stilllegung und Entsorgung der Blöcke 1 bis 3 in Tschernobyl

In den vergangenen Jahren wurde in der Ukraine – teilweise mit westlicher Unterstützung im Rahmen eines Tacis-Projekts – ein Regelwerk erstellt, das die Basis für die Stilllegung und Entsorgung von Kernkraftwerken in der Ukraine darstellt. Grundlegende Dokumente sind:

- ON RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT, Gesetz von 1995,
- REQUIREMENTS FOR MANAGEMENT OF THE RADIOACTIVE WASTE BEFORE THEIR FINAL DISPOSAL,
- GENERAL PROVISIONS ON SAFETY ASSURANCE DURING DECOMMISSIONING OF NUCLEAR POWER PLANTS AND RESEARCH REACTORS, NP 306. 2. 02/1. 004-98,
- REQUIREMENTS TO THE QUALITY ASSURANCE PROGRAM AT ALL SERVICE LIFE STAGES OF NUCLEAR FACILITIES, NP 306.5.02/3.017-99.



▲ Zwischenlager für Brennstoff (ISF-2): Lagerkapazität: 25.000 RBMK-Brennstäbe (ca. 3.000 t Nuklearbrennstoff) und 3.000 Absorberstäbe

Interim storage facility for fuel (ISF-2): Storage capacity: 25,000 RBMK fuel assemblies (about 3,000 t nuclear fuel) and 3,000 absorber rods

Vorgehensweise

Das in der Ukraine vorgesehene Stilllegungsverfahren entspricht im Wesentlichen westlichen Vorgehensweisen, wobei man sich auch an die französische Praxis anlehnt. Folgende Schritte sind vorgesehen:

- **Beendigung des Betriebs**, Abschalten der Anlage, Entfernen der Brennelemente und Transport zum Zwischenlager
- **Endgültige Stilllegung**, Entfernen von Systemen außerhalb des nuklearen Bereichs, Errichtung von Barrieren

gegen eine mögliche Freisetzung radioaktiver Stoffe

- **Vorbereitung zum Einschluss**, Umwandlung der Anlage in einen Zustand, der einen längerfristigen Einschluss gewährleistet; zuverlässige Abdichtung nicht entfernter Komponenten
- **Sicherer Einschluss für die Dauer der Abklingzeit**, deutliche Verringerung des radioaktiven Inventars aufgrund des radioaktiven Zerfalls über einen vorgesehenen Zeitraum von 30 Jahren
- **Abbau der Anlage**, Entfernung aller radioaktiven Quellen, Sammlung, Konditionierung und Abtransport des radioaktiven Abfalls

Der erste Schritt dieser Prozedur (Beendigung des Betriebs) ist Bestandteil der Betriebsgenehmigung. Alle weiteren Schritte erfordern eine separate behördliche Genehmigung des entsprechenden Stilllegungsplans des Antragstellers.

Dieses Verfahren soll für die Blöcke 1 – 3 am Standort Tschernobyl erstmals angewandt werden. Die dafür erforderlichen Stilllegungspläne werden zurzeit vorbereitet.

Seit Beginn des Jahres 1999 unterstützt die GRS im Rahmen des EU-Tacis-Projekts UK/TS/20 unter der Leitung von RISKAUDIT in einem Konsortium zusammen mit IPSN (Frankreich), AVN (Belgien) und ANPA (Italien) die ukrainische Genehmigungsbehörde (SNRC) bei der Bewertung von technischen Unterlagen, die im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für die neu zu errichtenden Anlagen zur Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente und zur Abfallbehandlung bzw. -zwischenlagerung vom Antragsteller eingereicht werden.

Eine weitere Aufgabe war u. a. auch die Bewertung der bisher eingereichten Unterlagen zum Stilllegungskonzept für die Blöcke 1 und 2.

Geplante Anlagen zur Entsorgung

Die Stilllegung der Reaktorblöcke 1 – 3 am Standort Tschernobyl befindet sich zurzeit in der Phase 1 (termination of operation). Allerdings können gegenwärtig keine weiteren Brennelemente entladen werden, weil ein zusätzliches Zwischenlager fehlt. Um die Ukraine bei der Stilllegung der Tschernobylblöcke zu unterstützen, wird durch die Europäische Kommission (EC) bzw. durch die Geberstaaten des Nuclear Safety Account (NSA) bei der EBRD der Bau von Anlagen zur Behandlung bzw. zur Lagerung von abgebrannten Brennelementen bzw. von radioaktivem Abfall finanziert.

Es handelt sich dabei um folgende Anlagen für die Entsorgung bei der Stilllegung der Blöcke 1 – 3 in Tschernobyl:

- Finanziert durch den Nuclear Safety Account
 - A: Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente (ISF-2),
 - B: Anlage zur Bearbeitung flüssiger radioaktiver Abfälle (LRTP).
- Finanziert durch die Europäische Kommission
 - Der „industrielle Komplex zur Behandlung fester radioaktiver Abfälle“ (ICSRM = Industrial Complex for Solid Radwaste Management) mit folgenden drei Anlagen:
 - C: Anlage zum Einsammeln fester radioaktiver Abfälle (RFSW),
 - D: Anlage zur Bearbeitung fester radioaktiver Abfälle (SWPF),
 - E: Oberflächennahes Endlager (ENSDF).

Das **Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente (ISF-2)** soll insgesamt 25 000 abgebrannte RBMK-Brennelemente (jährlich 2 500) und zusätzlich 3 000 Absorberstäbe aufnehmen. Das Lager ist für eine Lebensdauer von 100 Jahren ausgelegt. In einer sogenann-

ten heißen Zelle des Prozessgebäudes werden die Brennelemente in drei Teile zerschnitten – Hänger sowie die oberen und unteren Teil-Brennelemente durch Zerschneiden des Zentralstabes – und in Edelstahlbehälter gefüllt. Jeweils 196 Edelstahlbehälter werden danach in einen Beton-Lagerbehälter (canister NUHOMS®) gefüllt, der für die Zwischenlagerung vorgesehen ist.

Das Lager besteht aus 2 Reihen mit jeweils 128 Beton-Modulen, in denen die Behälter mit den Brennelementen horizontal gelagert sind.

Die **Anlage zur Behandlung flüssiger radioaktiver Abfälle (LRTP)** ist für die Verarbeitung der am Standort vom Betrieb der Blöcke 1 – 3 verbliebenen flüssigen radioaktiven Abfälle vorgesehen. Diese sind gegenwärtig in fünf Tanks zu je 5 000 m³ und neun Tanks zu je 1 000 m³ auf dem Anlagengelände gelagert und enthalten auch Verdampferkonzentrate, Harze, Schlämme und Filtermaterialien. Größtenteils handelt es sich um niedrig- bis mittelaktiven Abfall. Der Inhalt der Lagertanks wird durch Rohrleitungen zur weiteren Verarbeitung in die LRTP, die in der direkten Nähe der Lagertanks errichtet wird, gepumpt. Hier wird das Volumen, soweit möglich, z. B. durch Verdampfen, reduziert und der Abfall anschließend durch Zementieren in eine transport- und zwischenlagerfähige Form (200 l-Fässer) gebracht. Die endgültigen Annahmekriterien für die Aufnahme in das geplante oberflächennahe Endlager liegen bisher noch nicht fest. Der Tagesdurchsatz wird mit ca. 40 Fässern angegeben.

Die **Anlage zum Einsammeln und Vorbehandeln fester radioaktiver Abfälle** wird auf dem Anlagengelände über einem existierenden Lager für feste Abfälle errichtet und über eine Zeit von etwa 30 Jahren betrieben. Sie soll die dort gelagerten ca. 2 450 m³ Abfälle mit einem Durchsatz von etwa 3 m³/Tag entsorgen. Bei den Abfällen handelt es sich hauptsächlich um Schutzkleidung, Metalle, Baustoffe und Graphit. Die Abfälle werden aufgenommen, ggf. fragmentiert und für den Weitertransport in die Anla-

ge zur Behandlung fester radioaktiver Abfälle in Container gefüllt.

Die **Anlage zur Behandlung fester radioaktiver Abfälle** wird um ein bestehendes Gebäude am Standort errichtet, das entsprechend den neuen Anforderungen modifiziert und für eine Betriebszeit von 30 Jahren ausgelegt wird. Bei einem Rohabfall-Durchsatz von etwa 20 m³/Tag bzw. 3 500 m³/Jahr werden in dieser Anlage die Abfälle sortiert, das Volumen reduziert, mit Mörtel vergossen, in Container gefüllt und je nach Radioaktivitätsinventar zur ENSDF oder in ein Zwischenlager gebracht.

Das **oberflächennahe Endlager** wird innerhalb der 10-km-Zone auf dem VEKTOR-Komplex errichtet. Die gesamte Kapazität wird auf 55 000 m³ Abfallbehälter ausgelegt. Durch die Auslegung soll eine Isolierung gegen das Grundwasser gesichert sein. Eine Überwachungsphase ist für 300 Jahre vorgesehen mit anschließender bedingungsloser Freigabe. Das Design basiert auf der El Cabril-Anlage, die von INITEC in Spanien errichtet wurde und dort in Betrieb ist.

Organisation der Entsorgungsprojekte

Industrieseitig nimmt Westinghouse die Projektsteuerung als Project Management Unit (PMU) für die Anlagen A und B wahr, für die Anlagen C bis E das On-Site Assistance Team (OSAT), jeweils von NSA bzw. EC finanziert. Die Anlagen A und B sind zurzeit im Bau, für die restlichen drei Anlagen (ICSRM) hat ein Konsortium unter Federführung von NUKEM im April 2000 die Arbeit aufgenommen, diese Anlagen befinden sich noch im Planungsstadium.

Federführend für die Bewertung der Genehmigungsunterlagen der Anlagen sind im Einvernehmen mit der ukrainischen Genehmigungsbehörde SNRC (State Nuclear and Regulatory Commission) IPSN (Anlage A), GRS (Anlagen B und C), ANPA (Anlage D) und AVN (Anlage E) und im Unterauftrag von RISKAUDIT die entsprechenden Partner des ukrainischen Staatlichen Wissenschaftlich-

Technischen Zentrums SSTC (State Scientific and Technical Center). Die technische Gesamtprojektleitung liegt in den Händen von GRS und IPSN. RISKAUDIT als Hauptvertragspartner nimmt die administrative Projektleitung wahr.

Die Bewertung der technischen Unterlagen wird parallel durch die westlichen Institutionen GRS, IPSN, ANPA und AVN auf der Basis westlicher Standards und

durch das SSTC auf der Basis ukrainischer Standards durchgeführt. Abschließend werden möglichst gemeinsame Empfehlungen für die Genehmigungsbehörde SNRC erarbeitet. Diese Vorgehensweise hat sich bisher bei der Bewertung der vorläufigen Sicherheitsberichte (PSAR: Preliminary Safety Analysis Report) zur Erlangung der Errichtungsgenehmigung für die Anlagen A und B bewährt.

This procedure shall be applied for the first time for Units 1 to 3 at the Chernobyl site. The decommissioning plans required for it are in preparation.

Since the beginning of 1999, GRS assists the Ukrainian State Nuclear Regulatory Committee (SNRC) in a consortium together with IPSN (France), AVN (Belgium) und ANPA (Italy) in the evaluation of technical documents to be submitted by the applicant within the framework of the licensing procedure for the planned facilities for the interim storage of spent fuel elements and waste conditioning. The works are performed under a RISKAUDIT contract within the framework of the EU Tacis project UK/TS/20.

Another task was, among others, the evaluation of the documents related to the decommissioning concept for Units 1 and 2 submitted by now.

Decommissioning and Waste Management Strategy for Units 1 to 3 in Chernobyl

In the past years, a legal framework has been developed in the Ukraine – in parts with Western support within the framework of a Tacis project – which constitutes the basis for decommissioning of nuclear power plants and waste management in the Ukraine. Basic documents are:

- *ACT ON RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT, as of 1995,*
- *REQUIREMENTS FOR MANAGEMENT OF THE RADIOACTIVE WASTE BEFORE THEIR FINAL DISPOSAL,*
- *GENERAL PROVISIONS ON SAFETY ASSURANCE DURING DECOMMISSIONING OF NUCLEAR POWER PLANTS AND RESEARCH REACTORS, NP 306. 2. 02/1. 004-98,*
- *REQUIREMENTS TO THE QUALITY ASSURANCE PROGRAM AT ALL SERVICE LIFE STAGES OF NUCLEAR FACILITIES, NP 306.5.02/3.017-99.*

Procedure

The decommissioning procedure to be applied in the Ukraine largely corresponds to Western procedures, following the French practice. The following steps are provided:

- **Termination of operation:** Shut-down of the plant, removal of the fuel elements and transport to an interim storage facility
- **Final closure:** Removal of systems outside the nuclear area, erection of barriers against possible release of radioactive substances
- **Preservation:** Bringing the plant into a state which ensures enclosure in the

long run; reliable insulation of components not being dismantled

- **Safe enclosure for the duration of the decay period (prolonged storage):** Considerable reduction of the radioactive inventory due to radioactive decay over a period of 30 years
- **Dismantling of the plant:** Removal of all radioactive sources, collection, conditioning and removal of radioactive waste from the plant

The first step of this procedure is carried out within the framework of the operating licence. All further steps require separate permissions by the authority according to the decommissioning programme of the applicant.

Planned waste management facilities

The decommissioning of the Units 1 to 3 at the Chernobyl site is currently in Phase 1. At present, however, it is not possible to remove further fuel elements from the core, since there isn't any additional interim storage facility. In order to assist the Ukraine in the decommissioning of the Chernobyl units, the European Commission (EC) and the donor countries of the Nuclear Safety Account (NSA) at the EBRD provide the funds for the construction of facilities for the treatment and storage of spent fuel elements and radioactive waste.

The following facilities will be built as part of the decommissioning and waste management strategy for Units 1 to 3 in Chernobyl:

Financed by the Nuclear Safety Account:

- A: Integrated Spent Fuel Interim Storage Facility (ISF-2),
- B: Integrated Liquid Radwaste Treatment Plant (LRTP).

Financed by the European Commission:

The Industrial Complex for Solid Radwaste Management (ICSRM) which will consist of the following three facilities:

- C: Retrieval Facility for Low- and Intermediate-level Solid Waste (RFSW),
- D: Sorting and Processing Facility for Low- and Intermediate-level Solid Waste (SWPF),
- E: Engineered Near-surface Disposal Facility for Low- and Intermediate-level Waste (short-lived) (ENSDF).

The **Integrated Spent Fuel Interim Storage Facility (ISF-2)** shall have a total storage capacity for 25,000 spent RBMK fuel elements (2,500 per year) and, in addition, 3,000 absorber rods. The storage facility is designed to have a service life of 100 years. In a so-called hot cell of the process building, the fuel assemblies are cut into three parts - extension rod as well as the upper and lower parts of the fuel assemblies by cutting up the central support rod - and filled into stainless-steel cartridges. After this, 196 cartridges each are filled in concrete canisters (NUHOMS®) intended for interim storage.

The storage facility consists of two rows with 128 concrete modules each, in which the canisters with the fuel assemblies will be stored.

The **Integrated Liquid Radwaste Treatment Plant (LRTP)** is intended for the treatment of the liquid radwaste from the operation of Units 1 to 3. The waste is currently stored in five 5,000 m³ tanks and nine 1,000 m³ tanks located at the site. It also contains evaporator concentrates, resins, sludge and perlite pulps. For the most part, it concerns low- to intermediate-level waste. The content of the tanks is pumped via pipes into the LRTP for further treatment which will be erected adjacent to the tanks. Here, the volume will be reduced as far as possible by evaporation. After this, the waste will be cemented to be prepared for transport and interim storage (200 l containers). Until now, the final acceptance criteria

for disposal at the planned near-surface storage facility have not been specified yet. The capacity is stated with about 40 containers per day.

The **Retrieval Facility for Low- and Intermediate-level Solid Waste** will be located at the site above an existing storage facility for solid waste and operated for a period of about 30 years. It is intended for the disposal of about 2,450 m³ of waste with a capacity of about 3 m³ per day. It concerns, for the most part, protective clothing, metals, building material and graphite. The waste will be retrieved, fragmented if required and filled in containers for transport to the Sorting and Processing Facility for Low- and Intermediate-level Solid Waste.

The **Sorting and Processing Facility for Low- and Intermediate-level Solid Waste** will be located around an existing building at the site, which will be modified according to the new requirements and designed for an operating life of about 30 years. With a raw waste throughput of about 20 m³/day and 3,500 m³/year, the waste is sorted in this facility, the volume reduced, grouted, filled in containers and transported to the ENSDF or to an interim storage facility, depending on the radioactive inventory.

The **Near-surface Disposal Facility** will be located within the 10-km zone at the VEKTOR complex. The total capacity is designed for 55,000 m³ of waste containers. The design shall ensure insulation against groundwater. A surveillance phase is envisaged for a period of 300 years with subsequent unconditional clearance. The design has been based on the facility at El Cabril erected by INITEC in Spain, which is in operation.

Organisation of the waste management projects

At the side of the industry, Westinghouse is in charge of the project as Project Management Unit (PMU) for the Facilities A and B, for Facilities C to E, it is the On-Site Assistance Team (OSAT), which are financed by the NSA and the EC,

respectively. Facilities A and B are currently under construction. Regarding the other three facilities (ICSRM), a consortium led by NUKEM has started work in April 2000. The facilities are still at a planning stage.

In agreement with the Ukrainian licensing authority SNRC (State Nuclear and Regulatory Commission), the evaluation of the licensing documents of the facilities is performed by IPSN (Facility A), GRS (Facilities B and C), ANPA (Facility D) and AVN (Facility E) and the respective partners of the SSTC (State Scientific and Technical Center) as subcontractor of Riskaudit. GRS and IPSN are in charge of the general technical management of the overall project. As main contractor, RISKAUDIT is responsible for the administrative project management.

The evaluation of the technical documents is performed in parallel by the Western institutions GRS, IPSN, ANPA und AVN according to Western standards and by the SSTC according to Ukrainian standards. Finally, recommendations are made jointly to the largest possible extent for the licensing authority SNRC. Until now, this proceeding has proven to be effective for the review of the Preliminary Safety Analysis Report (PSAR) for obtaining the construction licence for the Facilities A and B.

D. Bachner

Kernkraftwerk Temelin: Bewertung ausgewählter Sicherheitsfragen

Das BMU/BfS und das BStMLU (Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen) haben die GRS beauftragt, die von ihr im Rahmen von vorhergehenden Vorhaben durchgeführten sicherheitstechnischen Untersuchungen zum Sicherheitsstatus des tschechischen Kernkraftwerks Temelin auf der Grundlage von anlagenspezifischen Dokumentationen fortzuschreiben.

Die Aufarbeitung der Sachverhalte und die Bewertungen der GRS betreffen zugrunde gelegte Konzepte und einige dazu vorgesehene bzw. umgesetzte Maßnahmen. Ziel war es zu prüfen, ob und inwieweit danach noch sicherheitstechnische Unzulänglichkeiten oder Defizite vorliegen. Es war nicht Aufgabe der GRS, die anforderungsgerechte Umsetzung der einzelnen Maßnahmen im tschechischen Genehmigungsverfahren bzw. in der Anlage zu überprüfen.

Die Untersuchungen wurden von der GRS in zwei Arbeitsphasen durchgeführt: In der ersten wurden sieben ausgewählte Sicherheitsfragen vertieft bewertet, in der zweiten weitere Sicherheitsfragen ingenieurtechnisch untersucht.

Auswahl der Sicherheitsfragen

Die Auswahl der zu untersuchenden Sicherheitsfragen basiert im Wesentlichen auf Erkenntnissen, die von der GRS zuvor im Rahmen von Untersuchungen zu WWER-1000/W-320 (Standard-WWER-1000) und zum Kernkraftwerk Temelin gewonnen wurden. Dabei wurden die folgenden sieben Sicherheitsfragen ermittelt, die bedeutsame Abweichungen von den sicherheitstechnischen Anforderungen aus dem deutschen Regelwerk aufweisen bzw. aufweisen können:

- Die Auswirkungen der veränderten Kernausslegung auf das Leistungsverhalten des Reaktors (Verträglichkeit mit dem Regelungskonzept der Gesamtanlage),
- die Schnittstellen der digitalen Sicherheitsleittechnik zum verfahrenstechnischen Teil der Reaktoranlage sowie Bewertung der Schnittstellen zwischen Westinghouse-Leittechnik und russischer Leittechnik,
- die Methodik des Nachweises der fortschreitenden Neutronenversprödung



▲ Einbau des Reaktordruckbehälters
Installation of the reactor pressure vessel

- in den Schweißnähten und im Basismaterial des Reaktordruckbehälters,
- die Maßnahmen zum Schutz vor Folgeschäden beim 2-F-Bruch von Frischdampfleitungen auf der 28,8-m-Bühne,
- die sichere Beherrschbarkeit von kleinen Kühlmittelverluststörfällen, einschließlich Lecks von der Primär- zur Sekundärseite,

- die Sicherung der Lastabtragbarkeit des Containments durch Vermeidung von Spannkraftverlusten in den Vorspannkabeln oder Brüchen von Vorspannkabeln sowie Leckratenprüfung und
- den Schutz der Anlage bei äußeren Einwirkungen, wie Flugzeugabstürze und Explosionen in der Nähe des Kernkraftwerks.

Ergänzend zu diesen Fragen wurden weitere, ebenfalls wichtige Sicherheitsfragen ingenieurtechnisch eingeschätzt, z. B. Dampferzeuger-Integrität, Dichtheit des Containments, Strahlenüberwachung in der Umgebung bei Störfällen, Zuverlässigkeit der digitalen Sicherheitsleittechnik, Brandschutz und sicherheitsrelevante verfahrenstechnische Systeme.

Bewertungsmaßstäbe

Als Bewertungsmaßstäbe wurden für die ausgewählten sieben Sicherheitsfragen generell die für die einzelnen Ebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts zu erfüllenden, ausführungsunabhängigen sicherheitstechnischen Anforderungen des aktuellen deutschen kerntechnischen Regelwerks bzw. aus der deutschen Sicherheitspraxis verwendet. Sofern deutsche sicherheitstechnische Anforderungen nicht erfüllt werden, wurde bewertet, ob durch die Abweichungen ein Sicherheitsdefizit entsteht, und ob dieses durch kompensierende Maßnahmen beseitigt oder gemindert wird oder noch werden soll. Ergänzend wurde auch auf die internationale Sicherheitspraxis und auf Regelwerke bzw. Richtlinien der US NRC, IAEA, IEC und ICRP zurückgegriffen. Dieses Vorgehen bei der Bewertung war gewählt worden, da der internationale Stand von Wissenschaft und Technik nicht umfassend verbindlich dokumentiert ist. Zusätzlich zu diesen grundlegenden sicherheitstechnischen Anforderungen wurden erforderlichenfalls Erkenntnisse aus wissenschaftlichen Untersuchungen und neuen Entwicklungsrichtungen sowie Empfehlungen des russischen Projektanten zur sicherheitstechnischen Nachrüstung

dieser Anlagengeneration herangezogen.

Für die Untersuchung weiterer wichtiger Sicherheitsfragen wurde unter Verwendung anlagenspezifischer Informationen von der GRS eingeschätzt, ob die im Kernkraftwerk Temelin eingeführten Maßnahmen zu den einzelnen Sicherheitsfragen entsprechend der Praxis in Deutschland oder anderen westlichen Ländern gelöst wurden.

Verwendete Unterlagen

Die vertiefte Bewertung der sieben ausgewählten Sicherheitsfragen wurde ausschließlich auf der Grundlage der von der tschechischen Behörde SUJB bereitgestellten anlagenspezifischen Unterlagen und Informationen durchgeführt.

Für die Einschätzung weiterer wichtiger Sicherheitsfragen waren anlagenspezifische Informationen in geringerem Umfang verfügbar. Bei fehlenden anlagenspezifischen Informationen wurden entweder Einschätzungen Dritter (z. B. IAEA) zu Grunde gelegt oder es wurden von der GRS Einschätzungen der Sicherheitsfragen ohne Bezug auf die anlagenspezifischen Besonderheiten des Kernkraftwerks Temelin gegeben.

Ergebnisse

Die aus Sicht der GRS sicherheitstechnisch wesentlichen Sicherheitsfragen wurden für die Anlage Temelin untersucht. Durch diese Untersuchungen konnte der Wissensstand zur Einschätzung des Sicherheitsstatus zum Kernkraftwerk Temelin weiter vertieft werden. Der Tiefgang und das Vorgehen bei den Untersuchungen der GRS war durch die Mitarbeit der tschechischen Behörde SUJB und den durch sie zugänglich gemachten Detaillierungsgrad der übermittelten Informationen bestimmt.

Die Untersuchung der ausgewählten sieben Sicherheitsfragen hat nach Auffassung der GRS ergeben, dass die ausführungsunabhängigen Sicherheitsanforderungen des deutschen Regelwerks bei den im Kernkraftwerk Temelin vor-

gesehenen Konzepten und Sicherheitsmaßnahmen zur Beseitigung der bekannten Defizite von Standard-WWER-1000 weit gehend eingehalten werden. Bei den identifizierten Abweichungen wird in den meisten Fällen gemäß Forderung der Behörde SUJB und Antragsunterlagen des Antragstellers das Regelwerk anderer westlicher Staaten, hier speziell das US amerikanische Regelwerk der US NRC eingehalten.

Jedoch verbleibt ein offener, sicherheitsrelevanter Punkt. Dies betrifft die sicherheitstechnische Bedeutung erweiterter Bruchannahmen für die Frischdampf- und Speisewasserleitungen auf der 28,8-m-Bühne und eines dadurch bedingten noch breiteren Spektrums von Folgeschäden. Von der Behörde SUJB und vom Betrei-

ber werden auf Grund der kritischen Hinweise der GRS gegenwärtig Untersuchungen zur Situation auf der 28,8-m-Bühne durchgeführt.

Zu weiteren Fragen aus der vertieften Bewertung der GRS (z. B. Qualifizierung der Frischdampf-Abblaseregelventile und -Sicherheitsventile für Wasserbeaufschlagung) wurde von der Behörde SUJB dargestellt, dass diese aus ihrer Sicht gelöst seien. Eine abschließende Klärung dieser Fragen kann von der GRS aber nicht bestätigt werden, da dies weiterführende vertiefte Überprüfungen erfordern würde.

Eine Fortsetzung der Arbeiten zu weiteren sicherheitstechnischen Fragen wird sowohl von der GRS als auch von tschechischer Seite als zweckmäßig angesehen.

Temelin Nuclear Power Plant: Assessment of Selected Safety Issues

The BMU/BfS and the BStMLU (Bavarian State Ministry of State Development and the Environment) commissioned GRS to conduct follow-ups of the safety assessments for the Czech Temelin Nuclear Power Plant (NPP) performed within the framework of previous projects on the basis of plant-specific documentations.

The evaluation of available data and the assessments of GRS concern the basic concepts and several related measures planned or already implemented. The objective was to check if and to which extent there are still safety-related weak points or deficiencies. It was not the task of GRS to verify whether individual measures were implemented in the Czech licensing procedure or at the plant in accordance with the requirements.

The analyses were performed by GRS in two phases. In the first, seven selected safety issues were assessed in depth, in the second, further safety issues were subjected to engineering judgements.

Selection of the safety issues

The selection of the safety issues to be examined is mainly based on previous findings achieved by GRS within the framework of analyses on the VVER-1000/W-320 (Standard VVER-1000) and on the Temelin NPP. In this respect, the following

seven safety issues were determined which show or may show significant deviations from safety requirements according to the German rules and regulations:

- The effects of the modified core design on the load behaviour of the reactor (compatibility with the control concept of the plant as a whole),
- the interfaces between the digital instrumentation and control (I&C) system and the process-related part of the reactor plant, as well as the

interfaces between the Westinghouse I&C and the Russian I&C,

- the methods to demonstrate the progressing neutron embrittlement in the welds and in the base material of the reactor pressure vessel,
- the protection measures against consequential damage in the case of 2A-break of main steam lines at the 28.8-m-elevation,
- the safe control of small loss-of-coolant accidents, including leaks from the primary to the secondary system,
- the ensurance of the capacity of the containment strength by preventing tension losses in prestressed cables or ruptures of prestressed cables as well as leak rate testing, and
- the protection of the plant against external impacts, such as aircraft crashes and explosions, in the proximity of the nuclear power plant.

In addition to these issues, engineering judgements reviews were performed for other issues also being important to safety, e.g. steam generator integrity, tightness of the containment, radiological monitoring in the surrounding area in case of accidents, reliability of the digital I&C, fire protection and safety-relevant technological systems.

Assessment criteria

The assessment criteria to be applied for the selected seven safety issues were generally based on the design-independent safety requirements of the current German nuclear regulations and of German safety practice that have to be fulfilled at the different levels of the defence-in-depth concept. In the cases where German safety requirements are not fulfilled, it was assessed whether a safety-related deficiency exists as a result of the deviation and whether the former is – or is planned to be – eliminated or mitigated by compensation measures. International safety practice and regulations or guidelines of the US NRC, IAEA, IEC and ICRP were consulted supplementary.



▲ 1000 MW-Turbogenerator
1000 MW turbine generator

This procedure had been chosen because the international state of the art in science and technology is not authoritatively in its entirety. In addition to these general safety requirements, findings from scientific investigations and new developments as well as recommendations of the Russian designer on safety-related backfittings of this power plant generation were also referred to where required.

Regarding the treatment of further important safety issues, GRS assessed on the basis of the submitted plant-specific information whether the measures for the different safety issues at the Temelin NPP were implemented according to the safety practice in Germany or other Western countries.

Documents consulted

The in-depth assessment of the seven selected safety issues was exclusively performed on the basis of the plant-specific documents and information submitted by the Czech authority SUJB.

For the assessment of further important safety issues, less plant-specific information was available. In cases where plant-specific information was not available, assessments of third parties (e.g. IAEA) were referred to or GRS assessed the safety issues without reference to the plant-specific features of the Temelin NPP.

Results

The issues which GRS considers to be of particular importance to safety were analysed for the Temelin plant. By these analyses, it was possible to further deepen the knowledge for the safety assessment of the Temelin NPP. The depth and the procedure of the assessment performed by GRS was governed by the collaboration of the Czech authority SUJB and the degree of detail of the information that was provided.

GRS is of the opinion that the assessment of the selected seven safety issues showed that the design-independent safety-requirements of the German regulations are largely complied with in the concepts and safety measures planned to be implemented at the Temelin NPP to eliminate the known deficiencies of the Standard-VVER-1000. As for the identified deviations, the rules and regulations of other Western countries, in particular the US-regulations of the US NRC, are complied with in most of the cases in line with the demands of the authority SUJB and according to the application documents submitted by the applicant.

However, one safety-relevant issue remains to be solved. It concerns the safety significance of extended break assumptions for the main-steam and feedwater lines at the 28.8-m-elevation and of a resulting even wider spectrum of consequential damage. On the basis of the critical comments of GRS, the authority SUJB and the applicant currently investigate the situation at the 28.8-m-elevation.

Regarding further questions from the in-depth assessment of GRS (e.g. qualification of the main-steam relief valves and safety valves for events of water admission), the authority SUJB declared that these items are solved in their view. However, GRS cannot confirm a final clarification, since this would require additional in-depth reviews.

A continuation of the works on further safety-related questions is considered to be advisable both by GRS and the Czech side.



Forschungsbetreuung

Research Management

Arbeiten für das BMWi

Projektträgerschaft und -begleitung

Die GRS ist seit 1978 Projektträger für Reaktorsicherheitsforschung der jeweils zuständigen Bundesministerien BMFT, BMBF und BMWi. Seit Januar 1998 ist sie beliehener Projektträger, d. h. zur treuhänderischen Verwaltung von Bundesmitteln (Reaktorsicherheitsforschung des BMWi) befugt. In diesem Rahmen nimmt die GRS in ihrem Zentralbereich Forschungsbetreuung (FB) alle Aufgaben der Projektförderung zur Reaktorsicherheitsforschung des BMWi unter Beachtung der Vorgaben des Ministeriums wahr. Diese Aufgaben beinhalten,

- an der Fortschreibung von Förderzielen und -inhalten mitzuwirken,
- Förderentscheidungen eigenverantwortlich zu treffen,
- die bewilligten Vorhaben kontinuierlich fachlich und administrativ zu kontrollieren und
- diese unter fachlichen und administrativen Gesichtspunkten abschließend zu bewerten.

Von der Projektträgerschaft ausgenommen sind die sogenannten Hausvorhaben des Ministeriums, insbesondere alle Forschungsvorhaben, die die GRS im Auftrag des BMWi durchführt. Über deren Förderung entscheidet ausschließlich das BMWi; die FB leistet hierzu fachliche Unterstützung als Projektbegleiter.

Im Berichtsjahr wurden von der FB ca. 100 Vorhaben mit einem Fördervolumen von etwa 37 Mio. DM für das BMWi betreut. Die FB hat diese Vorhaben in fachlichen Diskussionen mit deutschen und

ausländischen Forschungseinrichtungen vorbereitet, inhaltlich auf Einhaltung der Bewilligungsbedingungen geprüft, im Rahmen der Projektträgerschaft die Förderentscheidung getroffen, die ordnungsgemäße Durchführung verfolgt und dokumentiert sowie abschließend die Ergebnisse daraufhin bewertet, ob die fachlichen Ziele erreicht wurden.

Der Projektträger Reaktorsicherheitsforschung wird fachlich von Projektkomitees mit führenden Experten der deutschen Reaktorsicherheitsforschung beraten. Die Empfehlungen dieser Komitees sind ein wesentliches Kriterium für die Förderentscheidungen des Projektträgers.

Internationale Projekte

Die Vereinbarung zwischen der Bundesregierung und den Energieversorgungsunternehmen sieht einen befristeten Betrieb der deutschen Kernkraftwerke unter Einhaltung höchster internationaler Sicherheitsstandards vor. Die hierfür erforderlichen wissenschaftlichen Grundlagen werden durch eine nationale – von Industrie- und Verbandsinteressen unabhängige – staatliche Vorsorgeforschung nur noch in eingeschränktem Maße bereitgestellt.

Ein Höchstmaß an fachlicher Kompetenz sowie die Verfügbarkeit fortschrittlicher Bewertungsmethoden sind jedoch unabdingbare Voraussetzungen für eine wissenschaftlich fundierte Sicherheitsbewertung von Nuklearanlagen nach Stand von Wissenschaft und Technik. Der Erhalt der dafür erforderlichen Fachkompetenz ist auch bei einem Ausstieg aus der Kernenergie unentbehrlich, um die hohe Qualität der Sicherheitspraxis während der Restlaufzeiten der Kernkraftwerke aufrecht zu erhalten. Er ist darüber hinaus Voraussetzung für eine

aktive Mitwirkung bei der Weiterentwicklung der internationalen Sicherheitsanforderungen sowie für eine wirksame deutsche Einflussnahme auf die sicherheitstechnische Weiterentwicklung der Nuklear-technik und damit auf das Niveau des Sicherheitsstandards in den Nachbarländern Deutschlands.

Es muss daher sichergestellt werden, dass Deutschland in dem dynamischen Entwicklungsprozess, in dem sich die Reaktorsicherheit international befindet, nicht zurückfällt. Aus diesen Gründen kommt der seit Beginn der friedlichen Nutzung der Kerntechnik in Deutschland intensiv verfolgten internationalen Kooperation auch heute eine besondere Bedeutung zu.

Neben den zahlreichen bilateralen Zusammenarbeits- und Austauschvereinbarungen zur Reaktorsicherheitsforschung sind besonders die Projekte im Rahmen der OECD-NEA zu nennen, die in den zurückliegenden Jahren zunehmend an Bedeutung gewonnen haben.

Den OECD-Projekten gemeinsam ist das Interesse vieler Länder an der Lösung einer gemeinsam erkannten sicherheitstechnischen Fragestellung und an der effizienten, gemeinsamen Nutzung der international noch verfügbaren experimentellen Ressourcen durch gemeinsame Finanzierung der erforderlichen Arbeiten.

Die OECD-Projekte erbringen einen wissenschaftlichen Mehrwert. Experten aus verschiedenen Ländern diskutieren gemeinsam bis in technische Details die Planung der Projekte, beeinflussen zielgerichtet deren Durchführung und interpretieren die Ergebnisse in ihren sicherheitstechnischen Auswirkungen.

Nahezu alle OECD-Projekte werden in einer Standardform international vertraglich vereinbart. Dieser Vertrag enthält

Deutschland beteiligt sich an allen gegenwärtig laufenden Projekten der OECD-NEA und beabsichtigt dies auch für weitere geplante Projekte	
HALDEN Teilnehmer: Durchführende Stelle: Laufzeit: Forschungsthemen:	20 Länder Institute for Energy Technology, Kjeller und HALDEN, Norwegen 01.01.2000 – 31.12.2002 Brennelementforschung, Mensch-Maschine Wechselwirkung
MASCA (Material Scaling) Teilnehmer: Durchführende Stelle: Laufzeit: Forschungsthema:	17 Länder Russisches Forschungszentrum Kurtschatow Institut, Moskau 01.07.2000 – 30.06.2003 Phänomenologische Untersuchungen zum Verhalten des Reaktordruckbehälters bei schweren Störfällen unter dem Einfluss thermischer Belastung aus der Beanspruchung durch chemische Reaktionen und durch Spaltprodukte in der Schmelze
Lower Head Failure (OECD-LHF) Teilnehmer: Durchführende Stelle: Laufzeit: Forschungsthema:	8 Länder SANDIA National Laboratory im Auftrag der USNRC 01.09.1998 – 31.12.2001 Experimentelle Untersuchungen zum Kriechverhalten der unteren Kalotte des Reaktordruckbehälters unter hohen thermomechanischen Belastungen zur Ermittlung der Tragfähigkeitsreserven
SETH Teilnehmer: Laufzeit: Forschungsthema:	15 Länder Durchführende Stellen: Framatome ANP (Deutschland) zu PKL, Paul Scherrer Institut (Schweiz) zu PANDA 01.04.2001 – 30.06.2005 Experimentelle Untersuchungen im Primärkreislauf und im Containment zur Verhinderung oder Beherrschung von Unfällen in den Versuchsanlagen PKL (Deutschland) und PANDA (Schweiz)
MCCI (Melt Coolability - Concrete Interaction): Teilnehmer: Durchführende Stelle: Laufzeit: Forschungsthema:	in Vorbereitung 15 Länder (Absichtserklärungen) Argonne National Laboratory im Auftrag der USNRC 01.01.2002 – 31.05.2005 Experimentelle Untersuchung von Kühlmechanismen zur Beherrschung der Schmelzeausbreitung im Containment
CABRI: Teilnehmer: Durchführende Stelle: Laufzeit: Forschungsthema:	in Vorbereitung gegenwärtig 13 Länder (Absichtserklärungen) Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) 2001 – 2008 Durchführung von Versuchen im Forschungsreaktor CABRI zur Bestimmung des Verhaltens von Hochabbrand- und MOX-Brennstäben unter den Bedingungen von Reaktivitätsstörfällen

den fachlichen Vorschlag für das Arbeitsprogramm, die finanziellen Verpflichtungen der teilnehmenden Länder sowie die Regelungen für die Durchführung des Projekts und den Zugang zu seinen Ergebnissen.

Die Kosten für das Projekt werden in der Regel zu ca. 50 % von dem Land getragen, das die Versuchsanlage zur Verfügung stellt. Die verbleibenden Kosten werden auf die übrigen beteiligten OECD-Länder aufgeteilt, wobei sich der jeweilige Anteil aus den Verhältnissen der Bruttosozialprodukte ableitet.

Die finanzielle Beteiligung Deutschlands erfolgt in den meisten Projekten als Vorhaben im Rahmen der projektgeförderten Reaktorsicherheitsforschung des BMWi. Im Auftrag des Ministeriums übernimmt die GRS die Aufgaben als Signatar des internationalen Vertrags. Die GRS-FB vertritt in den Lenkungsgremien der Projekte (Board of Management oder Steering Committee) die deutschen Interessen. In Projekten mit finanzieller Beteiligung der deutschen Industrie ist auch diese im Lenkungsgremium des Projekts vertreten. Fachspezifische Fragen des Projekts werden von einer Programme Review Group - PRG - (zusammengesetzt aus Experten der teilnehmenden Länder) im Detail präzisiert und diskutiert. Die Arbeitsergebnisse der PRG werden dem Lenkungsgremium zur Entscheidung vorgelegt. In den PRGs arbeiten je nach Themenstellung Experten der GRS, aus Forschungszentren oder Universitäten oder der deutschen Industrie mit hoher Kompetenz in der Reaktorsicherheitsforschung mit.

Arbeiten für das BMU

Auswertung von Forschungsergebnissen für das BMU

Ziel der von der GRS (FB) koordinierten und betreuten Arbeiten ist die Auswertung von Ergebnissen projektgeförderter Forschungsvorhaben zur Reaktorsicherheit hinsichtlich ihrer Bedeutung für Fragen der Genehmigung und Aufsicht von Kernkraftwerken. Alle an Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren beteilig-

ten Institutionen und die beratenden Gremien der Behörden werden in kurzer und sachkundiger Form laufend über die jeweils neuesten Ergebnisse ausgewählter Forschungsarbeiten zur Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen und deren wissenschaftlichen Absicherungsgrad informiert. Darüber hinaus werden Hinweise auf die Relevanz der Forschungsergebnisse für kerntechnische Regeln und Richtlinien sowie für die Ausführung des Atomgesetzes gegeben.

Im Berichtsjahr wurden externe Institutionen mit besonderer Fachkompetenz und Erfahrung in Aufsichts- und Genehmigungsverfahren mit der Auswertung von 20 vom BMU ausgewählten Forschungsberichten beauftragt. Deren Stellungnahmen wurden von der GRS (FB) um Informationen zum jeweiligen Forschungsvorhaben sowie zum internationalen wissenschaftlichen Kenntnisstand zum Forschungsthema ergänzt und an einen breiten Verteilerkreis versandt.

Ein zusammenfassender Bericht über 40 Forschungsvorhaben der Jahre 1999 und 2000 wurde unter dem Titel „Auswertung von Ergebnissen aus Untersuchungen und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Nuklearen Sicherheit für die Ausführung des Atomgesetzes“ (GRS-A-2853) in der BMU-Schriftenreihe „Reaktorsicherheit und Strahlenschutz“ veröffentlicht.

Research Management

Work performed for the BMWi

Project sponsorship and assistance

Since 1978, GRS is project sponsor for nuclear safety research of the respectively responsible federal ministries BMFT, BMBF and BMWi. Since January 1998, GRS is an authorised project sponsor, i.e. it is authorised to hold federal contributions in trust (nuclear safety research of the BMWi). Within this

framework, GRS performs all tasks of project sponsorship in the Research Management Division related to nuclear safety research of the BMWi according to the tasks defined by the ministry. These tasks include the following:

- Participation in the continuous development of the objectives of sponsorship and their contents,
- taking of decisions on grants autonomously,
- continuous technical and administrative control of the granted projects, and
- final assessment of the projects from a technical and administrative point of view.

The so-called “in-house projects” of the ministry, in particular all research projects performed by GRS by order of the BMWi, are excluded from project sponsorship. On their sponsoring, solely the BMWi takes decisions and the Research Management Division provides technical support as project assistant only.

In the year under review, the Research Management Division managed about 100 projects with a total grant volume of about 37 Mio. DM on behalf of the BMWi. The Research Management Division prepared these projects in technical discussions with German and foreign research institutions, checked them in content with regard to compliance with the granting conditions, took decisions on grants within the framework of its sponsorship, controlled and documented their orderly performance, and evaluated the results as to whether the technical objectives have been achieved.

Project committees, consisting of leading experts of the German nuclear safety research, give technical advice to the project sponsor nuclear safety research. The recommendations of these committees constitute an essential criterion for the decisions on grants by the project sponsor.

Germany participates in all current projects of the OECD-NEA and intends also to participate in further planned projects:

<p>HALDEN Participants: Performed by: Duration: Topics of research:</p>	<p>20 countries Institute for Energy Technology, Kjeller and HALDEN, Norway 01.01.2000 – 31.12.2002 in-pile fuel/materials investigation, man-machine interaction</p>
<p>MASCA (Material Scaling) Participants: Performed by: Duration: Topic of research:</p>	<p>17 countries Russian Research Centre Kurchatov Institute, Moscow 01.07.2000 – 30.06.2003 Phenomenological studies on the behaviour of the reactor pressure vessel during severe accidents under thermal loading induced by chemical reactions and by fission products in the core melt</p>
<p>Lower Head Failure (OECD-LHF) Participants: Performed by: Duration: Topic of research:</p>	<p>8 countries SANDIA National Laboratory on behalf of the USNRC 01.09.1998 – 31.12.2001 Experimental tests on the creep behaviour of the lower head of the reactor pressure vessel under high thermomechanical load for the determination of the load-bearing capacity</p>
<p>SETH Participants: Performed by: Duration: Topic of research:</p>	<p>15 countries Framatome ANP (Germany) on PKL, Paul Scherrer Institute (Switzerland) on PANDA 01.04.2001 – 30.06.2005 Experimental tests in the primary circuit and in the containment for the prevention or control of accidents at the test facilities PKL (Germany) and PANDA (Switzerland)</p>
<p>MCCI (Melt Coolability - Concrete Interaction): Participants: Performed by: Duration: Topic of research:</p>	<p>in preparation 15 countries (declarations of intent) Argonne National Laboratory on behalf of the USNRC 01.01.2002 – 31.05.2005 Experimental investigation of cooling mechanisms for the control of the core melt spreading in the containment</p>
<p>CABRI Participants: Performed by: Duration: Topic of research:</p>	<p>in preparation currently 13 countries (declarations of intent) Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) 2001 – 2008 Tests at the CABRI research reactor on the behaviour of high burn-up and MOX fuel under the conditions of reactivity-induced accidents</p>

International Projects

According to the agreement between the Federal Government and the electric power utilities, the operating lives of German nuclear power plants are to be limited. During the remaining operating lives, the highest international standards of safety shall continue to be complied with. The scientific basis required for this, today can only be provided to a limited degree by national precaution research which is independent of the interests of the industry and organisations.

However, a maximum possible degree of technical competence and the availability of advanced assessment methods are absolutely necessary for a scientifically based safety assessment of nuclear installations according to the state of the art in science and technology. The maintenance of the technical competence required for it is also indispensable in case of a nuclear phase-out in order to maintain the high quality of the safety practice for the remaining operating lives of the nuclear power plants. Moreover, it is a prerequisite for an active participation in the further development of international safety requirements, as well as for enabling Germany to have an efficient influence on the further development of nuclear safety, and thus on the safety level in the neighbouring countries of Germany.

Therefore, it has to be ensured that Germany does not fall behind in the dynamic process of developments which takes place in the field of nuclear safety internationally. For these reasons, the international co-operation, intensively pursued in Germany since the beginning of the peaceful use of nuclear energy, is still important today.

In addition to the numerous bilateral co-operation and exchange agreements on nuclear safety research, the projects within the framework of the OECD-NEA are to be mentioned in particular which have gained in importance in the last years.

The OECD projects have in common that there is an interest of many countries in the solution of a jointly identified safety

related issue and in the efficient shared use of the experimental resources still available internationally by joint financing of the necessary investigations.

The OECD projects render a scientific added value. Experts from different countries discuss jointly in detail the planning of the projects, influence their realisation according to the objectives, and interpret the results with regard to their safety-related impacts.

Nearly all of the OECD projects are agreed upon internationally, using a standard contract form. This contract contains the technical proposal for the work programme, the financial obligations of the participating countries, and the regulations for the realisation of the project and the access to its results.

In general, the costs for the project are borne up to about 50 % by the country which provides the experimental facility. The remaining costs are shared among the other participating OECD countries. The respective shares are calculated according to the proportions of the gross national products.

The financial participation of Germany is realised in most of the cases as projects within the framework of the projects-sponsored nuclear safety research of the BMWi. On behalf of the ministry, GRS assumes the tasks as signatory of the international agreement. The Research Management Division of GRS represents the interests of Germany in the steering committees or board of management of the projects. In projects with financial participation of the German industry, the industry is also represented in the steering committee of the project. Technical issues of these projects are specified and discussed in detail by a Programme Review Group (PRG), consisting of experts from the participating countries. The final results of the PRG are submitted to the steering committee for decision-making. Depending on the topic, the PRGs consist of experts from GRS, from research centres or universities or the German industry with a high degree of competence in the nuclear safety research.

Work performed for the BMU

Evaluation of research results for the BMU

The aim of the work co-ordinated and managed by GRS (Research Management Division) is the evaluation of results from sponsored research projects on nuclear safety with regard to their significance for issues related to licensing and supervision. All institutions involved in licensing and supervisory procedures and the advisory boards of the authorities are continuously being informed about the recent results of selected research activities on the safety of nuclear installations in a concise and factual manner. Moreover, reference is made to the relevance of the research results for nuclear rules and guidelines as well as for the implementation of the Atomic Energy Act.

In the year under review, external institutions with special technical competence and experiences with supervisory and licensing procedures have been commissioned to evaluate 20 research reports selected by the BMU. Their statements were supplemented by GRS (Research Management Division) by information on the respective research projects as well as on the international scientific state of knowledge on the research topic and submitted to a large distributor group.

A summary report covering 40 research projects in the years 1999 and 2000 was published under the title "evaluation of the results from studies and research activities in the field of nuclear safety for the implementation of the Atomic Energy Act" (GRS-A-2853) in the BMU series of reports on "Nuclear Safety and Radiological Protection".

P. Erlenwein



RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV)

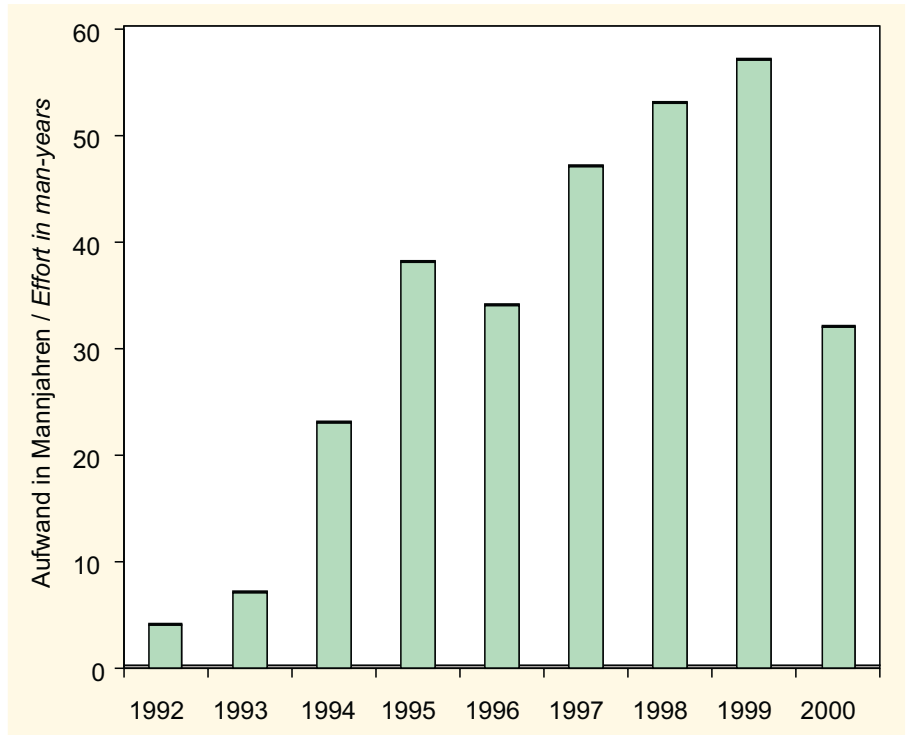
RISKAUDIT IPSN/GRS International (EEIG)

GRS und ihr französischer Partner IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) begannen 1989 gemeinsam, die Sicherheit von Reaktoren sowjetischer Bauart zu untersuchen. Die ersten Analysen konzentrierten sich auf die zu dieser Zeit noch im Betrieb oder im Bau befindlichen Reaktoren in Greifswald und Stendal in Ostdeutschland.

Der Beginn der europäischen Unterstützungsprogramme für die Länder Osteuropas und die verstärkte Zusammenarbeit zwischen GRS und IPSN veranlasste die beiden Organisationen, 1992 das Tochterunternehmen RISKAUDIT zu gründen. Es hat seinen Sitz in Fontenay-aux-Roses, Frankreich, im Geschäftsgebäude des IPSN. RISKAUDIT beschäftigt dort derzeit acht Mitarbeiter (drei von IPSN und fünf von GRS). Armin Jahns, Geschäftsführer seit 1992, ist Ende 2001 aus RISKAUDIT ausgeschieden und in die GRS zurückgekehrt.

In den meisten Ländern Osteuropas existieren erst seit einigen Jahren Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden mit ihren zugeordneten technischen Sicherheitsorganisationen (Technical Safety Organisations, TSOs), die sich noch im Aufbau befinden. RISKAUDIT hat in diesem Zusammenhang die folgenden Aufgaben übernommen:

- Die Behörden und TSOs sollen bei ihrem Auftrag, die Sicherheit kerntechnischer Anlagen zu verbessern, in allen Fragen der Anlagentechnik unterstützt werden. Die Bewertung der Sicherheit von in Betrieb befindlichen WWER-Reaktoren und die kritische Überprüfung der von den Betreibern vorgeschlagenen Verbesserungen haben Priorität.
- Die Regeln und Richtlinien für die Sicherheitsanalyse westlicher Druck-



▲ Zeitliche Entwicklung der von RISKAUDIT verfolgten Projekte in Mannjahren
Development over time of projects pursued by RISKAUDIT in man-years

- wasserreaktoren sollen den WWER-Reaktoren angepasst und Experten vor Ort ausgebildet werden.
- Transfer von Wissen und Methodik, um langfristig eine "Sicherheitskultur" in diesen Ländern zu etablieren.

Für diese Aufgaben setzt RISKAUDIT in erster Linie Experten von IPSN und GRS ein, arbeitet aber darüber hinaus auch noch in Europa mit sieben weiteren TSOs aus Belgien, Italien, Spanien, den Niederlanden, England, Schweden und Finnland zusammen, sowie mit TSOs aus den USA und Kanada.

Eine neue „Technical Safety Organisation Group (TSOG)“ wurde 1999 von der Ge-

neraldirektion Umwelt (GD Umwelt) der Europäischen Kommission gegründet. Sie hat eine beratende Funktion und ist für die Abstimmung und Koordination zwischen den Mitgliedsorganisationen bei deren technischer Unterstützung der östlichen Sicherheitsbehörden und deren TSOs zuständig. Die TSOG berät die GD Umwelt bei der Ausgestaltung der entsprechenden Phare und Tacis Programme, aus denen der größte Teil des Auftragsvolumens von RISKAUDIT stammt.

GRS und IPSN werden in der TSOG durch RISKAUDIT vertreten. Darüber hinaus arbeitet RISKAUDIT in der Regulatory Assistance Management Group (RAMG) mit und hat insbesondere den

Transfer von Wissen und Methoden übernommen, der zur Etablierung einer „Sicherheitskultur“ beitragen soll.

Anfang 2001 wurden die Aktivitäten der TSOG im Rahmen der Umstrukturierung der Reaktorsicherheit in der Europäischen Kommission (EK) von der EK auf die RAMG übertragen.

Im Auftrag der französischen und deutschen Behörden koordiniert RISKAUDIT verschiedene Aktivitäten, um einen neuen regulatorischen Rahmen für die Reaktorsicherheit in Osteuropa zu schaffen.

Finanziert werden die Projekte von RISKAUDIT vornehmlich über Verträge mit der EK im Rahmen der Programme Tacis und Phare zur Unterstützung der Länder Osteuropas und der ehemaligen Sowjetunion oder über Verträge mit der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE). RISKAUDIT arbeitet in den Ländern Armenien, Bulgarien, Kasachstan, Litauen, Russland, Slowakische Republik, Tschechische Republik, Ukraine, Ungarn und Weißrussland.

Aufgrund der großen Anzahl der Kernkraftwerke in Russland und der Ukraine und des Umfangs der für diese Länder durchgeführten Arbeiten haben GRS und IPSN bereits vor einigen Jahren technische Büros in Moskau und Kiew eingerichtet. Dort arbeiten Teams französischer, deutscher und russischer/ukrainischer Ingenieure. Diese Büros werden von RISKAUDIT geleitet.

Unterstützung der ukrainischen Sicherheitsbehörde SNRCU

Grundlage für die Arbeiten von RISKAUDIT in der Ukraine ist das „Memorandum of Understanding“ vom Dezember 1995, das von der ukrainischen Regierung, den G7-Staaten und der Kommission der Europäischen Gemeinschaften unterzeichnet wurde. Das Hauptziel des Memorandums ist die Abschaltung des Kernkraftwerks Tschernobyl bis zum Jahr 2000. Als Ersatz ist vorgesehen, zwei

WWER-Reaktoren in Rowno und Khmelnitzky fertig zu stellen (R4/K2 mit einer elektrischen Leistung von je 1 000 MW). Der Weiterbau dieser beiden Reaktoren wurde 1991 aus finanziellen Gründen eingestellt.

Bereits seit 1995 ist RISKAUDIT an der Umsetzung des Memorandums beteiligt, z.B. im Rahmen umfangreicher Projekte zum Bau notwendiger Entsorgungsanlagen für die stillgelegten/abgeschalteten Blöcke 1 bis 3 des Kernkraftwerks Tschernobyl. Parallel dazu wurden von RISKAUDIT umfassende Studien zur Unterstützung der ukrainischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (State Nuclear Regulatory Commission of Ukraine, SNRCU) bei der Auswertung der Modernisierungsprogramme zur Fertigstellung von Rowno-4 und Khmelnitzky-2 erarbeitet. Die Entscheidung über die Finanzierung des Weiterbaus dieser beiden Reaktoren steht jedoch noch aus.

Khmelnitzky 2/Rowno 4, Auditierung des Modernisierungsstandes

Dieses Projekt hat die folgenden Ziele:

- Überprüfung der Liste der für beide Anlagen durchgeführten Änderungs- oder Ertüchtigungsmaßnahmen seit der letzten Auditierung,
- Überprüfung der Eingabedaten des Hauptkonstruktors für die Auslegung auf Grundlage des Fortschritts seit der letzten Auditierung und Bewertung im Hinblick auf die zuvor festgelegten Kriterien für nukleare Sicherheit,
- Überprüfung, ob die Durchführung dieser Modernisierungsmaßnahmen weiterhin mit den ursprünglich festgelegten Anforderungen übereinstimmt,
- Einschätzung jedweder Reduzierung der Gesamtsicherheit durch das Modernisierungsprogramm und Beurteilung der Auswirkungen, falls vorhanden.

Shelter Implementation Plan (SIP)

In diesem von der EBWE finanzierten Projekt, arbeitet RISKAUDIT zusammen mit ihrem amerikanischen Partner Sci-entech an der geplanten Modernisierung des Sarkophags (Shelter Implementation Plan), der Block 4 des Kernkraftwerks Tschernobyl umschließt. Die Überreste des Reaktors wurden nach dem Unfall in großer Eile unter erheblichen schwierigen technischen und radiologischen Bedingungen durch einen Schutzmantel von der Umwelt abgeschirmt. Aufgrund dieser Schwierigkeiten während des Baus verfällt der Sarkophag schneller als ursprünglich angenommen, und seine Dichtheit und Stabilität bereiten zunehmend Probleme. RISKAUDIT bewertet zusammen mit GRS, IPSN und Sci-entech die damit verbundenen Risiken.

Die Unterstützung durch RISKAUDIT im Rahmen des Shelter Implementation Plan (SIP) hat zu bedeutenden Erfolgen geführt im Hinblick auf

- die Grundsatzerklärung von SNRCU zur Regulierung der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes des Schutzmantels,
- die Festlegung eines Genehmigungsverfahrens für die Durchführung des Shelter Implementation Plan,
- die Bewertung der technischen Einzelheiten der Projekte, die aufgrund ihrer Dringlichkeit möglichst früh realisiert werden sollen (early biddable projects).

Im September 1998 wurde RISKAUDIT zusammen mit Sci-entech von der ukrainischen Sicherheitsbehörde MEPNS/NRA und der EBWE als Licensing Consultant eingesetzt (nach einem öffentlichen Ausschreibungsverfahren) für ein Projekt mit dem Titel „Chernobyl Shelter Implementation Plan – Licensing Consultant“. Die Unterstützung von NRA durch RISKAUDIT und Sci-entech umfasst

- die Leitung des Programms und finanzielle Aspekte technischer Bewertungen,
- Beratung und Erfahrungen bezüglich regulatorischer Fragestellungen und
- technische und regulatorische Unterstützung.

Der ursprüngliche Vertrag wurde mehrfach ergänzt durch Verlängerung der Laufzeit und Aufstockung des Budgets. Die aktuelle Fortschreibung 6 gilt bis Juli 2003, das Budget ist bis Ende 2001 gesichert. Die Zuweisung eines neuen Budgets wird derzeit verhandelt.

Stilllegung und Abfallentsorgung in Tschernobyl

Dieser Vertrag betrifft die Stilllegungsaktivitäten für die folgenden Einrichtungen des KKW Tschernobyl:

- Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente
- Anlage zur Aufbereitung von flüssigem radioaktivem Abfall
- Wiedergewinnungsanlage für schwach- und mittelaktive Feststoffe
- Anlage zur Sortierung und Weiterverarbeitung von schwach- und mittelaktiven Feststoffen
- oberirdisches Lager für schwach- und mittelaktiven Abfall (kurzlebig)

Die Besonderheit dieses Rahmenvertrages ist die Festlegung von Arbeitsaufträgen, die so genannten Work Orders. In diesen Arbeitsaufträgen, die mit der EC-SCR, bzw. der jetzigen EC-AIDCO ausgehandelt und abgestimmt werden müssen, werden die wichtigsten technischen Arbeiten im Detail beschrieben.

Folgende Work Orders wurden vereinbart, unterzeichnet und haben – nach Verlängerung durch die EK – folgende Laufzeiten:

- **Work Order 1** umfasst Probleme, die alle fünf Einrichtungen betreffen. Er

wurde im Mai 1999 unterzeichnet und hat eine Laufzeit bis zum Ende der Vertragsdauer (d.h. November 2002).

- **Work Order 2** beinhaltet die mit der Auslegung und Baugenehmigung für Einrichtung A (abgebrannter Brennstoff) verbundenen Aktivitäten und wurde im November 1999 unterzeichnet. Er läuft grundsätzlich bis zur Erteilung der Baugenehmigung durch SNRCU. Die Laufzeit von Work Order 2 wurde bis Juli 2001 verlängert.

- **Work Order 3** umfasst die mit der Auslegung und Baugenehmigung für Einrichtung B (flüssiger radioaktiver Abfall) verbundenen Aktivitäten und wurde im Dezember 1999 unterzeichnet. Er läuft grundsätzlich bis zur Erteilung der Baugenehmigung durch SNRCU. Die Laufzeit von Work Order 3 wurde ebenfalls bis Juli 2001 verlängert.

- **Work Order 4**, der die mit der Auslegung und Baugenehmigung für die Einrichtungen C, D und E (fester radioaktiver Abfall) verbundenen Aktivitäten erfasst, wurde der EK bereits im Juli 1999 vorgelegt. Work Order 4 wurde erst im Mai 2001 unterzeichnet und läuft bis November 2002.

Ein Nachfolgeprojekt für das Lager für abgebrannte Brennelemente und die Anlage zur Aufbereitung von flüssigem radioaktivem Abfall ist bereits in der Diskussion.

Zusammenarbeit mit dem russischen Komitee für Reaktorsicherheit und Strahlenschutz Gosatomnadzor

Seit 1992 unterstützt RISKAUDIT die russische Behörde RF Gosatomnadzor und ihre wichtigste technische Sicherheitsorganisation SEC NRS in zahlreichen Projekten, die die Verbesserung der Genehmigungspraktiken, den Transfer von Rechenprogrammen für Störfallanalysen mit entsprechendem Anwendungstraining sowie Sicherheitsbewertungen von Verbesserungsmaßnahmen für

zahlreiche russische Kernkraftwerke zum Inhalt hatten.

Die mittelfristigen Ziele und Strategien gehen hauptsächlich in zwei Richtungen:

- Weitere Verbesserung der Genehmigungsverfahren und -praktiken für nukleare Einrichtungen. Diese umfasst die methodologische Unterstützung von RF Gosatomnadzor, welche von RAMG koordiniert und den TSOs unterstützt wird.

- Unterstützung von RF Gosatomnadzor bei ihren Genehmigungsaktivitäten durch Zusammenarbeit zwischen russischen und europäischen TSOs. Die von SEC NRS und den europäischen TSOs vorgesehene Unterstützung zielt hauptsächlich auf das Genehmigungsverfahren für Modernisierungsmaßnahmen ab, die nach dem „2+2“-Ansatz durchgeführt werden sollen, und auf die Überprüfung der Ergebnisse der vertiefenden Sicherheitsbewertung von in Betrieb befindlichen russischen Kernkraftwerken.

Consultancy Agreement

Im Rahmen eines Consultancy Agreement zwischen RISKAUDIT und RF Gosatomnadzor subventioniert die EBWE ein Projekt, bei dem die Bereitstellung technischer Ausrüstungen im Vordergrund steht. Durch diese Maßnahmen soll ein zuverlässiger Betrieb der Kernkraftwerke Nowoworonesh (Blöcke 3 und 4), Kola (Blöcke 1 und 2) und Leningrad (Blöcke 1 bis 4) erreicht werden. Dieses Consultancy Agreement wurde Anfang 1999 durch technische Seminare in den betroffenen Anlagen erweitert. In diesen Seminaren ging es darum, offene Fragen zu diskutieren und die wichtigsten Modernisierungsmaßnahmen, die während der Laufzeit des Projektes angeregt und durchgeführt wurden, zu bewerten.

Der Großteil der Arbeiten zu diesem Projekt wurde 1999/2000 durchgeführt. Einige Aktivitäten in Verbindung mit dem KKW Leningrad wurden im Jahr 2001 fortgeführt.

Genehmigungsbezogene Bewertung von Tacis-finanzierten Unterstützungsprogrammen vor Ort

Es waren ursprünglich 13 Industriebetriebe für eine Vor-Ort-Unterstützung nach dem "2+2"-Ansatz für die Kernkraftwerke Balakowo, Kalinin und Nowoworonesh vorgesehen.

Die Besonderheit dieses Rahmenvertrages ist die Festlegung von Arbeitsaufträgen, die so genannten Work Orders. Diese Arbeitsaufträge, in denen die technischen Arbeiten im Detail festgelegt sind, müssen mit der EC-SCR (jetzt EC-AIDCO) so ausgehandelt und abgestimmt werden wie für Einzelverträge.

Work Order 1 wurde 1999 vereinbart und unterzeichnet und umfasst die folgenden Industriebetriebe:

- **Balakowo: R1.02/94D**
Austausch von vier Speisewasser-Regulierventilen in Balakowo, Block 1
- **Kalinin: R1.03/94G**
Austausch von DE-Sicherheitsventilen in einem Block des KKW Kalinin

Work Order 2 wurde im August 2000 unterzeichnet und umfasst die folgenden Industriebetriebe:

- **Balakowo: R1.02/94E**
Austausch von DE-Sicherheitsventilen in Block 1 des KKW Balakowo
- **Balakowo: R1.02/95C**
Austausch sicherheitsrelevanter Batterien
- **Balakowo: R1.02/96B**
Austausch von Ansteuerventilen für Druckhalter-Sicherheitsventile in einem Block
- **Balakowo: R1.02/96C**
Lieferung und Installation von Ansaugfiltern in den Notkernkühlsystemen von vier Blöcken nur NLS 1, 2, 4, 5 und 3
- **Balakowo: R1.02/94Y**
DE- Füllstandsregelung (Messsysteme)
- **Kalinin: R1.03/94G**
Austausch von Sicherheitsventilen in einem Block des KKW Kalinin

- **Kalinin: R1.03/96E**
Ertüchtigung des rechnergestützten Anlagen-Informationssystems (CIS) nur NLS 1, 2, 4, 5 und 3
- **Kalinin: R1.03/94J**
Installation von H₂-Rekombinator im Sicherheitsbehälter

Work Order 3 wurde schließlich im Februar 2001 unterzeichnet und umfasst die folgenden Industriebetriebe:

- **Kola: R1.01/94C**
Austausch der DE-Sicherheitsventile in einem Block (WWER 213)
- **Smolensk: R1.05/94D**
Austausch von Haupt-Sicherheitsventilen in einem Block
- **Leningrad: R1.04/93D**
LNPP Anlage zur Verfestigung von radioaktivem Abfall

Eine Verlängerung der Laufzeit des Rahmenvertrages und der Work Order bis Anfang 2003 zur Anpassung an die Verzögerungen innerhalb der Industrieprogramme ist Ende 2001 von der EK genehmigt worden.

Unterstützung der litauischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (VATESI)

Dieses Projekt hat die folgenden Hauptziele:

- Verbesserung des Notfallzentrums und des Trainingzentrums von VATESI, und in diesem Zusammenhang die Durchführung von Ausschreibungen für und Beschaffung von Datenverarbeitungsanlagen sowie Installation von Datenaustausch- und Datenverarbeitungssystemen zwischen KKW Ignalina und VATESI in Vilnius,
- Verbesserung der Kapazität von VATESI für die Qualifizierung von technischen Komponenten und für Analysen von Auslegungsstörfällen und auslegungsüberschreitenden Störfällen,
- Unterstützung von VATESI bei der Entwicklung von Leitfäden für zerstö-

rungsfreie Testverfahren und deren Auswertung.

- Beschaffung von Anlagen zur Datenverarbeitung für das Notfallzentrum von VATESI.

Das Projekt ist im Oktober 2001 erfolgreich abgeschlossen worden.

Transfer von westeuropäischen Methoden und Praktiken zur Genehmigung und Aufsicht im nuklearen Bereich an die zuständigen Behörden in Osteuropa

Im Auftrag der Regulatory Assistance Management Group (RAMG) hat RISKAUDIT Verträge mit der EK für die Unterstützung der osteuropäischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden durch europäische Behörden abgeschlossen und abgewickelt. Die entsprechenden Aktivitäten in der Ukraine, Russland, Weißrussland, der Tschechischen Republik und der Slowakischen Republik sind mittlerweile beendet worden.

Die Aktivitäten zu den Nachfolgeprojekten für die genannten Länder wurden bereits 1999 vorbereitet, jedoch wegen der Umstrukturierung der EK nicht vertraglich umgesetzt.

Im Jahre 2001 wurden für Russland und die Ukraine Verträge zum Transfer von westeuropäischen Verfahren zu Genehmigung und Aufsicht im Nuklearbereich an die entsprechenden russischen bzw. ukrainischen Behörden abgeschlossen.

Unterstützung der ANRA bei genehmigungsbezogenen Aktivitäten

Beide Verträge beinhalten die Unterstützung der armenischen Atomaufsichtsbehörde ANRA bei ihren Aktivitäten (unabhängige Überprüfung) von Block 2 des Kernkraftwerks Medzamor. Wichtige Ergebnisse wurden in den folgenden Bereichen erzielt:

- Bewertung des Modernisierungsprogramms,
- Bewertung von Aspekten des Betriebes,

- ergänzende Aktivitäten (z.B. Bewertung des Nebenkühlwassersystems).

Die Zusammenarbeit im Rahmen des „2+2“-Ansatzes zwischen den Kernkraftwerken und den Vor-Ort-Unterstützungsteams der EU (ENEL/SOGIN) auf der einen Seite und der ANRA und den EU-TSOs auf der anderen Seite hat sich als effizient erwiesen.

Erhebliche Verzögerungen seitens der Industrie im Kernkraftwerk Medzamor verlangsamten die Arbeiten zum TSO-Vertrag. Im Dezember 1999 wurde die Europäische Kommission über diese Verzögerungen unterrichtet, und der Vertrag wurde verlängert. Die wichtigsten Änderungen waren:

- Verlängerung der Vertragslaufzeit bis November 2000,
- Durchführung von Aktivitäten zur betrieblichen Sicherheit im Nachfolgeprojekt,
- häufigere Progress Meetings im KKW Medzamor, um den Fortschritt der Modernisierungsarbeiten voranzutreiben.

Aufgrund der fortlaufenden Verzögerungen seitens der Industrie wurde der Vertrag erneut um zwei Monate verlängert und schließlich im Januar 2001 abgeschlossen.

Der Europäischen Kommission wurde ein Angebot für das Nachfolgeprojekt AR/TS/03 unterbreitet, welches die Fortsetzung der technischen Unterstützung der armenischen Behörde ANRA zum Inhalt hat. Ziel des Projekts ist der Aufbau von Kompetenz im sicherheitstechnischen Bereich im Hinblick auf Bewertungen für Genehmigungsverfahren. Dieses Vorhaben ist Ende 2001 vertraglich umgesetzt worden.

Fazit

Die Projekte, die im Auftrag der Europäischen Kommission sowie im Auftrag der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung durchgeführt wer-

den, zeigen, dass RISKAUDIT eine beträchtliche Rolle beim Transfer von Sicherheitspraktiken und Sicherheitsmaßnahmen in die Länder Osteuropas spielt, und dass unsere Firma auch in Zukunft die wichtige Aufgabe übernehmen muss, die Sicherheitsanforderungen auf internationaler Ebene zu harmonisieren.

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EEIG)

In 1989 GRS and its French partner IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) jointly began to analyse the safety of Soviet-designed nuclear reactors. At that time, the first analyses concentrated on the operating reactors and those under construction at the Greifswald and Stendal sites in Eastern Germany.

The establishment of the European assistance programmes for the countries of Eastern Europe as well as the strengthening of the co-operation of GRS and IPSN induced the two organisations to form the subsidiary RISKAUDIT in 1992. Its headquarters are in Fontenay-aux-Roses, France, in the premises of IPSN. At present, RISKAUDIT employs in Fontenay-aux-Roses eight staff (3 from IPSN and 5 from GRS). Armin Jahns, managing director since 1992, has left RISKAUDIT end of 2001 and returned to GRS.

In most of the countries of Eastern Europe, licensing and supervisory authorities and their associated technical safety organisations (TSOs) have only been existing for a few years. They still have not been fully established. In this context, RISKAUDIT has taken on the following tasks:

- In view of their task to improve the safety of nuclear facilities, the authorities and TSOs are to be given assistance on all issues of systems engineering. The assessment of the

safety of operating VVER reactors and the critical examination of improvements proposed by the utilities have priority.

- The rules and regulations for the safety analysis of Western-type pressurised water reactors are to be adapted to VVER reactors, and experts are to be given on-site training.
- Transfer of knowledge and methods in order to establish in the long run a “safety culture” in these countries.

For these tasks, RISKAUDIT mainly uses experts from IPSN and GRS, but also collaborates in Europe with seven further TSOs from Belgium, Italy, Spain, Netherlands, England, Sweden and Finland, and also with TSOs from USA and Canada.

A new “**Technical Safety Organisation Group (TSOG)**” was formed in 1999 by Directorate-General Environment (DG ENV) of the European Commission as its advisory body and as an organ of concertation and co-ordination between its member organisations in their technical assistance to the Eastern Safety Authorities and their TSOs. The TSOG is advising DG ENV in the definition of the corresponding Phare and Tacis programmes which constitute the main source of contracts for RISKAUDIT.

In the TSOG, GRS and IPSN are represented by RISKAUDIT. In addition, RISKAUDIT is also involved in the work of the **Regulatory Assistance Management Group (RAMG)** and has taken on, in particular, the transfer of knowledge and methods which shall contribute to the establishment of a “safety culture”.

In early 2001, within the context of the reorganisation of Nuclear Safety in the European Commission (EC), TSOG activities were transferred by the EC to RAMG.

On behalf of the French and German authorities, RISKAUDIT co-ordinates different activities to create a new regulatory framework for nuclear safety in Eastern Europe.

RISKAUDIT projects are mainly funded by contracts awarded by the EC within the framework of the Tacis and Phare programmes for the assistance of the countries of Eastern Europe and the former Soviet Union or by contracts awarded by the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD). RISKAUDIT is active in Armenia, Bulgaria, Kazakhstan, Lithuania, Russia, the Slovak Republic, the Czech Republic, the Ukraine, Hungary and Belarus.

Several years ago already, GRS and IPSN opened technical offices in Moscow and Kiev owing to the large number of nuclear power plants in Russia and the Ukraine and the extent of the work performed for these countries. Working at these offices are teams of French, German and Russian/Ukrainian engineers. These offices are managed by RISKAUDIT.

Support of the Ukrainian safety authority, SNRCU

The basis of the work of RISKAUDIT in the Ukraine is the "Memorandum of Understanding" of December 1995 which was signed by the Ukrainian government, the G7 states and the Commission of the European Communities. The Memorandum has the primary objective of closing down the Chernobyl nuclear power plant by the year 2000. As compensation, it is intended to complete two VVER reactors at Rovno and Khmel'nitsky (R4/K2 with an electrical power of 1,000 MW each). Construction of these two reactors was stopped in 1991 for financial reasons.

Since 1995 already, RISKAUDIT has been involved in the implementation of the Memorandum, e. g. in connection with large projects concerning the construction of the needed waste disposal facilities for the decommissioned/shut-down units 1 to 3 of the Chernobyl nuclear power plant. Parallel to these activities, RISKAUDIT prepared comprehensive studies in support of the State Nuclear Regulatory Commission of Ukraine (SNRCU) in evaluating the modernisation programs for a comple-

tion of Rovno-4 and Khmel'nitsky-2. However, a final decision about the funding for the completion of these reactors has still not yet been taken.

Khmel'nitsky 2/Rovno 4, audit of modernisation status

The objectives of this project are:

- Review of the list of modifications or upgrading measures performed by both plants since the last audit,
- Review of the design input data of the General Designer stemming from progress achieved since the last audit and assessment against the nuclear safety criteria previously defined,
- Check that the implementation of these modernisation measures still complies with the requirements initially made,
- Assessment of any lowering of the overall safety caused by the modernisation programme and evaluation of the impact, if any.

Shelter Implementation Plan (SIP)

In this project, financed by EBRD, RISKAUDIT works together with its American partner Sciencetech on the planned modernisation of the Sarcophagus (Shelter Implementation Plan) around Unit 4 of the Chernobyl nuclear power plant. After the accident, the remains of the reactor were screened from the environment by a protective casing erected at great haste and under considerable technical and radiological difficulties. Owing to the difficult conditions of its construction, the Sarcophagus is becoming dilapidated faster than originally assumed, and its leakage integrity and stability pose more and more problems. RISKAUDIT is assessing the associated risks together with GRS, IPSN and Sciencetech.

The assistance of RISKAUDIT in the frame of the Shelter Implementation Plan (SIP) has led to important achievements regarding:

- the policy statement of SNRCU regarding regulation of nuclear and radiation safety of shelter facility,
- the definition of a licensing procedure for SIP implementation,
- the assessment of the technical specifications of the early biddable projects.

In September 1998 RISKAUDIT has been chosen (after an open tendering procedure) by the Ukrainian Safety Authority MEPNS/NRA and the EBRD as Licensing Consultant, together with Sciencetech, for a project entitled "Chernobyl Shelter Implementation Plan – Licensing Consultant". RISKAUDIT and Sciencetech will assist NRA with

- programme management and financial aspects of technical evaluations,
- guidance and experience on regulatory issues and
- provision of technical and regulatory support.

The initial contract has been amended several times with extensions of duration and budget. The current Amendment 6 is valid until July 2003, the budget is ensured to the end of 2001. The allocation of a new budget is actually under negotiation.

Decommissioning and waste management at Chernobyl

This contract concerns the decommissioning activities for the following installations at Chernobyl NPP:

- A) Spent Fuel Interim Storage Facility (SFISF)
- B) Liquid Radwaste Treatment Facility (LRTF)
- C) Low and Intermediate Level Solid Waste Retrieval Facility (LILWRF)

- D) Low and Intermediate Level Solid Waste Sorting and Processing Facility (LILWPF)
- E) Low and Intermediate Level Waste (short lived) engineered Surface disposal Facility (LILWSF)

The particularity of this "Frame Work Contract" is the establishment of Work Orders. Within these Work Orders, which have to be negotiated and agreed by EC-SCR and now EC-AIDCO, the main technical work is defined in detail.

Following Work Orders were agreed and signed, and have – after extension by the EC – the following duration:

- **Work Order 1** covering interfacing problems of all the five installations was signed in May 1999. It will run until the end of the contract duration (i.e. November 2002).
- **Work Order 2** covering the activities on the design and construction license of installation A (Spent Fuel) was signed in November 1999. It will run in principle until the deliverance of the construction license by the SNRCU. The duration of Work Order 2 was extended until July 2001.
- **Work Order 3** covering the activities on the design and construction license of installation B (Liquid Radwaste) was signed in December 1999. It will run in principle until the deliverance of the construction license by the SNRCU. The duration of Work Order 3 was also extended until July 2001.
- **Work Order 4** covering the activities on the design and construction license of the installations C, D and E (Solid Radwaste) was submitted to EC already in July 1999. Work Order 4 was only signed in May 2001 and will last until November 2002.

A follow-up project is already under discussion, concerning installations SFS and LRTF.

Co-operation with the Russian Committee on Nuclear Safety and Radiation Protection Gosatomnadzor

Since 1992 RISKAUDIT is providing support to RF Gosatomnadzor and its main TSO SEC NRS through a large number of projects which treated further improvement of licensing practices, transfer of accident analysis codes and training in use of these codes and safety evaluations of improvement measures for a large number of Russian nuclear power plants.

The objectives and strategy for the medium term are mainly in two directions:

- Further improvement of licensing procedures and practices for nuclear installations. This consists in methodological assistance to RF Gosatomnadzor co-ordinated by RAMG and supported by TSOs.
- Support to RF Gosatomnadzor licensing activities through co-operation of Russian and EU TSOs. The support to be provided by SEC NRS and EU TSOs are mainly directed to: TSO support in the licensing procedure for modernisation measures to be implemented following the "2+2" approach and review of results of in-depth safety assessments of operating Russian nuclear power plants.

Consultancy Agreement

Within the framework of a Consultancy Agreement between RISKAUDIT and RF Gosatomnadzor, the EBRD is subsidising a project which has the provision of technical equipment as its main objective. With these measures the reliable operation of the Novovoronezh (Units 3 and 4), Kola (Units 1 and 2) and Leningrad (Units 1 to 4) nuclear power plants is to be achieved. This Consultancy Agreement was extended at the beginning of 1999 to include technical seminars at the plants concerned. The aim of these seminars was to discuss

unresolved issues and to assess the most important modernisation measures proposed and implemented during the project's term.

The main work within this project was done in 1999/2000. Some activities concerning Leningrad NPP were continued during the year 2001.

Licensing related assessment of Tacis financed on-site-assistance projects

It was initially planned to deal with 13 industrial On-Site-Assistance projects along the "2+2" approach for the NPPs of Balakovo, Kalinin and Novovoronezh.

The particularity of this "Frame Work Contract" is the establishment of Work Orders. These Work Orders, where the technical work is defined in detail, have to be negotiated and agreed by EC-SCR (now by EC-AIDCO) in the same way as for separate contracts.

Work Order 1 was agreed and signed in 1999. This Work Order covers the following industrial projects:

- **Balakovo: R1.02/94D**
Replacement of 4 feedwater control valves in Balakovo Unit 1
- **Kalinin: R1.03/94G**
Replacement of safety valves of SG for one unit in the Kalinin NPP

Work Order 2 was signed in August 2000 including the following industrial projects:

- **Balakovo: R1.02/94E**
Replacement of safety valves on SG in the Balakovo NPP, Unit 1
- **Balakovo: R1.02/95C**
Replacement of safety related batteries
- **Balakovo: R1.02/96B**
Replacement of pilot valves for pressuriser safety valves in one Unit
- **Balakovo: R1.02/96C**
Supply and installation of filtration

equipment for inlet of pumps in emergency core cooling systems for 4 Units only NLS 1, 2, 4, 5 and 3

- **Balakovo: R1.02/94Y**

Steam generator level control system (measuring systems)

- **Kalinin: R1.03/94G**

Replacement of safety valves of SG for one unit in the Kalinin NPP

- **Kalinin: R1.03/96E**

Upgrading of plant computerised information system (CIS) only NLS 1, 2, 4, 5 and 3

- **Kalinin: R1.03/94J**

Installation of thermal H₂ recombiner in containment

Finally, **Work Order 3** has been signed in February 2001 including the following industrial projects:

- **Kola: R1.01/94C**

Replacement of the safety valves for steam generator valves of one unit (VVER 213)

- **Smolensk: R1.05/94D**

Replacement of main safety valves for one unit

- **Leningrad: R1.04/93D**

LNPP Radwaste Solidification Facility

An extension of the duration of the Framework Contract and of the Work Orders until early 2003, in order to adapt to the delays in the industrial programmes, was accepted by the EC end of 2001.

Support to Lithuanian Nuclear Power Safety Inspectorate (VATESI)

The primary objective of this project is:

- To improve the Emergency Centre and the Training Centre of VATESI, and in this context to perform the tendering and the procurement for data processing equipment and a data exchange and processing system between the Ignalina NPP and VATESI at Vilnius,

- To improve the capability of VATESI in equipment qualification, Design Basis Accidents- and Severe Accident analysis,

- To give support to VATESI in the development of National Guidance for Non Destructive Evaluation Techniques performance.

- Procurement of data processing equipment for the Emergency Centre of VATESI.

The project was successfully completed in October 2001.

Transfer of Western regulatory methodology and practices to Eastern nuclear safety authorities

On behalf of the Regulatory Assistance Management Group (RAMG), RISKAUDIT has signed and managed contracts with the EC for Assistance to Eastern Safety Authorities by their peers of the European Union. The corresponding activities have been terminated in Ukraine, Russia, Belarus, Czech Republic and Slovak Republic.

The follow-up activities for all mentioned countries have been prepared already in 1999, but could not be contracted due to the reorganisation of the EC.

In 2001, contracts were signed for Russia and the Ukraine concerning the transfer of Western European regulatory methodology to the nuclear safety authorities of Russia and the Ukraine, respectively.

Assistance to Armenian NRA for licensing related activities

Both contracts concern the assistance to the Armenian Nuclear Regulatory Authority (ANRA) for licensing related activities (independent review) of Medzamor Unit 2. Significant results were obtained in the following fields:

- evaluation of the modernisation programme,

- evaluation of operational aspects,

- shadow activities (e.g. evaluation of service water system).

The co-operation between NPP/EU On Site Assistance team (ENEL/SOGIN) and NRA/EU TSOs in the frame of a "2 + 2" approach turned out to be efficient.

Heavy industrial delays at Medzamor NPP slowed down the work with the TSO contract. This delay was reported to EC in December 1999 and the contract has been amended. The main changes are:

- extension of the contract duration until November 2000,

- postponement of activities related to operational safety to the follow-up contract,

- increased frequency of progress meetings at Medzamor NPP in order to push forward the progress on the modernisation activities.

Due to ongoing delays on industrial side the contract was again extended for two months and finished finally in January 2001.

The offer sent to the EC for the follow-on Project AR/TS/03, "Technical Support to the Armenian NRA for developing a technical safety expertise capability in view of licensing related assessment" was accepted. The contract was signed end of 2001.

Conclusion

The projects which are being managed on behalf of the European Commission as well as on behalf of the European Bank for Reconstruction and Development show evidence that RISKAUDIT is taking a substantial role in transferring safety techniques and safety measures to the countries of Eastern Europe, and that also in the future our company has to assume the important task to harmonise the safety requirements in the international field.

Arbeiten des Instituts für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH

Activities of the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH

Im Jahre 2000 hat das Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH die im Jahr 1999 neu erschlossenen nicht-nuklearen Arbeitsfelder weiter ausbauen können. Darüber hinaus konnten die Arbeiten auf den langjährigen nuklearen Arbeitsfeldern stabilisiert und im bisherigen Umfang fortgeführt werden. Der Schwerpunkt der nicht-nuklearen Aktivitäten lag wie im vergangenen Jahr auf dem Gebiet *Diagnosetechnik*, auf dem intensiv an der Entwicklung eines Frühwarnsystems für die Hochgeschwindigkeitszüge der Bahn AG weiter gearbeitet wurde. Auf den Gebieten *Leittechnik* und *Entsorgung* standen die im Auftrag des BMU und BfS durchgeführten Arbeiten zur digitalen Sicherheitsleittechnik in Kernkraftwerken bzw. zu den Fragen der Endlagersicherheit im Vordergrund. Die Entwicklung des grafischen Brandmelde- und Visualisierungssystems (VerBA) war ein wesentlicher Arbeitsschwerpunkt auf dem Gebiet der *Systementwicklung*.

Das Fachgebiet **Diagnosetechnik** umfasst im ISTec Arbeiten, die inzwischen drei Themenbereichen zugeordnet werden können. Der erste Bereich beinhaltet die generischen Analysen und Untersuchungen, die im Auftrag des BMU zur Harmonisierung und Weiterentwicklung der in den bundesdeutschen Kernkraftwerken eingesetzten Diagnosesysteme durchgeführt werden.

Der zweite Themenbereich umfasst die Serviceleistungen, die ISTec für die Kraftwerke beim Betrieb der eingesetzten Diagnosesysteme und bei der Analyse und Bewertung der angefallenen Messdaten erbringt. Wesentlich für dieses Tätigkeitsfeld war, dass die Arbeiten zur Entwicklung des neuen COMOSnt-Systems, das von ISTec zur automatisierten Schwin-

gungsüberwachung von Pumpen und Primärkreis Komponenten zukünftig angeboten wird, im Berichtszeitraum erfolgreich abgeschlossen werden konnten.

Zum Themenbereich Serviceleistungen zählt auch die *Armaturendiagnose*, die der Überwachung des Funktionszustandes von sicherheitstechnisch wichtigen Armaturen dient. In den letzten Jahren wurden neue Methoden zur Prüfung von Armaturen entwickelt, um die Funktionsicherheit dieser Komponenten zu erhöhen. Bei Stellantriebsarmaturen wird in der Regel die Motorwirkleistung erfasst und hinsichtlich der Antriebsfunktion ausgewertet. Von ISTec wurde darüber hinaus ein neues Verfahren zur kontinuierlichen Messung der Spindelkraft entwickelt und in einem Kernkraftwerk erprobt. Die Messwerterfassung erfolgt dabei mithilfe eines piezoelektrischen Kraftmessrings mit Ladungsverstärker sowie eines intelligenten Datenloggers.

Zum dritten und neuen Themenbereich zählen die Arbeiten für die Bahn AG. Zielsetzung der Arbeiten im Jahre 2000 war es, das Frühwarnsystem für die ICE-Baureihe der Bahn auf einen Entwicklungsstand zu bringen, dass Ende des Jahres ein ICE-2 mit einem sogenannten Erprobungsmuster ausgerüstet werden konnte. Dazu wurden auf Basis der Ergebnisse der Machbarkeitsstudie und weiterführender Untersuchungen in Form ergänzender Schadenssimulationen am Laufdrehgestell eines ICE-2 ein Diagnosebaustein sowie die technische Ausrüstung der Laufdrehgestelle entwickelt. Termingerech konnte dann bis zum Jahresende ein Erprobungsmuster des Frühwarnsystems in einen ICE-2-Mittelwagen eingebaut werden.

Auf dem Gebiet **Leittechnik** standen im Jahr 2000 sowohl die Arbeiten zur Weiterentwicklung der methodischen Grundlagen für die Qualifizierung hoch zuverlässiger Software als auch die Beratung des BMU zu Fragen der Alterung und Modernisierung von Leittechnikssystemen in in- und ausländischen Kernkraftwerken im Vordergrund. Dabei konnte insbesondere auf die Erfahrungen zurück gegriffen werden, die ISTec in den vergangenen Jahren im Zusammenhang mit der Begutachtung und Qualifizierung der digitalen Sicherheitsleittechnik Teleperm XS gewonnen hat.

Durch die Aktivitäten zur Softwarequalifizierung und die Mitarbeit in regelgebenden Gremien wie z.B. IEC, KTA und GMA wurde ein breites Know-how erarbeitet. Dieses Wissen wurde in zwei Beratungsprojekten, in denen Qualitätssicherungsanweisungen zur Softwarebeschaffung, -entwicklung und -pflege für deutsche Kernkraftwerksbetreiber überarbeitet wurden, angewandt. Weiterhin wurden Mitarbeiter einer schweizer Firma, die sicherheitstechnische Komponenten für kerntechnische Anlagen herstellt, hinsichtlich der Anwendung der IEC 60880 bei der Softwareentwicklung beraten und geschult. Die Untersuchungen zum Einsatz der Leittechnikproduktlinie TXP für sicherheitsrelevante Funktionen wurden auf der Basis der bereits 1999 durchgeführten Vorarbeiten mit einem positiven Resultat abgeschlossen.

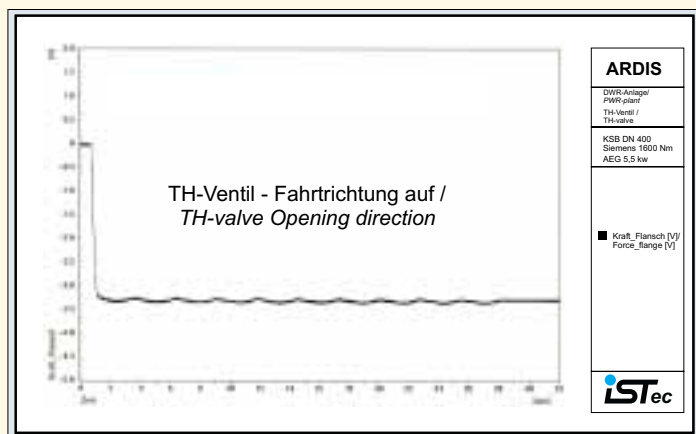
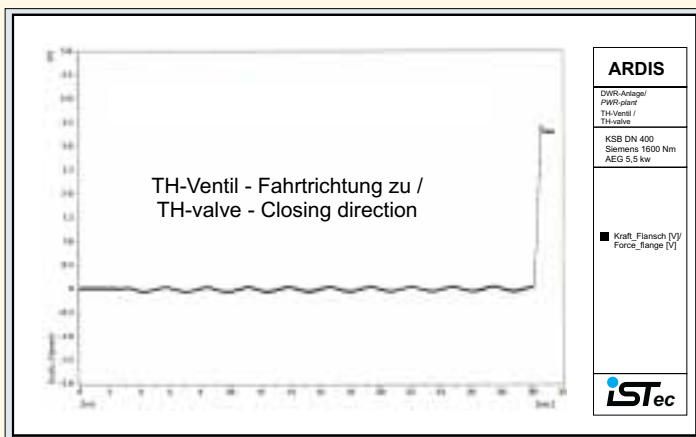
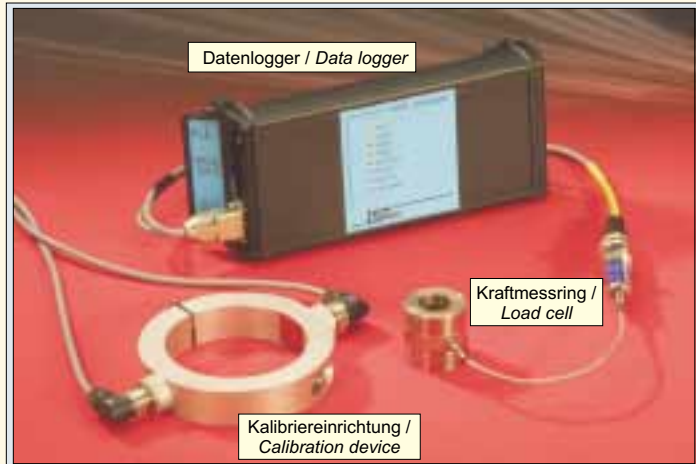
Die erfolgreiche Abwicklung dieser Projekte zeigt, dass die Mitarbeit in nationalen und internationalen Gremien, insbesondere bei der Erstellung von Regeln, Normen und Leitlinien und die Bearbei-

► Spindelkraftmesssystem, Teil eines von ISTec konzipierten Armaturendiagnosesystems (ARDIS). Der piezoelektrische Kraftmessring ist in Form einer „Beilagscheibe“ ausgeführt und wird an der Flanschverbindung zwischen Armatur und Stellantrieb befestigt. Die Schraubenmutter wird entsprechend dem spezifizierten Drehmoment angezogen und erzeugt so die für den Kraftmessring erforderliche Vorspannkraft. Es konnte gezeigt werden, dass bei vorgespanntem Sensor eine Kraftmessung sowohl in Schließ- als auch in Öffnungsrichtung der Armatur realisiert werden kann. Da die ermittelte Kraft am Flansch des Armaturengehäuses über eine nicht-lineare Übertragungsfunktion mit der aufgebrachtten Spindelkraft im Zusammenhang steht, muss die Flanschkraft auf die Spindelkraft kalibriert werden. Die Kraftmessung an der Spindel erfolgt dabei mit einem Dehnungsmessring. Das Bild zeigt im linken oberen Teil den ARDIS-Datenlogger mit angeschlossener Sensorik, im Vordergrund ist der piezoelektrische Kraftmessring (rechts) sowie der Dehnungsmessring (links) dargestellt.

Die Messwerte werden über den ARDIS-Datenlogger digitalisiert und automatisch bei jeder Armaturenfahrt auf einer Wechselspeicherkarte abgespeichert. Die Messung wird dabei über das Kraftsignal getriggert. Die grafische Auswertung der gemessenen Zeitverläufe erfolgt mit Hilfe spezieller Auswerteroutinen auf einem Analyserechner. Im rechten Bildteil sind der gemessene Zeitverlauf der Spindelkraft in Öffnungsrichtung (oben) und in Schließrichtung (unten) dargestellt. Deutlich ist die Exzentrizität der Spindelbewegung sowie der Kraftanstieg bei Fahrt in die sogenannten Endlage zu erkennen. Aus zeitsynchroner Kraft- und Wirkleistungsmessung können quantitativ Reibbeiwertveränderungen und somit Aussagen zum Funktionszustand der Armatur abgeleitet werden.

Stem force measuring system, part of a valve diagnosis system (ARDIS) developed by ISTec. The piezoelectric load cell is designed in form of a shim rig and fixed at the flanged connection between valve and actuator gear. The nut is tightened according to the specified torque and thus produces the necessary preload force for the load cell. It was demonstrated that a force measurement can be realised both in the closing and in the opening direction of the valve in case of a pretensioned sensor. Since the force determined at the flange of the valve casing is related to the stem force applied via a non-linear transfer function, the flange force has to be calibrated onto the stem force. The force measurement at the stem is performed with a strain gage. At the top left, the figure shows the ARDIS data logger with the connected sensors. In front, the piezoelectric load cell (right) and the strain gage (left) are presented.

The measuring values are digitalised via the ARDIS data logger and stored automatically on a removable memory card. The measurement is triggered via the force signal. The graphical evaluation of the measured time sequences is performed by means of special evaluation routines with an analysis computer. The left side of the figure shows the measured time sequence of the stem force in opening direction (bottom). The eccentricity of the spindle movement and the increasing force during movement into the so-called end-position is clearly to be seen. From synchronous measurements of force and active power, changes of the friction coefficients and thus statements on the functional condition of the valve can be derived.



tung von Projekten zur Anwendung der Normen sich gegenseitig befruchten. Dies schlug sich auch in dem internationalen „Co-ordinated Research Project“ mit dem Titel „CRP - Scientific Basis and Engineering Solutions for Cost-Effective and High Reliable Assessment of Software-Based I&C Systems“ der IAEO Wien nieder. Zu dieser Veranstaltung, die unter US-amerikanischer Führung die weltweiten Know-how-Ressourcen bündeln sollte, war ISTec als deutsche Fachinstitution eingeladen. Dabei wurde auf Vorschlag von ISTec die Konzeption der Studie geändert und die deutsche Vorgehensweise, d. h. von Anfang an speziell für höchste Sicherheitsaufgaben entwickelte, aber durch modularen Aufbau flexibel anpassbare Software in der Sicherheitsleittechnik von Kernkraftwerken einzusetzen, als belastbare Alternative zu Nachqualifizierungen kommerzieller Software anerkannt. Als Konsequenz hieraus wurde für die weitere Bearbeitung der Studie ein zweites Hauptkapitel geschaffen, um die unterschiedlichen Vorgehensweisen deutlich machen zu können.

Auch die Arbeiten, die im Auftrag des BMU zur Untersuchung des Einflusses von Alterungseffekten auf die Funktionalität und Sicherheit von Messketten, die in Sicherheitssystemen von Kernkraftwerken zum Einsatz kommen, durchgeführt wurden, bildeten einen Themenschwerpunkt auf dem Gebiet der Leittechnik.

Wie im letzten Jahr konzentrierten sich die Anstrengungen zur Erschließung neuer Arbeitsfelder auf das Gebiet der Softwarequalifizierung. Hier wurde mit der Entwicklung eines Codes zur computergestützten Qualifizierung hoch zuverlässiger Software begonnen, der auch bei der Qualifizierung sicherheitsrelevanter konventioneller Software eingesetzt werden kann. Wesentliche Elemente dieses Codes wurden bereits erfolgreich getestet und in Prüfverfahren angewandt.

Die Anstrengungen zur Erschließung neuer Arbeitsfelder auf dem Gebiet der Sicherheitsleittechnik führten zu Kontakten mit Herstellern und Gutachtern im

Eisenbahnwesen. Für mehrere Mitarbeiter wurde das Verfahren zur Anerkennung als Gutachter auf dem Gebiet der Sicherheitsleittechnik beim Eisenbahn-Bundesamt eingeleitet.

Die Tätigkeiten auf dem Sektor **Systementwicklung** konzentrierten sich auf die Weiterentwicklung des ReVK-Systems, das für die Erfassung, Verfolgung und Kontrolle von Reststoffen bei der Stilllegung kerntechnischer Einrichtungen entwickelt wurde sowie auf die Entwicklung des grafischen Brandmelde- und Visualisierungssystems VerBA.

Die wesentlichen Arbeiten am ReVK bestanden darin, es an die Belange bei der Stilllegung der Anlagen der Firma Siemens am Standort Hanau anzupassen sowie eine Systemanalyse zur Ermittlung des Anpassungsbedarfes bei der Stilllegung des Kernkraftwerks Würgassen durchzuführen. Mit dem Einsatz des ReVKs durch die Firma Siemens an den Standorten Hanau und Karlstein, der E.ON am Standort Würgassen und bei dem weltweit größten Stilllegungsprojekt durch die EWN in Greifswald, wird das ReVK zu dem in der Bundesrepublik am häufigsten eingesetzten Programmsystem für die Erfassung, Verfolgung und Kontrolle radioaktiver Reststoffe bei der Stilllegung.

Das grafische Brandmelde- und Visualisierungssystem (VerBA) wurde im Auftrag des Kernkraftwerks Isar 1 entwickelt. Das System ist sowohl in nuklearen als auch in nicht-nuklearen Industriegebäuden zur Modernisierung und Rationalisierung von Brandmeldeanlagen einsetzbar. Ende des Jahres 2000 konnte eine erste funktionsfähige Version des VerBA-Systems im Kernkraftwerk Isar 1 installiert werden. Für die Anbindung des Systems an die dortige Brandmeldeanlage SM 88 steht noch die Zustimmung und Abnahme des TÜV Süddeutschland aus, die in der ersten Hälfte des Jahres 2001 erwartet wird.

Die Arbeiten auf dem Gebiet **Entsorgung** wurden im Berichtszeitraum ebenso wie in den letzten Jahren durch die Unterstützung des Bundesamts für Strahlenschutz (BfS) in den Planfeststellungs-

verfahren für die bundesdeutschen Endlagerprojekte geprägt. Darunter fallen das Planfeststellungsverfahren für die Stilllegung des Endlagers Morsleben sowie nach dem Moratorium für das Endlagerprojekt Gorleben das Planfeststellungsverfahren Konrad.

Hierzu wurde begonnen, die früheren F&E-Arbeiten zur Charakterisierung der Gasbildung in realistische Abschätzungen des Gasquellterms für das Endlager Morsleben umzusetzen. Ergänzend wurden Unteraufträge vergeben, die weitere Einflussgrößen der Gasbildung experimentell quantifizieren sollen und natürliche Analoga zur mikrobiellen Gasbildung an geologischem Material untersuchen sollen. Diese Arbeiten wurden im Auftrag des BfS durchgeführt.

Analog wurde das für die Zwei-Phasenmodellierung von Gas- und Laugentransport in der Nachbetriebsphase eines Endlagers entwickelte Instrumentarium für die Untersuchung von Strömungs- und Transportprozessen im ERAM eingesetzt. Dabei wurden erste Schritte zu einem grundlegenden Prozessverständnis getan und wesentliche Unterschiede zwischen den Ergebnissen ein- und zweiphasiger Modellierungen dieser Vorgänge aufgezeigt. Auch diese Arbeiten erfolgten im Auftrag des BfS.

Im Bereich der *Abfallcharakterisierung* wurden die Arbeiten zur Aktivitätsbestimmung an Abfällen insbesondere aus dem Betrieb von Kernkraftwerken fortgeführt. Die bestehende Datenbank, die neben Aktivitätsmessdaten eine Reihe anlagenspezifischer Informationen enthält, wurde ergänzt um ausländische Auslegungs- und Betriebsdaten. Ferner wurde eine systematische Auswertung von Dekont- und Transferfaktoren für Radionuklide in Leichtwasserreaktoren vorgenommen, um die auftretenden Unterschiede zwischen verschiedenen Abfallprodukten besser erklären zu können. Nach dem Abschluss einer Vertraulichkeitsabrede zwischen ISTec und dem japanischen Unternehmen JGC im Vorjahr wurde ein vergleichbares Austauschabkommen mit der Schweizer NAGRA geschlossen. Eine besondere Herausforderung stellte die Charakteri-

sierung des Aktivitätsinventars für ein geplantes russisches Endlager auf Novaya Semlya dar. Diese Arbeiten wurden im Rahmen einer Machbarkeitsstudie für die EU durchgeführt, an der ISTec im Unterauftrag der GRS beteiligt war.

Seit 1999 wurden Anstrengungen unternommen, mit dem auf dem Gebiet der Modellierung von Zweiphasenströmungen vorhandenen Know-how auch nicht-nukleare Arbeitsfelder zu erschließen. Im Berichtszeitraum führten die dazu aufgenommenen Kontakte mit Unternehmen der Erdgasindustrie zu ersten Erfolgen. Es konnte ein Pilotprojekt zur Modellierung von Aussalzungsvorgängen bei der Erdgasspeicherung akquiriert werden, das im Jahr 2001 im direkten Auftrag eines Erdgasindustrieunternehmens durchgeführt werden wird.

Activities of the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH

In 2000, the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH succeeded in further expanding the fields of work in the non-nuclear sector which were newly developed in 1999. Moreover, the work in the nuclear sector performed for many years could be stabilised and continued to the previous extent. As in the past year, the activities in the non-nuclear sector concentrated on the field of *diagnosis technology*, in which the work on the development of an onboard diagnosis system for high-speed trains of the Bahn AG was continued intensively. The work on digital instrumentation and control at nuclear power plants and on issues related to repository safety, performed by order of the BMU and BfS, was a focal point in the fields of *instrumentation and control* and *waste management*. In the field of *system development*, the work concentrated on the development of the graphical fire-alarm visualisation system (VerBA).

In the field of **diagnosis**, the work of ISTec can meanwhile be classified according to three subject areas. The first area includes the generic analyses and investigations performed by order of the BMU with the objective of harmonisation and further development of the diagnosis systems applied at German nuclear power plants.

The second area comprises the services rendered by ISTec for the nuclear power plants applying the diagnosis systems during operation and with regard to analysis and evaluation of measured data achieved. For this field of activities it was essential that the work on the development of the new COMOSnt systems, which will be offered by ISTec in future for automated vibration monitoring of pumps and components of the primary circuit, were finalised successfully in the period under review.

The subject area services also includes the *valve diagnosis*, which serves to monitor the functional condition of safety-relevant valves. In the past years, new test methods have been developed for valves to increase the functional reliability of these components. In case of motor operated valve, the motoractive power is determined in general and evaluated with regard to the actuator function. Moreover, ISTec developed a new method for continuous measurement of the stem force which also was tested by ISTec at a nuclear power plant. In this respect, the acquisition of measured values is performed by means of a piezoelectric load cell with charge amplifier and an intelligent data logger.

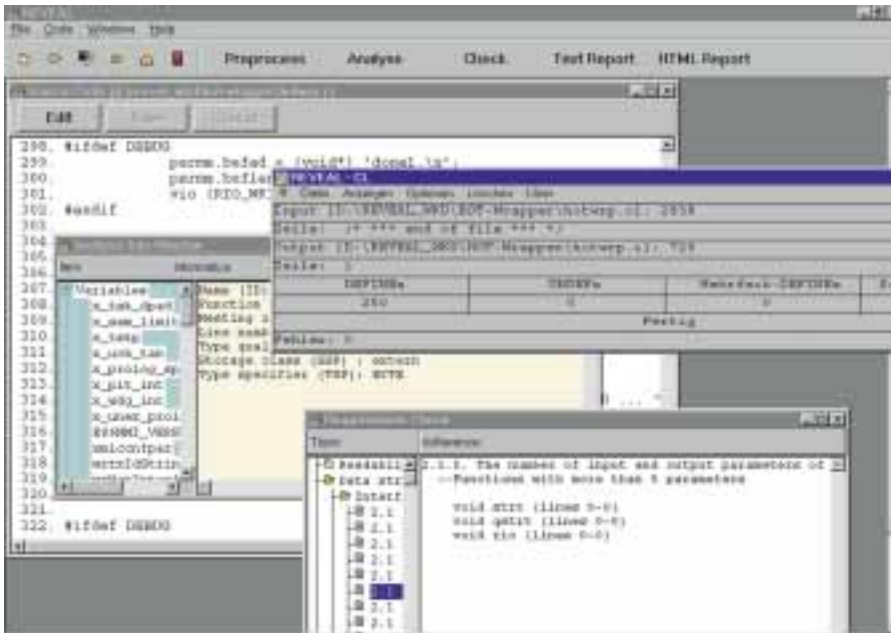
The third and new subject area comprises the work of the Bahn AG. In the year 2000, the work was concentrated to rise the ICE-onboard diagnosis system of the Bahn to a development level so that it was possible to equip a ICE-2 with a so-called prototype system at the end of the year. In this respect, a diagnosis module and the technical equipment of the bogies were developed on the basis of a feasibility study and further studies of supplementing damage simulations at

an ICE-2-bogie. Thus the prototype system of the onboard diagnosis system was installed in a ICE-2 passenger trailer within the scheduled time until the end of the year.

In the field of **instrumentation and control** the work in the year 2000 concentrated both on the further development of methodical bases for the qualification of highly reliable software and advisory services for the BMU on questions related to ageing and modernisation of I&C systems at nuclear power plants in Germany and abroad. In this respect, use was made particularly of the experience gained by ISTec in the past years in connection with the survey and qualification of the digital safety instrumentation and control Teleperm XS.

Due to the activities on software qualification and participation in regulatory bodies, such as IEC, KTA and GMA, comprehensive know-how was acquired. This know-how was used in two consultancy projects, in which quality assurance instructions on the procurement, development and maintenance of software for German nuclear power plants were revised. Further, personnel of a Swiss company manufacturing safety-related components for nuclear installations were given advice and training regarding the application of the IEC 60880 for software development. The studies on the application of the I&C product line TXP for safety-relevant functions were carried out with a positive result on the basis of the preparatory work already performed in 1999.

The successful performance of these projects shows that the participation in national and international bodies, particularly in the development of rules, standards and guidelines, and the work on projects for the implementation of the standards are of mutual benefit. This also became apparent in the international Co-ordinated Research Project with the title "CRP – Scientific Basis and Engineering Solutions for Cost-Effective and High Reliable Assessment of Software-Based I&C Systems" of the IAEA in Vienna. ISTec was invited to



▲ Software Prüfwerkzeug REVEAL

Software Assessment Tool REVEAL

attend the meeting as German technical institution. The aim of the meeting, headed by the USA, was to pool the world-wide resources of know-how. The concept of the study was changed upon proposal of ISTec, and the German procedure, i.e. application of software especially developed for highest safety-related tasks from the outset, but flexibly adaptable to the safety I&C of nuclear power plants due to its modular code structure, was approved as substantiated alternative for post-qualifications of commercial software. As a consequence, a second main chapter was introduced for the further performance of the study to describe the different approaches.

Further, the work performed by order of the BMU on investigating the influence of ageing effects on the functionality and safety of measuring chains applied in the safety systems of nuclear power plants was also a major topic in the field of instrumentation and control.

As in the past year, the efforts related to the development of new fields of work concentrated on software qualification. In this regard, the development of a code for computer-based qualification of highly reliable software was started, which can

also be applied for the qualification of safety-relevant conventional software. Essential elements of this code have already been tested successfully and applied in test procedures.

The efforts on the development of new fields of work regarding instrumentation and control led to contacts to manufacturers and examiners in the sector of railway systems engineering. For several employees, the procedure for the authorisation as examiner in the field of safety I&C at the Eisenbahn-Bundesamt (Federal Railway Office) was initiated.

The activities in the sector **system development** concentrated on the further development of the ReVK system for the recording, tracking and control of waste material during the decommissioning of nuclear installation and on the development of the graphical fire-alarm visualisation system VerBA.

The main work involved in the ReVK was to adapt it to the specific needs regarding the decommissioning of the installations of the Siemens company at the Hanau site and to perform a system analysis to determine the degree of adaptation required for the decommissioning of the Würgassen

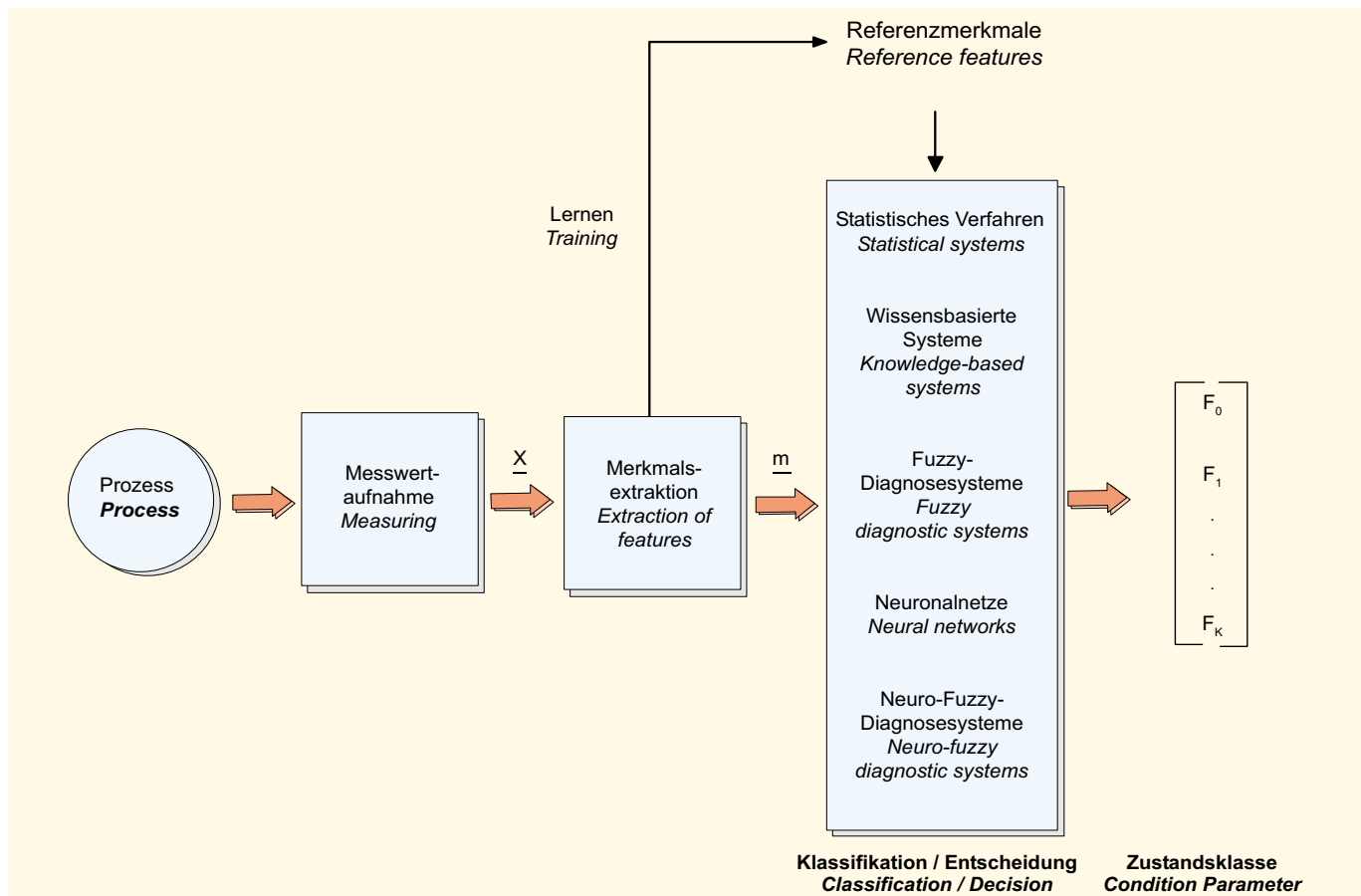
Nuclear Power Plant. With the application of the ReVK by the Siemens company at the sites Hanau and Karlstein, by E.ON at the Würgassen site and for the largest decommissioning project worldwide by the EWN in Greifswald, the ReVK has become the most commonly applied computer system in Germany for the recording, tracking and control of radioactive waste material during decommissioning.

The graphical fire-alarm visualisation system (VerBA) was developed on behalf of the Isar 1 Nuclear Power Plant. The system can be applied both in nuclear and in non-nuclear industrial buildings for the modernisation and rationalisation of fire-alarm systems. At the end of 2000, a first operable version of the VerBA system was installed at the Isar 1 Nuclear Power Plant. The connection of the system with the fire-alarm system SM 88 was realised in 2001.

In the period under review, as in the years before, the activities in the field of **waste management** were determined by supporting the Federal Office for Radiation Protection (BfS) in the plan approval procedures for the repository projects in the Federal Republic of Germany. These are the plan approval procedure for the decommissioning of the Morsleben repository and, after the moratorium for the Gorleben repository project, the plan approval procedure for Konrad.

In this respect, the implementation of the previous R&D work on the characterisation of the gas generation in a realistic estimate of the gas source term for the Morsleben repository was initiated. In addition, subcontracts were concluded which serve to quantify further influencing parameters of the gas generation in experiments and to investigate natural analogues to microbial gas generation at geological material. This work was performed by order of the BfS.

Likewise, the tools developed for the two-phase modelling of gas and brine transport in the post-operational phase of a repository were implemented to investigate the



▲ Für die on-line Zustandsbewertung der Instrumentierung leittechnischer Einrichtungen bieten sich moderne Werkzeuge der automatischen Merkmalklassifizierung an, deren spezifische Vorteile untersucht wurden. Die in der Grafik dargestellten für die Merkmalklassifizierung bisher untersuchten bzw. genutzten modernen Verfahren werden bald auch bei anderen Überwachungsaufgaben in Kernkraftwerken eine Rolle spielen.

For the on-line condition assessment of the instrumentation of I&C systems, efficient modern tools for automatic feature classification may be used. Their specific advantages have been analysed. These analysed modern methods, presented in the graphic, which have been used for feature classification up to now, will soon also be of importance for other monitoring tasks in nuclear power plants.

flow and transport processes in ERAM. In this respect, first steps were taken for a thorough understanding of the processes. Further, the main differences between the results of one- and two-phase-flow modelling of these processes were pointed out. This work was also performed by order of the BfS.

In the field of *waste characterisation*, the work on the determination of the activity of the waste, particularly from the operation of nuclear power plants, has been continued. The existing database, which includes besides activity measuring data a number of plant-specific information, was supplemented by foreign design and ope-

rating data. Moreover, a systematic evaluation of decont and transfer factors for radionuclides in light-water reactors was performed for a better explanation of the differences occurring between the different waste streams. After conclusion of a confidentiality agreement between ISTec and the Japanese JGC Corporation last year, a comparable exchange agreement was concluded with the Swiss NAGRA. A special challenge was the characterisation of the activity inventory for a planned Russian repository at Novaya Semlya. This work was performed within the framework of a feasibility study for the EU, in which ISTec was involved as sub-contractor to GRS.

Since 1999, efforts have been made to also develop fields of work in the non-nuclear sector with the know-how available with regard to the modelling of two-phase flows. In the period under review, the contacts established to companies of the natural gas industry led to first promising results. A pilot project on modelling of salt precipitation processes during natural gas production and storage, which was implemented in 2001 by direct order of a natural gas company.

W. Wurtinger

COMOSnt – Neue technologische Umsetzung eines praxisbewährten Diagnosekonzepts für Druckwasserreaktoren

Die Lebensdauer von rechnerbasierten Systemen ist geprägt durch technologische Vorgaben, Ersatzteilhaltung und dem Wunsch nach immer höherer Rechnerleistung. Typische Zeiträume für Generationswechsel im PC-Bereich liegen derzeit schon unter drei Jahren. Für das von ISTec im Jahr 1985 entwickelte COMOS-System gelten diese extremen Randbedingungen zwar nicht, dennoch war eine neue technologische Umsetzung nötig und ist mittlerweile auch realisiert. Im folgenden Beitrag wird – ausgehend von der historischen Entwicklung des „Ur-COMOS“ – der aktuelle Stand des Nachfolgesystems mit dem Namen COMOSnt beschrieben.

COMOS – ein praxisbewährtes Diagnosekonzept

Ausgehend von dem Stand einschlägiger RSK-Leitlinien und der KTA-Regel 3204 wurde in deutschen Druckwasserreaktoren Mitte der achtziger Jahre das Schwingungsverhalten des Primärkreisystems dreimal pro Brennelementzyklus auf Veränderungen hin überprüft. Die Datenaufzeichnungen erfolgten in separaten Messkampagnen relativ geräteintensiv mit nachgeschalteter manueller Analyse, z.B. im damaligen GRS-Analyselabor. Zu dieser Zeit reifte die Idee, die Datenanalysen teilweise in die Reaktoranlagen zu verlagern und die Messraten deutlich zu erhöhen, da aufgrund von mehr Messpunkten über der Zeitachse verlässlichere Trendaussagen geliefert werden können. Gemeinsam mit dem Betreiber der Anlage Neckarwestheim, Block 1, wurde ein Prototypsystem aufgebaut und erprobt, um das hierdurch verbesserte Diagnosepotenzial auszuloten. Aus bereits im Laboreinsatz bewährten Geräten wurde ein System konzipiert und aufgebaut, das in diesen Jahren als sehr leistungsfähig eingestuft werden konnte: Herzstück war ein zweikanaliger Signalanalysator, an den mittels Messkanalumschalter bis zu 32 Signale angelegt werden konnten. Das System verarbeitete die Signale im Frequenzbereich – unabhängig vom Signaltyp. Es wurden vorwiegend Schwingweg-, Kühlmitteldruck- und Neutronenflussrauschsignale analysiert.

Der erste Prototyp eines derartigen Systems wurde als Zustandsüberwachungs-

system (engl. **Condition Monitoring System**) COMOS im Dezember 1986 in GKN-1 installiert. Zur selben Zeit ereignete sich im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld ein Wellenbruch einer Hauptkühlmittelpumpe. Das löste die Frage aus, inwieweit Hauptkühlmittelpumpenwellen grundsätzlich überwacht werden können. Infolgedessen wurde die Entscheidung getroffen, unter Einbeziehung spezieller Sensoren (Wellenschwingungsaufnehmer) das Prototyp-COMOS für derartige Aufgabenstellungen zu erweitern. Dies hatte zur Folge, dass das Systemkonzept nochmals gründlich überarbeitet und an die neue Aufgabenstellung angepasst wurde.

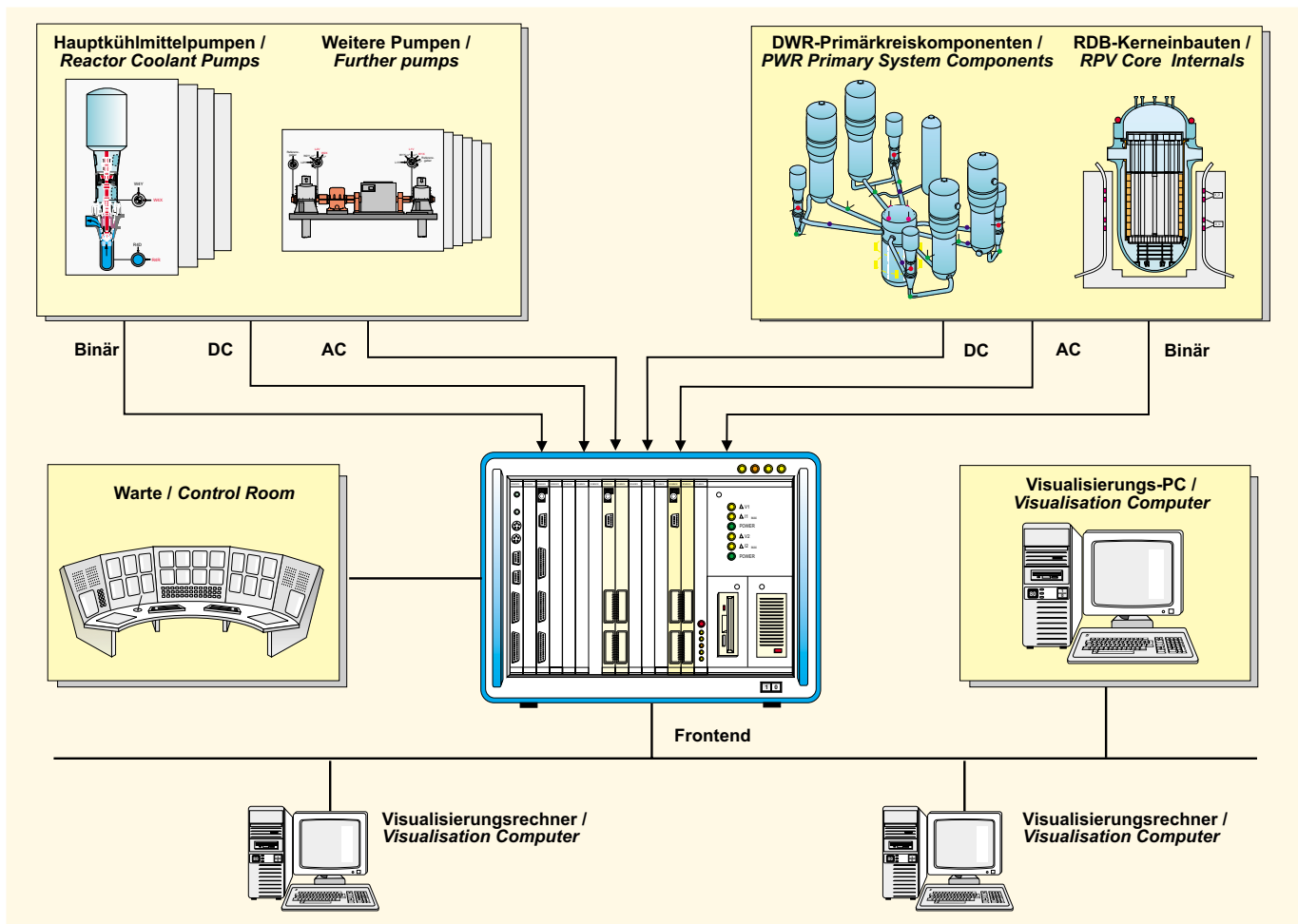
Nachdem zu diesem Zeitpunkt noch keine verlässlichen bruchmechanischen Aussagen über Rissausbreitungsgeschwindigkeiten an Hauptkühlmittelpumpenwellen vorlagen, wurde konservativ eine Schadenseskulation im Tagesbereich unterstellt. Dies hatte zur Folge, dass die erforderlichen Taktraten bei der Signalbewertung im Stundenbereich anzusiedeln waren. Bei der Überwachung von Rohrleitungen und Behältern wurde dagegen von sehr langsamen Schadensentwicklungen ausgegangen, die Taktrate konnte in diesem Fall wesentlich länger eingestellt werden. Als Konsequenz dieser Überlegungen wurde bei der COMOS-Systemspezifikation auf ein zweistufiges Überwachungskonzept gesetzt. Die sog. Primärkreisdiagnose erfolgte mit Erfassungshäufigkeiten im Wochentakt, die Pumpenwellendiagnose 16 mal täglich, d.h. im 1,5-Stundenabstand.

Mit diesen Basisüberlegungen und der Festlegung, einzelne spektrale Komponenten in den Signalspektren individuell nach Peakhöhe, Peaklage und Peakform überwachen zu können, ging das erste endgültig parametrisierte COMOS im Mai 1987 in der Anlage Grafenrheinfeld an den Start. Noch im selben Jahr kam ein System in der damals neuen „Konvoi-Anlage“ KKI-2 hinzu, das Prototypsystem in GKN-1 wurde technologisch aufgerüstet. In den nächsten zwei Jahren wurden weitere Systeme in den Anlagen GKN-2, KKP-2, KWB-A und KWB-B installiert.

Der sich abzeichnende Erfolg des Systemesatzes war im Wesentlichen geprägt durch fünf Auslegungsmerkmale:

- Das System läuft mit hohen Erfassungstaktraten, die um Größenordnungen über den auch heute noch gültigen Regelwerksempfehlungen liegen.
- Die Benutzeroberfläche ist vorwiegend grafisch orientiert und liefert – auch für Nichtfachleute – leicht nachvollziehbare Informationen.
- Bei scharf geschalteter Meldelogik zur Reaktorwarte vermeidet eine wirkungsvolle Fehlalarmunterdrückung unnötige Reaktionen der Betriebsmannschaft.
- Ein von GRS/ISTec angebotener Service – realisiert über regelmäßige Offline-Datenbewertungen von Back-up-Datenträgern – beinhaltet die Unterstützung bei notwendigen Entscheidungen vor Ort.
- Jährlich stattfindende Erfahrungsaustauschseminare mit Systemanwendern schärfen durch Präsentation aktueller Vorkommnisse das Bewusstsein für Schadensentwicklungen.

Im Verlauf des Jahres 1988 konnte durch die frequenzselektive Überwachung von Schwingungsmustern in der damals erst fünf Monate in Betrieb befindlichen Anlage KKI-2 ein sich entwickelnder Wellenanriss frühzeitig erkannt und verfolgt werden, der die frequenzselektive Über-



▲ Vereinfachter Daten- und Informationsfluß des Systems COMOSnt
 Simplified flow of data and information of the COMOSnt system

wachungsmethode mit Vorwarnzeiten von mehreren Monaten eindrucksvoll unter Beweis stellte.

In den Folgejahren fand das COMOS-Überwachungsprinzip auch Eingang in die DIN 25475 mit dem Titel „Schwingungsüberwachung zur frühzeitigen Erkennung von Änderungen im Schwingungsverhalten des Primärkreises“ und ist im Anhang von Teil 2 der o.g. DIN ausführlich beschrieben.

COMOSnt – neue technologische Umsetzung

Bei der Entwicklung des Nachfolgesystems galt es, die bewährten Systemeigenschaften zu erhalten, sie sorgfältig mit neuen technischen Möglichkeiten zu kombinieren, dabei aber die Robustheit des

Systems unbedingt beizubehalten. So deutet auch der Name COMOSnt (nt steht für nuclear technology) auf den unveränderten Einsatzzweck des Systems hin, die Überwachung des Primärkreissystems sowie der Pumpen von Druckwasserreaktoren. Das System erfüllt die bisherigen Systemforderungen 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 Einsatzgebieten.

COMOSnt ist hinsichtlich der Überwachungsfunktionen modular aufgebaut (Frontend-Elektronik und Visualisierungs-PC) und weist zwei funktional getrennte Überwachungsmodi 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 höher harmonische Anteile sowie Aggregatresonanzen. Es können weitere Pumpenaggregate wie z.B. Speisewasserpumpen eingebunden werden. Eine Erweiterung auf Kerneinbauten ist möglich – sie bezieht in die Analysen neben Amplituden-, Kohärenz- und Phasenspektren auch Gleichanteile von z.B. Neutronenflussmessketten ein. Hier werden neben Strukturreso-

COMOS		COMOSnt	
1 / 90 Min	Pumpendiagnose / Pump diagnosis	1 / 120 Min	
16 Autoleistungsspektren / Auto power spectra		48 Amplitudenspektren / Amplitude spectra	
		24 Kohärenzspektren / Coherence spectra	
		24 Phasenspektren / Phase spectra	
1 / Woche / Week	Primärkreisdiagnose / Primary system diagnosis	1 / Tag / Day	
32 Autoleistungsspektren / Auto power spectra		48 Amplitudenspektren / Amplitude spectra	
16 Kohärenzspektren / Coherence spectra		24 Kohärenzspektren / Coherence spectra	
16 Phasenspektren / Phase spectra		24 Phasenspektren / Phase spectra	
3	Kennwerte / Parameters	6	
<ul style="list-style-type: none"> Amplitude relativ (Parabelmethode) / Amplitude relative (parabola fitting curve) Frequenz relativ (Parabelmethode) / Frequency relative (parabola fitting curve) Peakform (Diskriminante) / Peak form (discriminant) 		<ul style="list-style-type: none"> Amplitude relativ (Parabelmethode) / Amplitude relative (parabola fitting curve) Frequenz relativ (Parabelmethode) / Frequency relative (parabola fitting curve) Amplitude absolut (Parabelmethode) / Amplitude absolute (parabola fitting curve) Frequenz absolut (Parabelmethode) / Frequency absolute (parabola fitting curve) Peakform bezogen auf Ähnlichkeitsmaß / Peak form relative to discriminant Reservekennwert / Spare parameter 	
—	Betriebsparameter / Operating parameter	96	

▲ Wesentliche Unterscheidungsmerkmale der Systeme COMOS und COMOSnt

Main distinctive features of the systems COMOS and COMOSnt

nanzen von Brennelementen und Kerneinbauten auch abbrandabhängige Effekte und Schiefasten der Leistungsverteilung im Kern überwacht.

Obwohl das neue System COMOSnt mit 96 Messsignalen eine dreifach höhere Signpalette verarbeitet und insgesamt bis zu 96 betriebliche Parameter (Systemdrücke, Durchsätze, Temperaturen etc.) verwaltet und trendmäßig darstellt, ist es hardwaremäßig wesentlich kompakter aufgebaut als das Altsystem.

Aus grafischer Sicht sind alle wesentlichen Basisdarstellungen wie „Einzelplot“, „Standardplot“, „Statusplot“ und „Langzeittrend“ erhalten geblieben. Mittels der WindowsNT-Oberfläche sind hier nahezu beliebige Darstellungskombinationen wählbar.

Als Grundmuster für eine Reihe weiterer Grafiklayouts auf Seite 132 ein sog. Einzelplot, bestehend aus einem Spek-

trenvergleich (aktuell/Referenz), den eingestellten Überwachungsbändern und – darunter angeordnet – eine Trenddarstellung des Peakverhaltens in den überwachungstechnisch scharf geschalteten Bändern, wobei zwischen den Parametern Peakhöhe, Peaklage und Peakform umgeschaltet werden kann.

Der Einsatz und Betrieb eines hochwertigen Diagnosesystems erfordert neben Vertrauen in das Produkt auch einschlägige Kompetenz beim Serviceanbieter - nur so ist die Übernahme der Verantwortung bei der Datenbewertung sichergestellt. Durch die Einschaltung eines bereits im Zusammenhang mit Turbinen- und Zwangsumwälzpumpen-Diagnosesystemen eingeschalteten Softwarehauses waren bei der Produktentwicklung beste Voraussetzungen gegeben. Darüber hinaus sind weitere Maßnahmen erforderlich, um die Systemakzeptanz sicherzustellen. Dazu gehören u.a.

- verständliche System- und Anwenderdokumentation,
- regelmäßige Veranstaltungen zum Erfahrungsaustausch,
- Systempflegemaßnahmen in Form von Software-Updates,
- Know-how-Erhalt über Kontakte zu Maschinenherstellern,
- Pflege des Datenmaterials im ISTec-Datenarchiv.

Bekanntermaßen liefert die Schwingungsüberwachung belastbare Diagnosehinweise bei makroskopischen Effekten wie z.B. Verstimmungen an Komponentenaufhängungen, Verschleißvorgängen an Bauteileinspannungen, Reibwertveränderungen an Stoßbremsen, Kontaktierungen an Ausschlagbegrenzungen – aber auch mikroskopische Ursachen wie thermisch/mechanische bzw.

hoch zyklische Ermüdungsvorgänge mit Rissentstehung unter Mediumeinfluss sind auf diese Weise detektierbar.

Eine wesentliche Randbedingung war die Übernahme des mit den laufenden COMOS-Systemen mittlerweile über mehr als 80 Betriebsjahre gesammelten Datenmaterials in verdichteter Weise auch in die neuen COMOSnt-Systeme, damit Trenddarstellungen über gewünschte Erfassungszeiträume weiterhin auf Knopfdruck abrufbar bleiben. Nur auf diese Weise kann komponentenspezifisches Schwingungsverhalten der jüngsten Zeit mit lange zurückliegenden Referenzzuständen verglichen und bewertet werden.

Dieses Bündel von Maßnahmen liefert uns und dem Betreiber vor Ort die Gewissheit, ein umfassendes Diagnosepaket zielgerichtet sowohl zur Erkennung relevanter Schadensentwicklungen als auch zur zustandsorientierten Instandhaltung einsetzen zu können. Dies beeinflusst Anlagensicherheit und Komponentenverfügbarkeit gleichermaßen positiv.

Derzeit sind vom Nachfolgesystem COMOSnt drei Systeme im Vor-Ort-Einsatz: in Neckarwestheim-1, Grafenrheinfeld und Isar-2. Die Systeme sind leittechnisch qualifiziert nach Stufe 1. Das COMOSnt weist im Übrigen systemtechnische Verwandtschaft mit den Systemen VIBROCAM 5000 plus COMOS (Turbinen-Schwingungsdiagnose) und VIBROCAM 5000 ZUP (Zwangsumwälzpumpen-Schwingungsdiagnose) auf, die ebenfalls von ISTec serviceseitig betreut werden.

Das von ISTec neu entwickelte System COMOSnt ist Teil eines integralen Diagnose- und Instandhaltungskonzepts, das der zielgerichteten Erkennung von Schadensauslösern in Druckwasserreaktoren dient. Dieses System ist gekennzeichnet durch frequenzselektive Bewertungsverfahren, wobei die FFT-Mittelung hinsichtlich der Signalstatistik optimiert wurde und wie beim Vorgängermodell zwei abgestufte Erfassungstakraten

gemäß der Zielsetzung Primärkreis- und Pumpendiagnose realisiert wurden. Besonders wichtig ist in diesem Zusammenhang das potenzielle Mittel, zurückliegende Schwingungsmuster in den aktuellen Datenverlauf mit einzubeziehen.

Das System weist eine Anpassung an erweiterte Aufgabenstellungen auf, gekennzeichnet durch 96 Messkanaleingänge, 96 Eingänge für betriebliche Parameter sowie eine Verknüpfungsglogik zur Fehlalarmreduktion.

Ein heute nicht unerheblicher Aspekt bei der Systembeurteilung betrifft die Reduktion des Personalaufwands für

Diagnoseaufgaben. Durch Netzanbindung sind anlageninterne Datenkommunikationspfade realisiert, Meldungen an den Systemverantwortlichen können z.B. auch über E-mail erfolgen. Für den Fall der unmittelbaren externen Beratung steht ein Modem-Anschluss zur Verfügung.

Vor-Ort-Diagnosesysteme sind entscheidende Kommunikationselemente zwischen Reaktoranlagen und externen Diagnosespezialisten. ISTec versteht die dabei anfallenden Beratungsleistungen als eine seiner Kernkompetenzen. Der Erfolg dieser Systementwicklung sichert somit einen Teil des wirtschaftlichen Erfolgs.

COMOSnt – New Technological Implementation of a Well-established Concept for Pressurised Water Reactors

The service life of computer-based systems depends on technological requirements, the spare parts inventory and the wish for more and more computer capacity. Today, typical periods for the change of generations in the PC sector are even shorter than three years. These extreme boundary conditions do not apply to the COMOS system developed by ISTec in the year 1985, but nevertheless, a new technological implementation became necessary and has been realised in the meantime. The following contribution describes the current status of the follow-up system named COMOSnt, starting with the historical development of the initial COMOS.

COMOS – a well-established diagnosis concept

In the middle of the eighties, the vibration behaviour of the primary system components at German pressurised water reactors was examined three times per fuel cycle according to the respective RSK Guidelines and the KTA Rule 3204. The data were recorded in separate measuring campaigns involving relatively great technical efforts with subsequent manual analysis, e.g. at the former GRS analysis laboratory. At that time, the idea was being developed to perform parts of the data analyses at the reactor plants and to increase the number of measurements considerably, since more reliable statements on trends can be made with

more measuring points over time scale. Together with the utility of the Neckarwestheim NPP, Unit 1, a prototype system was set up and tested to determine the diagnosis potential increased by it. A system was designed and set up with equipment already tested in laboratory use, which was classified as very efficient in these years. Nucleus was a two-channel signal analyser, connected via multiplexer with up to 32 signals. The system transfers the signals in the frequency domain – irrespective of the signal type. The analyses mainly focussed on vibrations, coolant pressure and neutron noise signals.

In December 1986, the first prototype of such a system was installed as **Condition**

Monitoring System COMOS at GKN-1. At the same time, an incident occurred at the Grafenrheinfeld Nuclear Power Plant with shaft rupture of a reactor coolant pump. This raised the question to which extent shafts of reactor coolant pumps can be monitored in general. As a consequence, the decision was taken to extend the prototype COMOS for such tasks by installing special sensors (shaft vibration probes). Due to this, the system concept had to be revised thoroughly and adapted to the new tasks.

Since reliable results from fracture-mechanical analyses on the crack propagation velocities at the shafts of reactor coolant pumps were not available at this time, a damage escalation was postulated as conservative assumption in time span of one day. Consequently, the necessary signal processing rates were established in the range of hours. On the other hand, very slow damage escalations were postulated for the monitoring of pipes and vessels, so that it was possible to fix a considerably longer signal processing rate. As a result of these considerations, a two-level monitoring concept was applied with regard to the COMOS system specification. The so-called primary system diagnosis was performed with recording frequencies once per week, the pump shaft diagnosis 16 times per day, i.e. at an interval of 1.5 hours.

With these basic considerations and the decision to enable monitoring of distinct spectral components in the signal spectra individually according to peak height, peak position and peak form, the first finally parameterised COMOS was put into operation at the Grafenrheinfeld nuclear power plant in May 1987. In the same year, another system was installed at the Konvoi type plant KKI-2, being new at that time, and a technological upgrade was performed for the prototype system at GKN-1. In the following two years further systems were installed at the plants GKN-2, KKP-2, KWB-A and KWB-B.

The manifesting success in the use of the system was mainly determined by five design features:

- The system runs with high signal processing rates which exceed the recommendations in the technical rules still applicable today by orders of magnitude.
- The mainly graphically designed user interface offers information in an easily comprehensible form, also for non-experts.
- In case of activated alert to the control room, an efficient false-alarm suppression avoids unnecessary reactions of the operating personnel.
- A service offered by GRS/ISTec – realised via regular offline-data evaluations of back-up media – includes the support in taking necessary decisions on-site.
- Annual experience exchange seminars with system users increase the awareness of damage escalations by presentation of case studies.

In course of 1988, the frequency-selective monitoring of vibration patterns enabled the early detection and tracking of a developing shaft crack at the KKI-2 nuclear plant, being in operation only five months at that time, which demonstrated the efficiency of the frequency-selective monitoring method with warning periods of several months impressively

In the following years, the COMOS monitoring principle was also included in the industrial standard DIN 25475 entitled "vibration monitoring for incipient detection of changes in the vibration behaviour of the primary circuit" and is described in detail in the annex of Part 2 of this standard.

COMOSnt – new technological implementation

Regarding the development of the follow-up system, the task was to maintain the approved system features, to combine them with new technological options, but also to maintain the robustness of the system in any case. So, the name COMOSnt (nt means

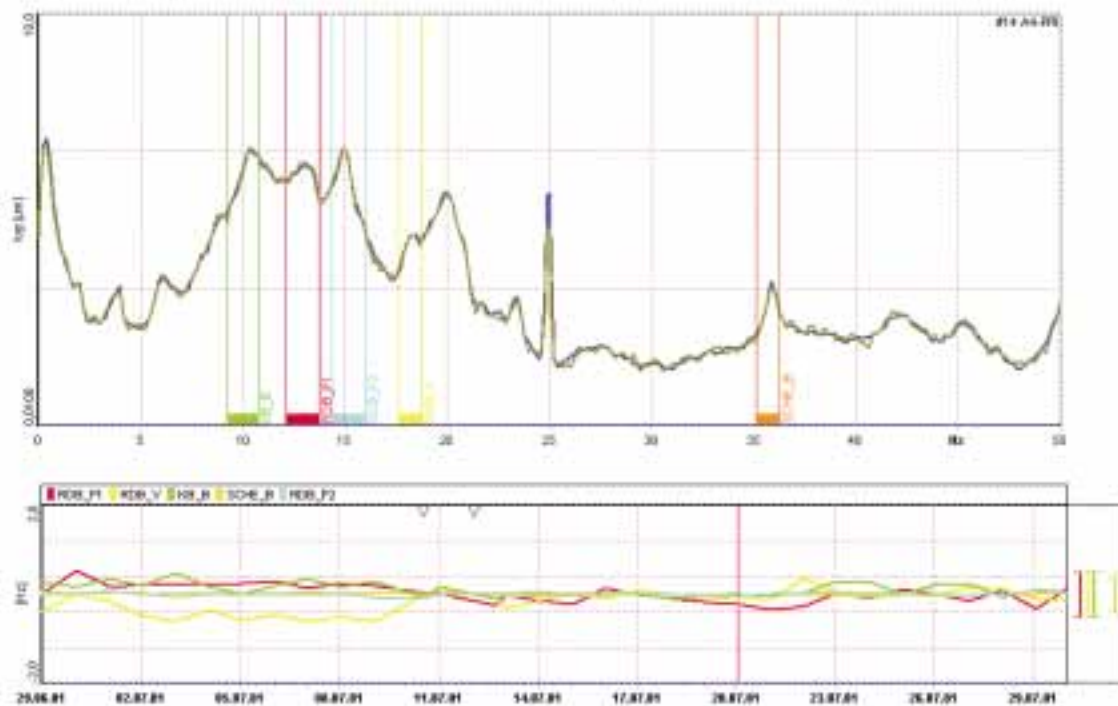
nuclear technology) indicates the unvarying application use of the system, the monitoring of the primary circuit and of the pumps of Pressurised Water Reactors. The system fulfils the previous system requirements on a new technological basis, has an attractive cost/performance ratio compared to its competitors, and has a high degree of application flexibility due to its modular structure. By this, it opens a broad spectrum of tasks to ISTec in innovative fields.

COMOSnt has a modular structure with regard to its monitoring functions (front-end electronics and visualisation computers) and has two functionally separated monitoring modes:

The "primary system diagnosis – frequency range" is based on two-channel amplitude spectra and coherence and phase spectra derived from it. Object of monitoring are resonances 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 rated speed components and higher-harmonic proportions as well as unit resonances. Further pump units, e.g. feedwater pumps, can be integrated. An extension to core internals is feasible – besides amplitude, coherence and phase spectra it also considers equal proportions of e.g. neutron flux measurement chains in the analyses. The monitoring comprises, in addition to structure resonances of fuel assemblies and core internals, the burn-up-related effects and skew-symmetric load distributions in the core.

Although the new COMOSnt system with 96 measurement signals, processing spectras which are three times larger, administrates a total of up to 96 operating parameters (system pressures, throughput, temperatures etc.) and illustrates their trends, its hardware is considerably more compact compared to the old system.

From a graphical point of view, all fundamental representations such as



▲ COMOSnt – Einzelplot: Spektrenvergleich mit Überwachungsbändern und Trenddarstellung ausgewählter Kennwerte
 COMOSnt – Single plot: Spectra comparison with monitored frequency bands and trends of selected parameters

“single plot”, “standard plot”, “status plot” and “long-term trend” were maintained. By means of the WindowsNT graphical user interface, almost any representation combination required can be chosen.

As basic pattern for a number of further graphical layouts, here a so-called single plot consisting of a spectrum comparison (actual/reference), the activated monitoring bands and – below – a trend representation of the peak behaviour in the frequency bands activated for monitoring, with optional selection between peak parameters height, position and form.

The use and operation of a sophisticated diagnostic system requires not only confidence in the product but also the corresponding competence on the part of the service provider – only by this way it can be ensured that the responsibility for

the evaluation of the data is assumed. The co-operation with a software enterprise, already consulted in connection with diagnostic systems for turbines and reactor recirculation pumps, has been a very good prerequisite in the development of the system. However, further measures are required to ensure the acceptance of the system. Among others these are

- comprehensive system and user documentation,
- meetings for the exchange of experiences at regular intervals,
- system maintenance measures in form of software-updates,
- maintenance of know-how via contacts to equipment manufacturers,
- maintenance of data material in ISTec data library.

It is a known fact that the vibration monitoring provides reliable information for the diagnosis of macroscopic effects, as e.g. deficiencies at the suspensions of components, wear processes on structural part fixings, changes in the friction coefficients of dashpots, bondings on deflection restrictors – but also microscopic causes, such as thermal/mechanical and high-cyclic fatigue processes with crack formation under the influence of the medium can be detected this way.

An essential boundary condition was the transfer of the data material so far of more than 80 operating years collected with the present COMOS system to the new COMOSnt systems in condensed form so that trend representations over desired recording periods can still be retrieved at the touch of a button. Only this way, the most recent component-

specific vibration behaviour can be compared to reference conditions from long ago and evaluated.

This bundle of measures reassures us and the local user to have a comprehensive diagnostic package which can be purposefully applied both for the detection of relevant damage escalations and for the condition-based maintenance. This has a positive influence on the safety of the plant as well as on the availability of components.

At present, three systems of the follow-up system COMOSnt are in on-site operation: Neckarwestheim-1, Grafenrheinfeld and Isar-2. The I&C of the systems is qualified according to Level 1. Furthermore, the COMOSnt is similar comparable to the systems VIBROCAM 5000 plus COMOS (turbine vibration diagnosis) and VIBROCAM 5000 ZUP (vibration diagnosis for reactor recirculation pumps)

for which service is provided by ISTec, too.

The new COMOSnt developed by ISTec is part of an integral diagnosis and maintenance concept which serves the targeted detection of damage initiators in pressurised water reactors. This system distinguishes by frequency-selective assessment procedures, for which the FFT-averages were optimised regarding the signal statistics and, as in the case of the precursor model, two graded signal processing rates were established according to the purpose of primary system and pump diagnosis. Of special importance in this respect is the potential for considering previous vibration patterns in the actual data sequences.

The system can be adjusted to extended tasks, characterised by 96 measuring channel inputs, 96 inputs for operating

parameters, as well as a logic editor for the suppression of false alarms.

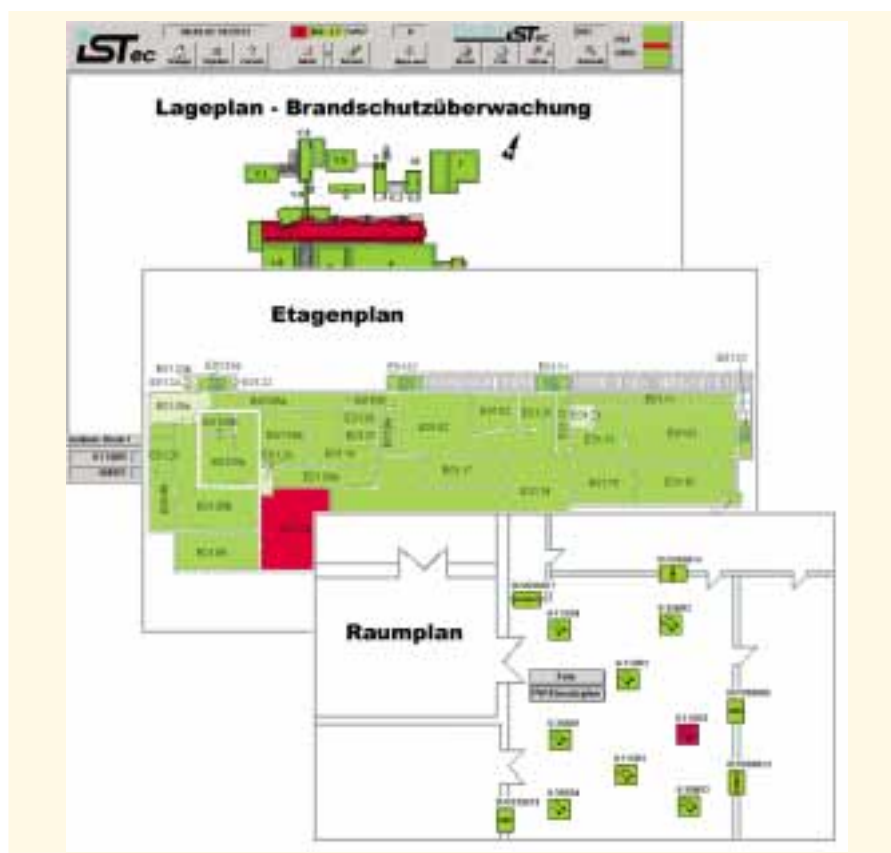
An aspect of system assessment, not being irrelevant today, concerns the reduction of personnel expenses regarding diagnostic tasks. By net connection, plant-internal data communication paths have been realised, and reports to the system administrators can be sent, e.g., via e-mail. For direct external consultancy, a modem connection is available.

In-situ diagnostic systems are essential elements of communication between nuclear power plants and external diagnosis specialists. ISTec regards the related consultancy services as one of its core competences. Thus, the basic advantage of this system development ensures a part of the economic success.

R. Sunder, A. Kolbasseff

Erweiterung von Brandschutzanlagen mit VerBA

Zur Verbesserung komplexer Brandmelde- und Brandschutzanlagen, z. B. von chemischen Großanlagen, großen brandgefährdeten Lagern oder Kernkraftwerken, wird das vorhandene Bedienpult durch ein komfortables und übersichtliches grafisches System ersetzt. Bei auftretenden Alarmen kann das System so Aussagen über Brandabschnitte und Alarmpläne sowie Feuerwehr- und Feuerwehreinsatzpläne liefern, um ein schnelles und effektives Eingreifen der Feuerwehr zu ermöglichen. Daneben unterstützt das System die Wiederkehrende Prüfung und protokolliert durchgängig alle Ereignisse im Zusammenhang mit der Brandmelde- und Brandschutzanlage.



▲ Anbindung von VerBA an die Brandmeldeanlage

Connection of VerBA to the fire alarm system

Zur Minimierung von Brandrisiken sind komplexe Industrieanlagen mit hochzuverlässigen Brandmelde- und Brandschutzanlagen ausgestattet. Diese bestehen aus Einrichtungen des aktiven und passiven Brandschutzes wie Lösch-einrichtungen, Brandschutzklappen und Brandmeldern. Gesteuert werden sie im Allgemeinen über zentrale Steuerungseinrichtungen, z. B. die Siemens SM 88 mit den zugehörigen Schaltschränken und Bedienpulten.

Vom Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) wurde ein modernes DV-System entwickelt, mit dem die Bedienbarkeit und Effektivität von Brandmelde- und Brandschutzanlagen mit zentralen Steuerungseinheiten signifikant verbessert wird (Verbesserte Brandmeldeanlage (VerBA)). Dieses System wird an die Steuerungseinheit für die Brandmelde- und Brandschutzanlage und die Schaltschränke für die Brandschutzklappen angekoppelt und ergänzt die Funktio-

nalität der Brandmelde- und Brandschutzanlage um Leistungsmerkmale moderner Softwaretechnologie.

Systemaufbau

Der Systemaufbau wird am Beispiel einer Anbindung des VerBA-Systems an eine SM 88 und vier Schaltschränke zur Brandschutzklappensteuerung beschrieben.

Die Prozessankopplung an die vorhandene Brandmelde- und Brandschutzanlage SM 88 erfolgt dabei über redundant vorhandene serielle Schnittstellen. Die Ankopplung an die Brandschutzklappensteuerung findet über dezentrale Ein-/Ausgabebaugruppen statt. Diese werden direkt in den 4 vorhandenen BSK-Steuerschränken installiert und über einen redundant ausgelegten Feldbus-Ring (Profibus) angesteuert.

Die Auswertung der Prozessinformationen geschieht in den Prozessservern, die über je eine serielle Schnittstelle mit der SM 88 und über je eine Profibus-Karte mit den E/A-Einheiten kommunizieren.

Die Prozessinformationen werden an die Arbeitsplatzrechner geschickt und gleichzeitig in die Datenbanken auf die DB-Server geschrieben. Kurzzeitig werden die Daten in einem lokalen Ringpuffer zwischengespeichert.

Gemäß den bestehenden Anforderungen ist VerBA redundant (einzelfehlertolerant) ausgelegt, um die Verfügbarkeit zu maximieren. Die im Einsatz befindliche Hard- und Software entspricht dem aktuellen Stand der Technik und weist offene, systemweit einheitliche Standardkomponenten auf (z. B. Windows NT, Oracle, Profibus).

Grafische Navigation in VerBA

Um zuverlässig und benutzerfreundlich ausgelöste Alarme innerhalb einer Anlage zu lokalisieren, verfügt VerBA über eine komfortable grafische Navigation.

Aus dem Lageplan wird durch Anklicken mit der Maus ein Gebäude ausge-

wählt. Daraufhin wird ein Gebäude-schnitt eingeblendet, aus dem sich eine Etage auswählen lässt. Der Grundrissplan der entsprechenden Etage wird dargestellt. Hieraus ist der gewünschte Raum für die Angabe weiterer Rauminformationen anzuklicken.

Den unterschiedlichen Farben in den Plänen sind Meldungsarten zugeordnet. Dabei zeigen rote Flächen Alarme an (*“Brandmelder angesprochen”, “Löschanlagen ausgelöst”, “Brandschutzklappen bewegt”*). Gelbe Flächen weisen auf Melder-, LT- oder Brandschutzklappenstörungen hin. Freischaltungen werden grau angezeigt. Bei eintreffenden Meldungen kann über die unterschiedlichen Farben benutzerfreundlich und zuverlässig zu den betroffenen Räumen navigiert werden.

Zu den Informationen, die für die einzelnen Räume verfügbar sind, zählen Brandschutz-Rauminfo und Raumfoto. In der Brandschutz-Rauminfo sind sicherheitstechnische Einstufungen, Feuermeldelinien, Löscheinrichtungen, Brandschutzklappen, Brandlasten, aktuelle Feuerwehrpläne, Feuerwehreinsatzpläne u. ä. aufgeführt. Des Weiteren wird der Zustand der Brandschutzklappen angezeigt und es können – bei entsprechender Benutzerberechtigung – die Brandschutzklappen bedient werden.

Meldungsmanagement

Bei eintreffenden Meldungen erfolgt ein akustischer und optischer Alarm. Neben der Darstellung in den Lageplänen werden alle Meldungen in eine Meldeliste eingetragen. In einer kompakten Listendarstellung können alle Meldungen in Übersichtsform dargestellt werden.

Über Schaltflächen lassen sich weitere Informationen zu den Meldungen abrufen und die Meldungen können quittiert und kommentiert werden. Alle Meldungen werden dauerhaft archiviert und sind jederzeit erneut abrufbar. Eine direkte Navigation zwischen Lageplan- und Meldeliste ist möglich.

Durch Protokollierung aller Meldungen können die Wiederkehrenden Prüfungen (WKP) der Brandmelde- und

Brandschutzanlage effektiv durchgeführt werden. Hierzu werden zu prüfende Melder in einen WKP-Status versetzt und angeregt. Anschließend erfolgt in *VerBA* eine automatische Auswertung des Systemverhaltens. Die Ergebnisse der WKP werden automatisch protokolliert und in der Datenbank archiviert.

Fazit

Mit dem *VerBA*-System wurde ein komfortables Interfacesystem für vorhandene Brandmeldeanlagen entwickelt, das im Anforderungsfall alle relevanten Stellen über Ort, Art, Umfang und mögliche Präventionsmaßnahmen zum entstehenden Brand informiert. Hierdurch werden

Reaktionszeiten entscheidend verkürzt. Dies erhöht die Effektivität der Brandbekämpfung deutlich.

Durch lückenlose Protokollierung aller brandschutzrelevanten Ereignisse und permanenter Überwachung der Brandmelde- und Brandschutzanlage ist jederzeit eine Information über die Zuverlässigkeit der Brandmelde- und Brandschutzanlage gegeben. Die implementierten Funktionen zur WKP führen zur Arbeitersparnis und damit zu einer Kostenreduzierung beim Anlagenbetrieb.

VerBA wurde als hoch zuverlässiges einzelfehlersicheres System für große Anlagen ausgelegt, das dem gängigen Regelwerk entspricht.

Expansion of Fire Protection Systems with *VerBA*

To improve complex fire detection and fire fighting systems of e. g. large chemical plants, large stores with fire risks or nuclear power plants, the existing operator's panel is replaced with a comfortable and clearly structured graphic system. In the case of an alarm, this system is thus able to provide information about fire sections and alarm plans as well as about fire fighting plans and fire brigade mission plans in order to allow for the rapid and effective intervention of the fire fighting forces. The system facilitates in addition its in-service inspection and generally records all events in connection with the fire detection and protection system.

For the minimisation of fire risks, complex industrial plants are equipped with highly reliable fire detection and fire protection systems. These consist of active and passive protection systems like e. g. fire extinguishing systems, fire dampers and fire sensors. Generally, they are controlled via central control systems, e. g. the Siemens SM 88 system with the accompanying control cabinets and operator's panels.

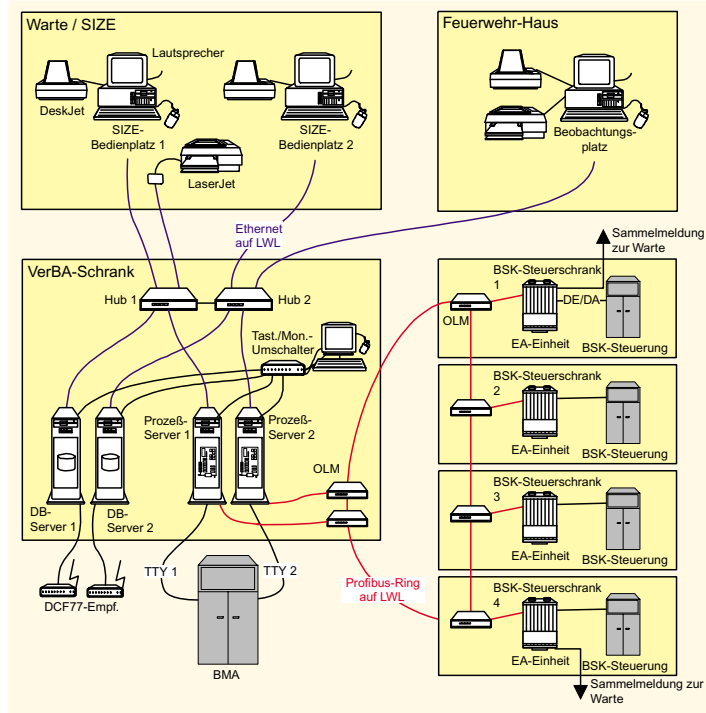
The Institute for Safety Technology (ISTec) has developed a modern computerised system with which the operability and effectiveness of fire detection and protection systems with central control units is improved significantly (Improved Fire Detection System – *Verbesserte Brandmeldeanlage (VerBA)*). This system is coupled to the control unit for

the fire detection and protection system and to the control cabinets for the fire dampers. It supplements the functionality of the fire detection and protection system with performance features of modern software technology.

System structure

The system structure is described on the example of a connection of the *VerBA* system to an SM 88 and to four control cabinets for fire damper control.

In this connection, process coupling to the existing fire detection and protection system SM 88 is carried out via redundant serial interfaces. The coupling to the fire damper control system takes place via



◀ Beispiel einer VerBA-Navigation
Example of VerBA navigation

Signal management

When a signal is received there will be an acoustical and a visual alarm. Besides the representation in the site plans, all signals are registered in an alarm list. In such a compact list, all signals reports can be shown in the form of a survey.

Further information about the signals can be obtained via special buttons, and it is possible to acknowledge and comment on the signals. All received signals are permanently archived and can be retrieved at any time. Direct navigation between site plan and alarm list is possible.

By keeping records of all signals, the in-service inspections of the fire detection and protection system can be carried out effectively. For this purpose, the sensors to be tested are put into a recurrent-inspection status and are actuated. After that, VerBA automatically evaluates the system's behaviour. The results of the in-service inspection are automatically recorded and archived in the database.

decentralised input/output module assemblies. These are installed directly in the 4 existing fire damper control cabinets and actuated via a redundantly designed fieldbus ring (profibus).

The evaluation of the process information is carried out in the process servers which communicate via one serial interface each with the SM 88 and via one profibus card each with the input/output units.

The process information is transmitted to the workstations and at the same time entered in the databases on the database servers. The data are stored temporarily in a local ring buffer.

In accordance with the existing requirements, VerBA is designed redundant (single-failure safe) to maximise availability. The hardware and software used is state of the art and has open, system-wide standard components (e. g. Windows NT, Oracle, Profibus).

Graphic navigation in VerBA

To identify alarms raised within a plant in a reliable and user-friendly manner, VerBA offers comfortable graphic navigation.

A building is selected from the site plan by mouse click. After that, a building section is displayed from which a floor can be selected. Then the ground plan of the corresponding floor is shown. On this plan, the desired room has to be selected by mouse click for further room information to be shown.

Different types of signals are assigned to the different colours in the plans. Red areas show alarms ("fire sensors responded", "extinguishing systems actuated", "fire dampers operated"). Yellow areas indicate sensor, I&C or fire damper faults. Isolated systems are indicated in grey. When a signal is received, the user can navigate to the rooms affected in a reliable and user-friendly manner with the help of the different colours.

The information that is available for the individual rooms includes information relating to fire protection and a photo of the room. The fire-protection-related information lists safety-related classifications, fire alarm groups, fire extinguishing systems, fire dampers, fire loads, up-to-date fire fighting plans, fire brigade mission plans and similar information. The status of the fire dampers is shown, and the user can operate the fire dampers if he has the corresponding authorisation.

Conclusion

With the VerBA system, a comfortable interface system for existing fire detection systems has been developed which in case of a challenge informs all relevant parties about the place, kind, and extent of the initial fire as well as about possible prevention measures. Reaction times are thereby decisively reduced. This increases the effectiveness of the fire fighting measures considerably.

By the complete recording of all fire-protection-relevant events and the permanent monitoring of the fire detection and protection system, information about the reliability of this system is available at any time. The implemented functions for the in-service inspection lead to work savings and thereby to a reduction in the costs of plant operation.

VerBA was designed as a highly reliable, single-failure-safe system for large facilities and conforms with current regulations.

D. Gründler, S. Osterlehner

Kommunikation

Communication

Die GRS versteht sich als kompetenter Partner der Öffentlichkeit in allen Fragen zur nuklearen Sicherheit, zum Strahlenschutz und Umweltschutz. Das öffentliche Interesse an diesen Themen ist nach wie vor sehr groß. Als Unternehmen, das beansprucht, in Deutschland die zentrale technisch-wissenschaftliche Expertenorganisation des Bundes für alle Fragen der nuklearen Sicherheit und Entsorgung zu sein, gehört es natürlich auch zu den Aufgaben der GRS, den Journalisten als wichtigste Schnittstelle zur allgemeinen Öffentlichkeit aktuelle Fragen angemessen und sachgerecht zu beantworten. Dies ist vor allem dann der Fall, wenn es um die Aufklärung und Erläuterung komplizierter Sachverhalte geht. Dabei wirkt sich die breit gefächerte wissenschaftliche Ausrichtung der GRS besonders vorteilhaft aus.

Ein weiteres Feld der Kommunikation ist die GRS-interne Öffentlichkeit. Hier nutzt die GRS die Möglichkeiten der elektronischen Information über das Intranet. Wesentliche Elemente sind darüber hinaus der hausinterne Nachrichtendienst „GRS-intern“, der über aktuelle Entwicklungen, z. B. wichtige Projekte, Veranstaltungen, Ehrungen und personelle Veränderungen informiert, sowie die technischen Seminare, die dazu dienen, Ergebnisse laufender Projekte zu präsentieren.

Die GRS kommuniziert intensiv mit der Fachwelt und steht mit ihr in einem kontinuierlichen Erfahrungsaustausch. Sie unterhält weltweit Kontakte zu den relevanten Expertenorganisationen, GRS-Mitarbeiter nehmen Aufgaben in internationalen Gremien wahr und beteiligten sich an Seminaren, Workshops und Konferenzen anderer Organisationen. Außerdem führt die GRS selbst zahlreiche Veranstaltungen mit nationaler und

internationaler Beteiligung durch. Gerade in den letzten Jahren wurden diese Kommunikationsmöglichkeiten stärker genutzt. Neben eigenen Veranstaltungen bietet sie auch im Auftrag des Bundes und internationaler Institutionen Workshops und Seminare an.

Presse

Seit vielen Jahren ist die GRS für die Journalisten kompetenter Ansprechpartner. Sie wurde zu nationalen Geschehnissen ebenso um fachliche Aufklärung und Information gebeten wie zu internationalen Entwicklungen und Ereignissen. Das Interesse der Öffentlichkeit richtete sich im Jahr 2000 vor allem auf die Stilllegung von Tschernobyl, die Sicherheit des tschechischen Kernkraftwerks Temelin und den Untergang des russischen Atom-U-Bootes Kursk. Das Jahr 2001 bedeutete durch die Terroranschläge am 11. September eine besondere kommunikative Herausforderung, die noch weiter besteht.

Temelin – Über das gesamte Jahr 2000 und auch in 2001 war die Sicherheit des tschechischen Kernkraftwerks Temelin ein Thema vor allem für die österreichische Presse. Angesichts der geplanten Inbetriebnahme und der von der GRS für das Bundesumweltministerium durchgeführten Bewertung ausgewählter Sicherheitsfragen und der dabei identifizierten Defizite war der Bedarf an Hintergrundinformationen und Interviews sehr groß. Vielfach konnte dabei auf die auf unserer Webseite publizierte Analyse verwiesen werden. Allerdings musste immer wieder klar gestellt werden, dass es nicht die Aufgabe der GRS ist, die anforderungsgerechte Umsetzung der einzelnen Maßnahmen im tschechischen Genehmigungsverfahren bzw. in

der Anlage zu überprüfen, sondern, dass für die Durchführung des Genehmigungsverfahrens und die Überwachung der vollständigen Erfüllung aller Genehmigungsvoraussetzungen allein die für die nukleare Sicherheit zuständigen Stellen in der Tschechischen Republik verantwortlich sind.

Tschernobyl – Im Vorfeld der geplanten Stilllegung des letzten noch in Betrieb befindlichen Kraftwerkblocks in Tschernobyl – die am 15. Dezember 2000 nach mehrfachen Ankündigungen endlich durchgeführt wurde – interessierten sich die Journalisten für die Sicherheit beim Abschalten und im abgeschalteten Zustand. Am 5. Juli des Jahres fand unter Vorsitz des ukrainischen Premierministers Juschtschenko und Vizeminister Fischer im Auswärtigen Amt in Berlin die zweite „Chornobyl Pledging Conference“ statt. Ziel war, bei den 54 eingeladenen Staaten um weitere finanzielle Unterstützung für die Bewältigung der Unfallfolgen zu werben. Die GRS war im Auftrag des BMU in die Vorbereitungen eingebunden. Dazu zählten neben den organisatorischen auch inhaltliche Arbeiten. Es wurde eine Broschüre erstellt, die die Situation im Zusammenhang mit der technischen, sozialen und finanziellen Bewältigung der Folgen der Katastrophe beschreibt. Darüber hinaus wurden Dokumentenmappen für den diplomatischen Informationsaustausch entwickelt und dem BMU zur Verfügung gestellt. Von Fachleuten der GRS wurden im Umfeld der Konferenz zahlreiche Interviewwünsche erfüllt und fachliche Hintergrundgespräche geführt.

Atom-U-Boot Kursk – Der Untergang des russischen Atom-U-Bootes Kursk in der Barentssee im August 2000, bei dem die gesamte Besatzung mit in die Tiefe



▲ Den Vorsitz bei der 2. Tschernobyl Geberkonferenz in Berlin führten Vizekanzler Joschka Fischer (3. v. rechts) und der Ministerpräsident der Ukraine Viktor Juschtschenko (3. v. links). Weiterhin im Panel Bundesumweltminister Jürgen Trittin (2. v. rechts), Hans Blix, Vorsitzender der Chornobyl Shelter Fund Geberversammlung (rechts), Charles Frank, Präsident der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (1. v. links) und neben ihm Iwan Sajetz, Minister für Ökologie und Natursressourcen der Ukraine.

The second Chornobyl Pledging Conference was chaired by Vice Chancellor Joschka Fischer (3rd from right) and the Ukrainian Prime Minister Viktor Yushchenko (3rd from left). Further members of the panel, Federal Environment Minister Jürgen Trittin (2nd from right), Hans Blix, chairman of the donors conference for the Chornobyl Shelter Fund (right), Charles Frank, President of the European Bank for Reconstruction and Development (1st from left) and next to him Ivan Zayets, Minister of Ecology and Natural Resources in the Ukraine.



▲ Bei der anschließenden Pressekonferenz standen die Mitglieder des Panel der Geberkonferenz sowie der japanische Botschafter in Berlin Kunisada Kume (3. v. links; Japan hatte zu diesem Zeitpunkt den Vorsitz bei den G7) den zahlreichen Journalisten Rede und Antwort.

At the press conference that followed, the panel member of the donors conference and the Japanese ambassador in Berlin Kunisada Kume (3rd from left; Japan chaired the G7 at that time) answered all questions of the numerous journalists.

gerissen wurde, war über viele Wochen in den Schlagzeilen. Das Interesse der Journalisten war auf die Frage gerichtet, welche Gefahren von den beiden Atomreaktoren der gesunkenen Kursk ausgehen könnten. Es wurden lediglich technische Basisinformationen zur Funktionsweise derartiger Reaktoren gegeben, da die GRS sich nicht mit U-Boot-Reaktoren befasst und nur spärliche Kenntnisse über die russischen Reaktoren vorlagen. Des Weiteren wurde gefragt, welche atomaren Risiken die geplante Hebung birgt, ob z. B. die Reaktoren dabei auseinander brechen könnten.

15. Jahrestag der Katastrophe von Tschernobyl – Am 26. April 2001 jährte

sich zum 15. Mal die Katastrophe von Tschernobyl. Bereits am Anfang des Jahres führte er zu einem regen Interesse der Medien. Auf einer Wissenschafts-Pressekonferenz in Bonn war die GRS mit zwei Experten vertreten, an der auch Fachleute des Forschungszentrums für Umwelt und Gesundheit (GSF) sowie aus Osteuropa teilgenommen haben. Sie wurde live im Internet ausgestrahlt. Darüber hinaus wurde eine Vielzahl von Interviews und fachlichen Erläuterungen zu den gesundheitlichen Folgen und den geplanten Abhilfemaßnahmen gegeben.

11. September – Die mit gekaperten Passagierflugzeugen durchgeführten Terroranschläge in den USA am 11.

September 2001 demonstrierten die Verletzlichkeit unserer auf hohem technischem Niveau basierenden Zivilisation. Schon am Tag danach interessierte die Journalisten die Frage: „Könnte einem solchen Angriff ein Kernkraftwerk in Deutschland standhalten?“ Da die GRS bereits Anfang der siebziger Jahre die Auslegung von Kernkraftwerken gegen Flugzeugabsturz mitentwickelt hatte, war sie eine der ersten Anlaufstellen für die Medien. Es fand ein regelrechter „Run“ auf die GRS statt.

Die Attacken in den USA öffneten eine neue Sicherheitsdimension. Absichtliche und mit großen Passagiermaschinen ausgeführte Anschläge lagen bisher



▲ Reges Interesse zeigten die Journalisten an der Wissenschaftspressekonferenz zum 15. Jahrestag der Tschernobyl-Katastrophe am 24. April 2001 in Bonn, an der von der GRS Jochen-Peter Weber (1. v. rechts) und Dr. Dietrich Bachner (3. v. rechts) teilgenommen haben. Die Diskussion leitete Dagmar Röhrlich, freie Journalistin (2. v. rechts).

The journalists showed a lively interest in the Science Press Conference on the 15th anniversary of the Chernobyl disaster on 24th April 2001 in Bonn, which was attended by Jochen-Peter Weber (1st from right) and Dr. Dietrich Bachner (3rd from right) from GRS. The discussion was led by Dagmar Röhrlich, free-lance journalist (2nd from right).

außerhalb des Vorstellbaren und wurden dementsprechend nicht in die Sicherheitsdiskussion einbezogen. Die Auslegung der Kernkraftwerke in Deutschland gegen Flugzeugabsturz basiert auf schnell fliegenden Militärmaschinen. Mit der Frage, wie weit der vorhandene Schutz deutscher Kernkraftwerke bei derartigen Anschlägen reicht, beauftragten dann auch der Bundesumwelt- und der Bundeswirtschaftsminister die GRS. Die Untersuchungen wurden im September 2001 begonnen und sind noch nicht abgeschlossen.

Kernkraftwerk Philippsburg – Bei einer Kontrolle stellte der Betreiber fest, dass die Borsäurekonzentration in den so genannten Flutbehältern, einer wichtigen Sicherheitseinrichtung, nicht den Vorschriften entsprach. Bei der Analyse im Auftrag des BMU hat die GRS dieses Vorkommnis der Stufe 2 der siebenstufigen internationalen Skala (INES = International Nuclear Event Scale) zugeordnet und diesem nachträglich eine höhere sicherheitstechnische Bedeutung beigemessen. Dieser Vorgang löste ein starkes Medienecho aus und

führte zu vielfachen Presseanfragen. Es wurden die notwendigen Erläuterungen der technischen Zusammenhänge gegeben sowie die potenziellen Gefährdungen erklärt.

Weitere Themen – Neben diesen zentralen Themen gab es eine Reihe weiterer Ereignisse, für die sich die Presse interessierte: Auswirkungen von Buschbränden auf das Forschungszentrum Los Alamos in den USA, radioaktive Ableitungen aus der französischen Wiederaufarbeitungsanlage La Hague, Unregelmäßigkeiten bei der Brennelementherstellung in der britischen Wiederaufarbeitungsanlage Sellafield, Wiederaufnahme der Brennelementtransporte in Deutschland, ein Plutoniumdiebstahl aus der ehemaligen Wiederaufarbeitungsanlage im Forschungszentrum Karlsruhe.

Medienauswertung

Für die Tagesarbeit und um aktuelle Entwicklungen und Trends zu verfolgen, werden in der GRS täglich bedeutende regionale und überregionale Zeitungen

und Magazine hinsichtlich der Themen Kernenergie und Umwelt ausgewertet. Die Artikel stehen allen Mitarbeitern über eine Datenbank zur Verfügung. Die Presseresonanz in 2000/2001, in denen die technisch-wissenschaftlichen Informationen der GRS verwendet wurden, war beachtlich.

Interne Kommunikation

Angesichts der verschiedenen Standorte in Berlin, Braunschweig, Garching bei München, Köln sowie Kiew, Moskau und Paris und der Vielfalt der Arbeitsfelder spielt die interne Kommunikation eine besondere Rolle. Wichtiges technisches Instrument sind hier moderne Kommunikationseinrichtungen, zu denen die PC-Vernetzung aller Mitarbeiter gehört. Darüber hinaus wird neben dem Intranet auf einer Lotus Notes Plattform eine Vielzahl von internen Datenbanken angeboten, die ständig aktualisiert werden und eine Fülle von Informationen enthalten. Eine dieser Datenbanken beinhaltet einen hauseigenen Nachrichtendienst, der auch als Papierkopie an alle Mitarbeiter verteilt wird. Er vermittelt den Mitarbeitern Informationen über neue Projekte, Kooperationen, von der GRS durchgeführte Veranstaltungen, Workshops, Kurse und Wissenswertes aus den Forschungsbereichen und von den Standorten der GRS.

Seit Anfang 2001 gehört zum Informationsangebot auch die Datenbank InfoBREST (**I**nternationale **I**nformationen zu **B**rennstoffkreislauf, **R**eaktorsicherheit und **S**trahlenschutz). Sie ist das Produkt eines BMU-Projekts, bei dem Informationen zu technischen, wirtschaftlichen, gesellschaftlichen und politischen Entwicklungen in der Kernenergienutzung beschafft, ausgewertet und aufbereitet werden. Ziel ist es, einen systematischen Überblick über weltweite Entwicklungen zu gewinnen. Diese aus dem internationalen Umfeld gewonnenen Informationen sind ein wichtiges Hilfsmittel für die Entscheidungen des BMU, insbesondere seiner Abteilung Reaktorsicherheit.

Weiterhin werden hausinterne technische Seminare angeboten, in denen sich

die Mitarbeiter über wichtige Projekte informieren und direkt mit dem Referenten diskutieren können.

Internet

Die GRS-Homepage (www.grs.de) wurde weiterhin intensiv genutzt. Sie wird laufend mit aktuellen Informationen ergänzt und fortentwickelt. So wurden beispielsweise zum 15. Jahrestag des Unfalls in Tschernobyl alle Informationen zur Reaktorsicherheit in Osteuropa gebündelt und als eigene Seite in die GRS-Website integriert (www.grs.de/ost-europa). Sie besteht heute aus über 100 HTML-Dokumenten und hatte bereits mehrere Tausend Besucher.

Vielfach konnte die Homepage aufgrund der Informationsfülle auch zur Beantwortung von Presseanfragen benutzt werden. Zunehmend werden eigene, allgemein zugängliche Berichte im Internet als Downloads veröffentlicht. Damit wird die Verfügbarkeit dieser Berichte für die Öffentlichkeit verbessert und gleichzeitig werden Druck- und Versandkosten herabgesetzt.

Weiterhin ist das GRS-Publikationsverzeichnis als Download im Internet verfügbar. Über E-Mail können einzelne Publikationen bestellt werden.

Eine neue Webseite zu dem Netzwerk Strukturanalyse (NSA) wurde entwickelt und integriert (www.nsa.grs.de). Das Netzwerk hat die GRS zusammen mit weiteren Partnern gegründet, um die technisch-wissenschaftliche Kompetenz auf dem Gebiet der Strukturanalyse zu bündeln.

Zusammen mit ihrem französischen Partner IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) hat die GRS eine gemeinsame Homepage (www.eurosafe-forum.org) zum Forum für nukleare Sicherheit EUROSAFE – über das später noch berichtet wird – entwickelt. Sie enthält u. a. alle Vorträge der bisherigen Konferenzen und soll als Diskussionsforum dienen. Es besteht darüber hinaus die Möglichkeit, sich für die bevor-

stehende Konferenz online anzumelden. Außerdem findet der Besucher auch die gemeinsame Zeitschrift „EUROSAFE Tribune“ von IPSN und GRS als pdf-download auf der Homepage. Mit dieser neuen Zeitschrift soll der Zeitraum zwischen den jährlich stattfindenden EUROSAFE-Veranstaltungen genutzt werden, um die geführten Fachdiskussionen nachzuvollziehen, weitere Argumente und Gesichtspunkte einzubringen sowie neue Diskussionen auszulösen.

Online-Datenbankrecherchen

Für die GRS-Sachverständigen gehört es zum Handwerkszeug, über den weltweit aktuellen Wissensstand auf ihrem Arbeitsfeld zu verfügen. Nationale und internationale Hosts bieten seit vielen Jahren wissenschaftlich-technische Datenbanken an. Sie sind eine ergiebige und etablierte Informationsquelle. Sie ergänzen oft auch das Know-how aus den persönlichen Erfahrungen und den Kontakten zu Fachkollegen. Die GRS hat mit vielen fachspezifischen Datenbankanbietern Nutzungsverträge abgeschlossen, die den Wissensbedarf der Sachverständigen abdecken. So konnte auch 2000/2001 eine Vielzahl wissenschaftlicher Recherchen in Form von Publikationsnachweisen, Datenzusammenstellungen, Firmenportraits oder Volltexten erfolgreich durchgeführt werden.

Informationsmaterial

Die GRS hält eigene Publikationen bereit, um dem Informationsbedürfnis der Öffentlichkeit zu entsprechen. Interessierte Bürger, Politiker oder Interessierte aus dem schulischen und universitären Bereich sind die typische Klientel für diese Publikationen. Zur Erleichterung der Auswahl wurde das Publikationsverzeichnis wieder aktualisiert und auf Anfrage verschickt bzw. bei Veranstaltungen mit Außenwirkung ausgelegt.

Besonders gefragt waren in 2000/2001 weiterhin die Berichte „Zur Sicherheit des Betriebs der Kernkraftwerke in

Deutschland“ (GRS-S-46) und der neu aufgelegte Bericht „Deutsch-französische Initiative für Tschernobyl“ (GRS/IPSN-2), der zusammen mit dem französischen Partner mehrsprachig (Deutsch, Französisch, Englisch, Russisch) herausgegeben wurde.

Notfallübung

Im Rahmen einer Notfallübung in einem deutschen Kernkraftwerk hat die GRS außer der konzeptionellen Vorbereitung und Durchführung die Rolle der Öffentlichkeit (Presse, kommunale Behörden und Einrichtungen, regionale Organisationen etc.) simuliert. Die GRS verfügt auf Grund ihrer Erfahrung im Umgang mit der Öffentlichkeit auch in Krisensituationen über die notwendigen Kenntnisse, möglichst realitätsnah die Reaktionen und Bedürfnisse der Öffentlichkeit in einer derartigen Übung einzubringen. Der mit der Bewältigung des Notfalls beschäftigte Krisenstab der Anlage wurde permanent den bewusst als Störfaktor eingestreuten telefonischen Anfragen ausgesetzt. Aus dieser Übung sollten Erkenntnisse gezogen werden, wie stressfest die Betriebsführung in derartigen Fällen ist und ob die gegebenen Informationen situationsgerecht sind.

Erfahrungsaustausch

Die GRS steht in einem kontinuierlichen Erfahrungsaustausch mit der Fachwelt und unterhält weltweit Kontakte zu den relevanten Expertenorganisationen. Die GRS-Mitarbeiter nehmen Aufgaben in internationalen Gremien wahr und beteiligten sich an Seminaren, Workshops und Konferenzen anderer Organisationen. Die GRS ihrerseits lud in- und ausländische Experten zu Veranstaltungen ein, die die gesamte Bandbreite ihres Aufgabenfelds abdecken. In den Berichtsjahren haben weit über 30 größere Veranstaltungen stattgefunden, davon sind nachfolgend einige wichtige dokumentiert. Herausragende Bedeutung hatten die gemeinsam mit IPSN veranstalteten internationalen EUROSAFE Konferenzen.

EUROSAFE – Forum für nukleare Sicherheit

Die Herausforderungen auf dem Gebiet nuklearer Sicherheit sind zunehmend international geprägt. Auf praktisch allen Gebieten nimmt die Bedeutung internationaler Lösungsansätze zu, sei es bei der Änderung grundlegender Technologien wie der Leittechnik, bei den Auswirkungen des liberalisierten Strommarktes, bei Forderungen zur Verbesserung der Sicherheit, bei der Alterung von Kernkraftwerken, bei der Entsorgung, bei Erhalt und Stärkung der wissenschaftlichen und technischen Wissensbasis oder wenn es um die Notwendigkeit größerer Transparenz geht.

Die Europäische Union und ihre geplante Erweiterung erfordern eine engere Zusammenarbeit zwischen den technischen Sicherheitsorganisationen und eine weitere Annäherung von Sicherheitspraktiken in Europa. EUROSAFE will auf diese Anforderungen eingehen, indem es ein europäisches Forum zu den wichtigen Fragen der nuklearen Sicherheit bietet. Es richtet sich an Experten aus technischen Sicherheitsorganisationen, Forschungseinrichtungen, Sicherheitsbehörden, der Energiewirtschaft, der Industrie sowie staatlichen und nicht-staatlichen Institutionen und Organisationen. Es bietet Gelegenheit zur Information und zu Diskussionen über den Stand und neue Entwicklungen auf den Gebieten der Forschung, Analyse und Bewertung der Sicherheit kerntechnischer Anlagen, der Entsorgung, des Strahlenschutzes und des physischen Schutzes von Nuklearmaterial.

Zu dem zweiten EUROSAFE-Forum im November 2000 in Köln und zum dritten in Paris im November 2001 hatten sich jeweils wieder über 500 Gäste eingefunden. Bei beiden Veranstaltungen wurden Posterstände und Computersimulationen präsentiert, die auf reges Interesse stießen. Die beiden Publikationsstände von GRS und IPSN waren für viele Teilnehmer willkommene Informationsquellen und auch allgemeiner Treffpunkt, um persönliche Kontakte zu knüpfen oder Diskussionen zu vertiefen.



▲ EUROSAFE 2000 im Kölner Gürzenich. Bei der Round Table-Diskussion zum Thema „Nukleare Sicherheit vor dem Hintergrund eines liberalisierten Strommarkts“ mit (v. links) Eduardo G. Gomez, AIE; Gianni M. Frescura, OECD/NEA; Moderatorin Barbara Dickmann; David Love, British Energy; Christer Viktorsson, SKI; Claude Frantzen, EdF; Helmut Schulz, GRS.



EUROSAFE 2000 at the Gürzenich Cologne. During the Round Table discussion on the topic "Nuclear Safety in Deregulated Markets" with (from left to right) Eduardo G. Gomez, AIE; Gianni M. Frescura, OECD/NEA; moderator Barbara Dickmann; David Love, British Energy; Christer Viktorsson, SKI; Claude Frantzen, EdF; Helmut Schulz, GRS.

EUROSAFE 2000 – Im Mittelpunkt des ersten Tages standen zwei Round-Table-Diskussionen, in denen über die Herausforderungen des liberalisierten Strommarktes für die nukleare Sicherheit debattiert wurde.

Der zweite Tag war den Fachdiskussionen vorbehalten. In vier Seminaren präsentierten GRS, IPSN und ihre west- und osteuropäischen Partner ihre neuesten Arbeiten.

EUROSAFE 2001 – Im Mittelpunkt des ersten Tages standen wiederum zwei Round-Table-Gespräche. Ihr Thema war das nukleare Risikomanagement,

das durch die Terrorangriffe in den USA eine besondere Aktualität erhalten hatte.

Das erste Round-Table-Gespräch befasste sich mit den technischen, organisatorischen und gesellschaftlichen Aspekten des Risikomanagements zur Verhinderung von Störfällen in kerntechnischen Anlagen. Das zweite behandelte radiologische Risiken aus dem Normalbetrieb.

Am zweiten Tag fanden fünf Seminare statt. Erstmals wurden Projekte vorgestellt, die sich mit der Sicherung von Kernmaterial befassten.

GRS auf der Ausstellung „fut(o)ur“ in Braunschweig

Vom 30. Juni – 5. November 2000 beteiligte sich die GRS an der Ausstellung „fut(o)ur – ForschungRegion Braunschweig erleben“. Sie fand zeitlich parallel zur Expo im Braunschweigischen Landesmuseum statt. An ihr beteiligten sich insgesamt elf Forschungseinrichtungen, drei Hochschulen und das Braunschweigische Landesmuseum.

Unter dem Motto „Verborgene Welten – Erforschte Risiken“ präsentierte sich die GRS auf einer gemeinsamen Ausstellungsfläche mit dem Bundesamt für Strahlenschutz. Zentrale Ausstellungsobjekte waren Bohrkernschnitte geologischer Formationen und

eine Computeranimation, die u. a. einen virtuellen Gang durch den Sarkophag in Tschernobyl ermöglichte. Diese Objekte wurden durch Informationstafeln, auf denen die GRS ihre Arbeitsgebiete darstellte, ergänzt.

Workshop zur Integrität von WWER-Reaktordruckbehältern

Vom 23. – 25. Februar 2000 fand in der GRS Köln ein internationaler Workshop zur Integrität von Reaktordruckbehältern (RDB), die in Reaktoren vom sowjetischen Typ WWER eingesetzt werden, statt. Es nahmen 23 Experten aus sieben Ländern teil. In den Beiträgen wurden der aktuelle Stand von Materialuntersuchungen sowie methodische und anlagenspezifische Aspekte präsentiert. In den lebhaften Diskussionen wurden u. a. folgende gemeinsame Standpunkte herausgearbeitet:

- Die neuesten Ergebnisse aus dem Überwachungsprogramm für das finnische Kernkraftwerk Loviisa (WWER-440) enthalten Hinweise, dass die Modelle, mit denen zurzeit die Strahlenversprödung nach Ausheilglühung ermittelt wird, noch weiter abgesichert werden müssen, bevor weniger konservative Modelle verwendet werden können.
- Es fehlt nach wie vor ein verlässlicher Ansatz, der die Strahlenversprödung des Reaktordruckbehälters im WWER-1000 erfasst, insbesondere den Nicketeinfluss bei den nickelhaltigen Schweißgütern. Eine konservative Wichtung einzelner Messdaten zeigt dringenden Handlungsbedarf. Es soll ein Peer Review der bisherigen Datenbasis durchgeführt werden. Der Fortschritt auf die-



▶ Unter dem Motto „Verborgene Welten – Erforschte Risiken“ zeigte die GRS im Landesmuseum Braunschweig u. a. Schnitte geologischer Formationen mit Bildern von Untertagelabors und Proben verschiedener Wirtsgesteine, die für die Endlagerung radioaktiver Abfälle untersucht werden. Darüber hinaus hielt Wernt Brewitz, Bereichsleiter der Endlagersicherheitsforschung der GRS, einen gut besuchten Vortrag über sein Arbeitsgebiet.

Under the motto "Discovered Risks in Undiscovered Worlds", GRS presented, among others, cross-sections of geological formations with pictures from underground laboratories and drilling cores of different host rocks being investigated for the final disposal of radioactive waste. In addition, Wernt Brewitz, Head of the scientific-technical division "Final Repository Safety Research" of GRS, gave a well attended lecture on his field of work.

sem Gebiet reicht in Anbetracht der verfügbaren Informationen nicht aus.

ASTEC-Code: Start der internationalen Bewertungsphase EVITA

Für ASTEC (Analysis Source Term Evaluation Code), ein gemeinsam von GRS und IPSN entwickeltes Rechenprogramm, hat die internationale Bewertungsphase EVITA begonnen. Zum Start von EVITA (European Validation of the Integral Code ASTEC) trafen sich vom 15. – 17. März 2000 rund 30 Fachleute aus neun Ländern in der GRS Köln.

Ziel von ASTEC ist es, den vollständigen Ablauf eines schweren Unfalls (Auslegungsstörfall überschreitende Zustände) vom auslösenden Ereignis bis hin zum Quellterm aus dem Containment vorherzusagen. Mit EVITA soll eine europäische Strategie entwickelt werden, um Rechenprogramme für schwere Unfälle zu modellieren und zu bewerten, sie dann bei ASTEC anzuwenden sowie ASTEC bei den europäischen Partnern bekannt machen.

Dahinter steht letztlich die Absicht, Genehmigungsbehörden, Betreibern und Herstellern einen detailliert bewerteten europäischen Integralcode zur Verfügung zu stellen. Damit erhalten sie eine gesicherte Basis für den Einsatz ingenieurtechnischer Sicherheits- und Notfallschutzmaßnahmen.

Deflagration und Detonation wasserstoffhaltiger Gasgemische

Das "International Science and Technology Centre" (ISTC) in Moskau fördert ein Projekt, das sich mit der Entwicklung von physikalischen Modellen und Rechenprogrammen zur Analyse der Deflagration, dem Übergang von einer Deflagration zur Detonation und der Detonation von wasserstoffhaltigen Gasgemischen befasst. Das Projekt wird vom "Russian Federal Nuclear Center – All Russian Research Institute of Experimental Physics" (RFNC-VNIIEF) durchgeführt. In der

Zeit vom 17. bis 19. Mai 2000 fand in der GRS Köln ein ISTC-Projektgespräch zu diesem Thema statt. An dem Treffen nahmen 22 Experten teil, darunter 13 russische Wissenschaftler.

Das ISTC wurde von der EU, den USA, Japan und Russland gegründet, um russischen Wissenschaftlern, die in den geheimen Forschungszentren auf dem Gebiet der nuklearen Waffentechnologie tätig waren, vor Ort Forschungsarbeiten für friedliche Zwecke zu übertragen, die auch für westliche Staaten von Interesse sind. Hierzu zählen Forschungen für die Reaktorsicherheit. Aus diesem Grund trat die GRS für dieses ISTC-Vorhaben als westlicher Pate auf und setzte sich dafür ein, dass mit der gleichen Thematik befasste europäische Forschungszentren und Expertenorganisationen Projekt unterstützende Stellungnahmen abgaben.

RASPLAV-Projekt abgeschlossen

Die GRS hat zusammen mit dem Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) der Kernenergieagentur der Organisation für Wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (NEA-OECD) das abschließende Seminar zum RASPLAV-Projekt organisiert. Es fand am 14. und 15. November 2000 mit 70 Teilnehmern aus 14 Ländern im Internationalen Begegnungszentrum der Wissenschaft in München statt. Dort wurden die wichtigsten Ergebnisse des Forschungsprogramms präsentiert und auch im Kontext mit den Erfahrungen aus anderen Arbeiten zur Kernschmelze-Rückhaltung und -Kühlung im Reaktor-druckbehälter diskutiert.

Das Programm RASPLAV (russisches Wort für „Schmelze“) wurde im russischen Kurtschatow-Institut verwirklicht und zielte darauf ab, die Wechselwirkung einer Kernschmelze mit der Bodenkalotte eines Reaktordruckbehälters von Leichtwasserreaktoren zu untersuchen. Die Arbeiten begannen 1994 und wurden in zwei Phasen bis 1997 und bis 2000 durchgeführt. Bei den vier Großversuchen wurde eine Mischung aus

200 kg Uranoxid, Zirkonium und Zirkoniumoxid, den Hauptbestandteilen einer Kernschmelze, in einem Versuchsdruckbehälter zum Schmelzen gebracht.

Neben GRS und IPSN waren u.a. die amerikanische NRC und die japanischen Organisationen JAERI und NUPEC beteiligt. Die Ergebnisse von RASPLAV vervollständigen die Resultate eines vorhergegangenen OECD-Programms, in dem der Druckbehälter im verunglückten Reaktor Three Mile Island untersucht wurde. Der Druckbehälter konnte damals von innen abgekühlt werden und war dicht geblieben. RASPLAV sollte u.a. die Möglichkeit untersuchen, den Druckbehälter auch von außen abkühlen zu können, falls dies erforderlich werden sollte.

Forschung für sichere Endlager in Europa

Am 20. Dezember 2000 veranstaltete die GRS in der IHK in Braunschweig ein Seminar zum Thema "Vergleich der internationalen Entwicklung der Konzepte für untertägige Endlager". Beteiligt waren Experten aus Deutschland, Frankreich, Schweden, Spanien und der Schweiz. Sie präsentierten jeweils die nationale Vorgehensweise bei der Endlagerung radioaktiver Stoffe. Einen Schwerpunkt bildeten die Forschungsarbeiten in verschiedenen europäischen Untertage-Labors, in denen die spezifischen Eigenschaften von Granit und Tongestein als mögliche Endlagerformationen untersucht werden.

Ziel des Seminars war, der deutschen Fachöffentlichkeit die Fortschritte zu vermitteln, die bis heute auf dem Gebiet der Endlagersicherheitsforschung in Europa erzielt worden sind. Dabei ging es vor allem auch darum, den internationalen Stand von Wissenschaft und Technik zu beschreiben und die Themen herauszustellen, die noch durch weitere Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu klären sind.

Die GRS präsentierte ihre Arbeiten in den europäischen Untertagelabors, die für die Langzeitsicherheit von Bedeutung sind.



▲ Interessiert verfolgen (v. rechts) der Vorstandsvorsitzende der Deutschen Bahn, Dr. Hartmut Mehdorn, mit seinen Mitarbeitern Martina Busch, Dr. Manfred Bannasch und Dieter Hühnerkoch sowie Reinhold Sunder, ISTec, die Begrüßungsworte von ISTec Geschäftsführer Dr. Wolfgang Wurtinger (nicht im Bild).

With interest, the chairman of the management board of the Deutsche Bahn, Dr. Hartmut Mehdorn, and other German Railways representatives, Martina Busch, Dr. Manfred Bannasch and Dieter Hühnerkoch, as well as Reinhold Sunder, ISTec (from right to left), listen to the welcoming speech of Dr. Wolfgang Wurtinger, managing director of ISTec (not on the picture).

Bahnchef Mehdorn informierte sich bei ISTec

Dr. Hartmut Mehdorn, Vorstandsvorsitzender der Deutsche Bahn AG, hat sich am 25. Januar 2001 bei ISTec über den aktuellen Entwicklungsstand des Projekts „ICE-Frühwarnsystem“ informieren lassen. Ihm wurden die wesentlichen Tätigkeiten von ISTec auf dem Diagnosesektor erläutert und die bisher erreichten und geplanten Ziele dargestellt. Dazu gehörten die Diagnoseausstattung eines ICE-2-Halbzuges und die weiteren anstehenden Untersuchungen an Triebköpfen und Fahrzeugen der ICE-Serien 1 und 3. Eine Videopräsentation zeigte den schwierigen Vorortereinsatz der Mitarbeiter in den Betriebswerken und auf Streckenfahrt.

Der Besuch unterstrich den hohen Stellenwert, den die Bahn diesen Diagnoseverfahren, insbesondere unter dem Blickwinkel der zustandsorientierten In-

standhaltung, beimisst. Dies wird in absehbarer Zeit zu entsprechenden Nachrüstmaßnahmen im bestehenden ICE-Flottenverband führen, aber auch die im europäischen Verbund geplante neue Generation von Hochgeschwindigkeitszügen betreffen.

EUROCOURSE

PSARID – Im Auftrag der EU veranstaltete die GRS vom 5. bis 9. März 2001 in Garching einen EUROCOURSE zum Thema „Probabilistic Safety Assessment and Risk-informed Decision Making“ (PSARID).

Der Kurs richtete sich an Absolventen technisch-wissenschaftlicher Universitäten und an Wissenschaftler und Ingenieure mit guten Kenntnissen über Kerntechnik und probabilistische Sicherheitsanalysen. Es konnten Referenten aus Forschungseinrichtungen, Universitätsinstituten und der Industrie aus mehre-

ren europäischen Ländern gewonnen werden, die ihr Fachwissen in 25 Vorträgen vermittelten.

IPC – Zusammen mit der MPA-Stuttgart, VTT in Finnland und der EU-Generaldirektion Forschung richtete die GRS den EUROCOURSE „Integrity of Pressurised Components of Nuclear Power Plants“ (IPC) aus. Er fand vom 17. bis 21. September 2001 bei der Staatlichen Materialprüfungsanstalt (MPA) in Stuttgart statt. Rund 40 größtenteils jüngere Wissenschaftler aus europäischen Ländern haben teilgenommen.

OECD-Arbeitsgruppe GAMA

Die zweite Sitzung der OECD Working Group on the Analysis and Management of Accidents (GAMA) fand vom 3. bis 4. April 2001 bei der GRS in Köln statt. Daran teilgenommen haben 41 Experten aus 18 Ländern und verschiedenen internationalen Organisationen (EU, IAEA, OECD, ERELECTRIC).

GAMA soll folgende Funktionen erfüllen:

- Diskussion physikalischer Prozesse und relevanter Sicherheitsaspekte laufender und fortschrittlicher neuer Reaktoren,
- Durchführung des vom CSNI (Committee on the Safety of Nuclear Installations) überprüften Arbeitsprogramms der GAMA,
- Informationsaustausch zwischen den Experten und Erhalt eines effizienten Netzwerks von Experten,
- Aufzeigen von Forschungsbedarf, auch für die Validierung von Computercode-Entwicklungen,
- Annäherung verschiedenartiger nationaler Sicherheitsbetrachtungen und Vorgehensweisen bei der Beherrschung von Stör- und Unfällen.

Darüber hinaus soll GAMA das CSNI über Forschungsvorhaben und deren Ergebnisse informieren und Empfehlungen zur Nutzung der experimentell ge-

wonnenen Erkenntnisse und Messdaten erarbeiten.

Workshop Brandschutz

Im Rahmen der Zusammenarbeit zwischen GRS und der amerikanischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde NRC fand vom 17. bis 19. Oktober 2001 bei der GRS in Berlin der vierte Workshop im "International Collaborative Project to Evaluate Fire Models for NPP Applications" statt. Thema war die "Erstellung und Bewertung von rechnerischen Analysehilfsmitteln für die Anwendung in Kernkraftwerken". Schwerpunkte des Workshops waren:

- die aktuelle Erarbeitung analytischer Hilfsmittel zur deterministischen und probabilistischen Bewertung der Brandsicherheit von KKW,
- die beispielhafte Anwendung solcher Brandsimulationsrechnungen für ausgewählte, typische KKW-spezifische Gegebenheiten und Brandszenarien,
- die Bewertung der Aussagesicherheit dieser Analysehilfsmittel für deren späteren nationalen wie internationalen Einsatz bei der Bewertung der Brandsicherheit und
- vor allem die Klärung einer möglichen Anwendbarkeit und deren Grenzen in zukünftigen Regelwerken aus internationaler Sicht.

EU-Projekt ECORA

Das so genannte Kick-off Meeting zum EU-Projekt ECORA (Evaluation of Computational Fluid Dynamic Methods for Reactor Safety Analysis) fand am 17. und 18. Oktober 2001 bei der GRS in Garching statt. Die GRS hat das Projekt zusammen mit dem Paul Scherrer Institut, Schweiz, beantragt und ist Koordinator von ECORA. Das Projekt vereint Nuklearexperten aus Industrie und Forschung von neun europäischen Ländern. Es ist für einen Zeitraum von 36 Monaten geplant.

Ziel des Projekts ist eine umfassende Bewertung von CFD (Computational Fluid Dynamic)-Programmen in der Reaktorsicherheit mit daraus resultierenden Richtlinien zur optimalen Handhabung und Weiterentwicklung sowie der effiziente Einsatz von CFD-Verfahren.

IAEA Meeting Modernisierung der Leittechnik in Kernkraftwerken

Der technologische Wandel von der analogen zur digitalen Leittechnik hat weltweit in Kernkraftwerken zu umfangreichen Modernisierungsprojekten oder zur Planung von Ersatzlösungen geführt. Die notwendigen Austauschmaßnahmen müssen detailliert geplant und umgesetzt werden. Eine besondere Rolle spielen die qualitätsbezogenen und strukturellen Anforderungen sowie hinsichtlich der Sicherheitsleittechnik die von den jeweiligen Genehmigungsbehörden geforderten Systemeigenschaften und Sicherheitsnachweise. Der Erfahrungsaustausch zwischen Experten verschiedener Länder kann zu einem zweckmäßigen Vorgehen bei Planung und Genehmigung beitragen.

Vom 23. bis 26. Oktober 2001 fand in Garching das "IAEA Specialists' Meeting on Effective Management of Nuclear Power Plant Instrumentation and Control Modernization Projects, Including Development of Data Base" statt. Über 50 Teilnehmer aus 22 Ländern, darunter auch die USA, beteiligten sich mit Vorträgen und Diskussionen rege an dem Erfahrungsaustausch. Die IAEA stellte die Planung einer Datenbank für neue Technologien in Kernkraftwerken vor. Die französische EdF hat bereits einen Vertrag zur Einspeisung von Informationen mit der IAEA abgeschlossen.

Die Vorträge und Diskussionen zeigten, dass bereits praktische Erfahrungen mit Modernisierungsprojekten vorliegen. Es wurde deutlich, dass die Vorgehensweisen in den einzelnen Ländern zum Teil sehr unterschiedlich sind.

Workshop Wissensmanagement

Am 27. und 28. November 2001 fand in der GRS Garching ein Workshop zum Thema "Wissensmanagement zum Kompetenzerhalt und -transfer in der Reaktorsicherheit" statt. In Vorträgen, Diskussionen und moderierten Arbeitssitzungen wurden die Voraussetzungen und Möglichkeiten für das Wissensmanagement in der Reaktorsicherheit erörtert. Vier Firmen gaben den Teilnehmern Gelegenheit, sich einen Überblick über Produkte für das Wissensmanagement zu verschaffen. Vertreter von Bundes- und Landesbehörden, Sachverständigenorganisationen, Forschungszentren und Betreibern waren zu diesem Workshop eingeladen.

Der Workshop wurde im Rahmen eines von BMU/BfS geförderten Projekts veranstaltet, dessen Ziel es ist, ein Grobkonzept für das Wissensmanagement in der Reaktorsicherheit und ein Feinkonzept für das Aufgabengebiet „Störfallanalyse“ zu entwickeln. In Folgeprojekten sollen diese Konzepte als Prototypsysteme umgesetzt werden. Die aus dem Workshop gewonnenen Erkenntnisse werden einen wichtigen Beitrag zur Konzeptentwicklung leisten.

Communication

GRS regards itself as a competent partner of the public for all issues related to nuclear safety, radiation protection and environmental protection. The public still takes a great interest in these topics. As company who claims to be Germany's central scientific-technical expert organisation of the Federal Government for all issues related to nuclear safety and nuclear waste management, one of its task is, of course, to give appropriate and objective answers to the questions of the journalists, who represent an important interface to the public. This is especially the case if the clarification and explanation of complicated facts are

concerned. In this respect, the diversified scientific orientation of GRS is of special advantage.

A further field of the communication is the GRS-internal public. Here, GRS uses the possibilities of the electronic information via the Intranet. Furthermore, essential elements are the internal news service "GRS-intern", which informs about recent developments, e.g. significant projects, events, honours and personnel changes and the technical seminars which serve to present the results of current projects.

GRS intensively communicates with the experts and pursues a continuous exchange of experience with them. It maintains contacts with the relevant expert organisations world-wide, and GRS personnel performs tasks in international committees and participates in seminars, workshops and conferences of other organisations. Further, GRS itself organises numerous events with national and international participation. Especially in the last years, these means of communication have been used increasingly. In addition to own events, it also hosts workshops and seminars on behalf of the Federal Government and international institutions.

Press

For many years, GRS has been a competent contact person for journalists. GRS was both asked for technical clarification and information on national incidents and on international developments and events. In the year 2000, the public interest was particularly directed towards the decommissioning of Chernobyl, the safety of the Czech nuclear power plant Temelin and the sinking of the Russian nuclear submarine Kursk. In the year 2001, the terrorist attacks on 11th September posed and still poses a special challenge to communication.

Temelin – Throughout the year 2000 and also in 2001, the safety of the Czech nuclear power plant has been a topic of special interest, and in particular for the

Austrian press. In view of the planned commissioning and the assessment of selected safety issues, performed by GRS on behalf of the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU), and the identified deficiencies, there was a great demand for background information and interviews. In this respect, reference was made to the analysis published at our website in many cases. However, it had to be made clear repeatedly that it is not the task of GRS to verify the appropriate implementation of the individual measures in the Czech licensing procedure or at the plant, but that the responsibility for the performance of the licensing procedure and supervision of the complete fulfilment of all licensing conditions solely lies with the authorities of the Czech Republic being responsible for nuclear safety.

Chernobyl – In the run-up to the planned decommissioning of the last unit of the Chernobyl nuclear power plant still in operation – which was finally performed on 15th December 2000 after several announcements – the journalists took an interest in the safety during shutdown and in shutdown condition. On 5th July of that year, the second Chernobyl Pledging Conference was held at the Federal Foreign Office in Berlin, chaired by the Ukrainian Prime Minister Yushchenko and Vice Chancellor Fischer. The aim of the conference was trying to get further financial support for coping with the consequences of the accident from the 54 countries invited. GRS was involved in the preparations on behalf of the BMU. In addition to organisational work, this also included work as to the contents. A brochure was prepared which describes the situation with regard to the technical, social and financial mastering of the consequences of the disaster. Moreover, document folders were prepared for the diplomatic exchange of information and placed at the disposal of the BMU. Numerous requests for interviews in connection with the conference were complied with by GRS experts and technical background information was given.



▲ Vor dem Hintergrund des 15. Jahrestages der Tschernobyl-Katastrophe interessierte sich das ukrainische Fernsehen für die Arbeit der GRS und führte ein Interview mit Dr. Heinz-Peter Butz (Mitte) in der GRS Köln.

Against the background of the 15th anniversary of the Chernobyl disaster, the Ukrainian television was interested in the work of GRS and had an interview with (middle) at GRS Cologne.

Nuclear submarine Kursk – The Russian nuclear submarine Kursk, which went down with the entire crew in the Barents Sea in August 2000, has been making the headlines for many weeks. The interest of the journalists was directed to the question which hazards might emanate from the two nuclear reactors of the sunken submarine. In this respect, only technical basic information was given on how such reactors work, since GRS does not deal with nuclear submarine reactors and only little information on the Russian reactors was available. Further, the question was raised which nuclear risks are involved with the planned salvage, if, for example, the reactors could burst.

15th anniversary of the Chernobyl disaster – The 26th April 2001 marks the 15th anniversary of the disaster at Chernobyl. Already at the beginning of the year, this led to a lively interest of the media. At the Science Press Conference in Bonn which, was also attended by experts of the National Research Center



▲ Der WDR fragt Dr. Florentin Lange, Leiter der Abteilung Strahlen – und Umweltschutz, nach Details zum ersten Rücktransport hochaktiver verglaster Abfälle aus der Wiederaufarbeitung deutscher Brennelemente aus Frankreich.

The German Public Radio & TV Broadcaster WDR interviewed Dr. Florentin Lange, Head of the Radiological and Environmental Protection Department, on details on the first return transport of high-level vitrified waste from reprocessing of German fuel elements from France.

for Environment and Health (GSF) and experts of Eastern Europe, GRS was represented by two experts. It was broadcasted live via the internet. Moreover, numerous interviews and technical explanations were given on the health consequences and the planned remedial measures.

11th September – The terrorist attacks with hijacked passenger jets in the USA on 11th September 2001 demonstrated the vulnerability of our civilisation that is based on a high technical level. Already the next day, the interest of the journalists was directed towards the question “Could a nuclear power plant in Germany resist such an attack?”. Since GRS participated in the design of nuclear power plants against aircraft crash already in the beginning of the seventies, it was one of the first contacts for the media. There was a real run on GRS.

The attacks in the USA opened up new safety dimensions. Until then, attacks with large passenger jets were beyond imagination and thus have not been considered in the safety discussions accordingly. The design of nuclear power plants in Germany against aircraft

crash is based on high-speed military planes. As a consequence, the federal ministries for the environment and economics commissioned GRS with the question to which extent the existing physical protection of German nuclear power plants will be sufficient in case of such attacks. The investigations have been started in September 2001 and are not finalised yet.

Philippsburg nuclear power plant – During a control, the plant operator detected that the boric acid concentration in the refuelling water storage tanks, an important safety device, did not comply with the specifications. In the analysis of this event, performed by GRS on behalf of the BMU, this event was categorised as Level 2 of the seven-level International Nuclear Event Scale (INES), so that greater safety significance was attached to it afterwards. This led to an enormous echo in the media and numerous inquiries of the press. The necessary explanations on the technical circumstances and the potential hazards were given.

Further topics – In addition to these central topics, there were a number of

other events in which the press took an interest: Impacts of the bush fires on the Los Alamos National Laboratory in the USA, radioactive releases from the French reprocessing plant La Hague, irregularities in the manufacture of fuel elements at the British Sellafield reprocessing plant, resumption of fuel element transports in Germany, a plutonium theft at the former reprocessing plant at the Karlsruhe Research Center.

Media evaluation

For the daily work and for watching the latest developments and trends, GRS evaluates major regional and national newspapers and magazines every day regarding the topics nuclear energy and environment. The articles are available to all staff members via a database. In 2000/2001, the press feedback in which technical-scientific information of GRS was used, was remarkable.

Internal communication

In view of the different offices in Berlin, Braunschweig, Garching near Munich, Cologne, and in Kiev, Moscow and Paris, and the diversity of the fields of work, the internal communication plays a particular role. In this respect, an important technical instrument are the modern means of communication, which also includes the PC-networking for all employees. Further, in addition to the intranet, a large number of internal databases is available on a Lotus Notes platform, which is continuously being updated and which contains a huge amount of information. One of these databases includes an in-house news service which is also distributed as hard-copy to the staff. So, the staff receives information on new products, co-operations, events organised by GRS, workshops, seminars and interesting facts from the fields of research and the company locations of GRS.

Since the beginning of 2001, the information resources also includes the database InfoBREST (**I**nternationale **I**nformationen zu **B**rennstoffkreislauf, **R**eaktorsicherheit und **S**trahlenschutz),

which delivers information on the nuclear fuel cycle, nuclear safety and radiation protection. It is the product of a BMU project in which information on technical, scientific, societal and political developments in connection with the use of nuclear energy are acquired, evaluated and processed. The aim is to obtain a systematic survey of developments world-wide. These data acquired from the international environment are an important aid for the decisions of the BMU, and in particular of its nuclear safety division.

Further, in-house seminars are offered, in which the employees can obtain information on major projects and have discussions directly with the lecturers.

Internet

The GRS homepage (www.grs.de) has further been used intensively. It is continuously supplemented by latest information and further developed. So, for example, all information on nuclear safety in Eastern Europe was compiled in view of the 15th anniversary of the Chernobyl disaster and integrated in the GRS website as separate site (www.grs.de/osteuropa). Today, it consists of more than 100 HTML documents and already registered several thousands of visitors.

In many cases, the homepage was also used for responding to press inquiries, due to the huge amount of information contained. Own, general and accessible reports are increasingly being published in the internet as downloads. Thus, the availability of these reports for the public is improved and, at the same time, the printing and mailing costs are reduced.

Further, the list of GRS publications is available as download in the internet. The respective publications can be ordered via e-mail.

A new website on the network structure analysis (NSA) was developed and integrated (www.nsa.grs.de). In co-operation with other partners, GRS established this network to pool the

technical-scientific competence in the field of structure analysis.

Together with its French partner IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire), GRS has developed a joint homepage (www.eurosafe-forum.org) on the forum for nuclear safety EUROSAFE, which will be addressed later on. It contains, among others, all lectures of the conferences held by now and shall serve as a forum for discussions. Moreover, it provides the possibility of online registration for the next conference. Further, the visitor will also find the joint magazine "EUROSAFE Tribune" of IPSN and GRS as pdf-download at the homepage. This new magazine is intended as a link between the different EUROSAFE annual congresses, to trace back technical discussions held, to contribute further arguments and aspects, and to initiate new discussions.

Online data base searches

For the GRS experts, it is a necessary tool to have access to the latest knowledge world-wide in their fields of work. National and international hosts have been offering scientific-technical databases for many years. They are a rich and well-established source of information. They often supplement the know-how from personal experience and from the contacts to colleagues in the specific fields. GRS has concluded license agreements with many subject-specific database providers that cover the experts' demand for information. For example, numerous scientific searches were performed successfully in form of references, data compilations, company profiles, and full texts.

Information material

GRS has a large number of own publications available in order to be able to meet the information needs of the general public. Interested members of the public, politicians or those interested from secondary and higher education are typical clients for these publications. To facilitate selection,

the list of publications was updated again. It can be mailed on demand and is also displayed to take away at events that are likely to attract the attention of the public.

The most frequently demanded GRS publications in 2000/2001 were, as in the year before, the reports "On the Operational Safety of Nuclear Power Plants in Germany" and the new edition of "The Franco-German Initiative for Chernobyl" (in German, French, English and Russian) published jointly with the French partner IPSN.

Emergency exercise

Within the framework of an emergency exercise in a German nuclear power plant, GRS – apart from having prepared the concept and performance of the exercise – has simulated the role of the general public (press, communal authorities and institutions, regional organisations, etc.). Due to its experience in dealing with the general public, GRS is well-prepared even in situations of crisis to simulate the reactions and demands of the public in such an exercise as realistically as possible. The plant's crisis team that was busy dealing with the accident was permanently hassled on purpose with phone calls as a disturbing factor. This exercise was to show how stress-resistant the plant management is in cases like this, and whether the information provided is true to the situation.

Exchange of experience

GRS takes part in a continuous process of exchanging experiences with other experts and maintains links with relevant expert organisations world-wide. GRS experts assume tasks in international committees and participate in seminars, workshops and conferences of other organisations. GRS on its part invited national and foreign experts to take part in events which covered the whole range of its spectrum of activities. In the years under review, far more than 30 major events took place, some of them being documented in the following. In this



▲ EUROSAFE 2001 im Hotel Intercontinental in Paris. Während der Round Table Diskussion „Management von Störfallrisiken“ mit (v. links) Jean Paul Samain, FANC; Klaus Köberlein, GRS; Moderatorin Marie-Dominique Montel, Raymond Sené, GISEN; Leonid A. Bolshov, ABRAE; und Leif Johansson, Vattenfall.

EUROSAFE 2001 at the Hotel Intercontinental in Paris. During the Round Table discussion “Management of Accident Risks” with (from left to right) Jean Paul Samain, FANC; Klaus Köberlein, GRS; moderator Marie-Dominique Montel; Raymond Sené, GISEN; Leonid A. Bolshov, ABRAE; and Leif Johansson, Vattenfall.

respect, the two international EUROSAFE conferences, jointly organised with IPSN, were the highlights.

EUROSAFE – Forum for Nuclear Safety

The challenges in the field of nuclear safety are increasingly to be met at an international level. In practically all fields, the importance of international solutions gains in weight, be it in connection with the changes of fundamental technologies, such as instrumentation and control, the influence of the liberalisation of electricity markets, the requirements for the improvement of safety, the ageing of nuclear power plants, waste management, the preservation and strengthening of the scientific and technical knowledge base, or the need for further transparency.

The European Union and its planned enlargement require closer co-operation among technical safety organisations and a further harmonisation of safety practices across Europe. EUROSAFE intends to respond to these demands by offering a European forum on important

nuclear safety issues. It addresses to experts from technical safety organisations, research institutes, safety authorities, the energy industry, and to the governmental and non-governmental institutions and organisations. It offers the opportunity to obtain information and enter discussions on the state of the art and on developments in the fields of research, analysis and assessment of the safety of nuclear power plants, waste management, radiation protection, and the physical protection of nuclear material.

Again, more than 500 visitors registered each for the second EUROSAFE Forum in November 2000 in Cologne and the third in Paris in November 2001. At both events, posters and computer demonstrations were available, which attracted much interest. The two book-stalls of GRS and IPSN were appreciated sources of information for many participants and also a general meeting point to tie up personal contacts or to deepen discussions.

EUROSAFE 2000 – The focal point of attention on the first day, were two Round

Table discussions, in which the challenges of the liberalised electricity market were discussed.

The second day was reserved for technical discussions. In four seminars, GRS, IPSN and their Western and Eastern European partners presented their latest activities.

EUROSAFE 2001 – The focal point of attention on the first day, were again two Round Table discussions. The topic was the nuclear risk management which had become an issue of particular topicality due to the terrorist attacks in the USA.

The first Round Table discussion dealt with the technical, organisational and societal aspects of risk management for the prevention of accident at nuclear installations. The second focused on radiological risks from normal operation.

At the second day, five seminars were held. For the first time, projects were presented that dealt with the physical protection of nuclear material.

GRS at the "fut(o)ur" exhibition in Braunschweig

From 30th June to 5th November 2000, GRS participated in the exhibition "fut(o)ur – Braunschweig Region for Research", presented at the Braunschweig Landesmuseum in parallel to the Expo. Eleven research institutes, three universities and the Braunschweig Landesmuseum were involved in the exhibition.

Under the motto "Discovered Risks in Undiscovered Worlds", GRS presented itself together with the Federal Office for Radiation Protection at one exhibition area. Central objects presented were drilling cores from different host rocks being investigated with regard to the final disposal of radioactive waste and cross-sections of geological formations. Further, a computer-animating presentation enabled, among others, a virtual tour through the sarcophagus in Chernobyl. These objects were supplemented by charts informing about the fields of work of GRS.

Workshop on the integrity of VVER reactor pressure vessels

From 23rd to – 25th February 2000, an international workshop on the integrity of reactor pressure vessels (RPV) used in reactors of the Soviet-design VVER. This workshop was attended by 23 experts from seven countries. In the contributions, the current state of material tests were presented, as well as methodical and plant-specific aspects. In the vivid discussion, the following common positions, among others, were defined:

- The latest results from the monitoring programme for the Finish Loviisa nuclear power plant (VVER-440) indicate that the models used for the determination of irradiation embrittlement after recovery annealing still have to be verified to a larger extent before less conservative models can be applied.
- A reliable approach to cover the radiation embrittlement reactor pres-



▲ EVITA-Treffen in der GRS Köln: Die Leitung hatte der Koordinator des Projekts Dr. Hans-Josef Allelein (3. v. links), GRS. Der besondere Stellenwert dieses Projekts für die EU wurde durch die Teilnahme des EU-Repräsentanten Dr. Georges Van Goethem (2. v. links) dokumentiert.

EVITA Meeting at GRS Cologne: Headed by the project co-ordinator Dr. Hans-Josef Allelein (3rd from left), GRS. The special importance of the project for the EU was documented by the attendance of the EU representative Dr. Georges Van Goethem (2nd from left).

sure vessels in VVER-100, in particular the impact of nickel in case of nickel-containing weld materials, is still not available. A conservative weighting of specific measurement data shows the urgent need for action. A Peer Review of the existing database is to be performed. In view of the available information, the progress in this field is not satisfactory.

ASTEC code: start of the international validation phase EVITA

For ASTEC (Analysis Source Term Evaluation Code), a computer code jointly developed by GRS and IPSN, the international validation phase EVITA has been started. For the start of EVITA (European Validation of the Integral Code ASTEC), about 30 experts from nine countries met at GRS Cologne from 15th to 17th March 2000.

The aim of ASTEC is to predict the entire sequence of a severe accident (beyond-design-basis accident) from the initiating event to the source term from the containment. EVITA shall serve to develop a European strategy for the modelling and evaluation of computer codes for severe accidents, to apply them for ASTEC, and to acquaint the European partners with ASTEC.

Finally, it is intended to make a European integral code, validated in detail, available to the licensing authorities, the utilities and the manufacturers. Thus, they will be provided with a substantiated basis for the implementation of engineered safety and accident-management measures.

Deflagration and detonation of hydrogen-containing gas mixtures

The International Science and Technology Centre (ISTC) in Moscow promotes a project dealing with the development of physical models and computer codes for the analysis of deflagration, the transition from a deflagration to detonation, and the detonation of hydrogen-containing gas mixtures. The project is managed by the Russian Federal Nuclear Center – All Russian Research Institute of Experimental Physics (RFNC-VNIIEF). From 17th to 19th May 2000, an ISTC project meeting was held on this topic at GRS Cologne. This meeting was attended by 22 experts, among them 13 Russian scientists.

The ISTC was founded by the EU, the USA, Japan and Russia to assign research tasks to be performed at the site for peaceful purposes, also being of

interest to Western states, to scientists formerly working at the secret research centres in the field of nuclear weapon technology. These tasks cover research activities in the field of reactor safety. For this reason, GRS presented itself as Western patron for this ISTC project and requested European research centres and expert organisations, dealing with the same topic, to give statements supporting the project.

RASPLAV project finalised

Together with the Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) of the Nuclear Energy Agency of the Organisation for Economic Co-operation and Development (NEA-OECD), GRS organised the final seminar on the RASPLAV project. It was held on the 14th and 15th November 2000 at the International Center for Science and the Humanities in Munich with 70 participants from 14 countries. At this seminar, major findings from the research programme were presented and also discussed in connection with the experience from other activities on core-melt retention and cooling in the reactor pressure vessel.

The RASPLAV project (the Russian word *rasplav* means "core melt") was realised at the Russian Kurchatov and was aimed at investigating the interaction between core melt and the bottom head of reactor pressure vessel of light-water reactors. The work had been started in 1994 and was performed in two phases until 1997 and 2000, respectively. In the four large-scale tests, a mixture of 200 kg uranium oxide, zirconium and zirconium oxide, which are the main components of a core melt, were molten in a test pressure vessel.

Besides GRS and IPSN, the American NRC and the Japanese organisations JAERI and NUPEC participated in the project, among others. The results of RASPLAV complete the results of the previous OECD programme, in which the pressure vessel of the Three Mile Island reactor was investigated after the accident. At that time, it was possible to cool the reactor pressure vessel from inside and it



▲ Das Auditorium (vordere Reihe v. links: Dr. W. Brewitz, Frau Brewitz, Dr. C. Reimann, MdB, Dr. W. Leder) verfolgt aufmerksam den Vortrag von A. Nies (rechts), BMU, zum Thema „Development of a new Procedure for Site Selection“.

The auditorium (front row from left to right: Dr. W. Brewitz, Mrs. Brewitz, Dr. C. Reimann, MdB, Dr. W. Leder) attentively follows the lecture of A. Nies (right), BMU, on the topic "Development of a New Procedure for Site Selection".



remained tight. Among other things, RASPLAV was to investigate the possibilities to also cool the reactor pressure vessel from outside if necessary.

Research for safe repositories in Europe

On 20th December 2000, GRS hosted a seminar at the Chamber of Industry and Commerce (IHK) in Braunschweig on the topic "comparison of the international development of the concepts for underground repositories". This seminar was attended by experts from Germany, France, Sweden, Spain and Switzerland. They presented the respective national approaches regarding the final disposal of radioactive waste. A central issue were the research activities at the different European underground laboratories in which the specific properties of granite and claystone as potential host rocks for a repository are investigated.

The aim of the seminar was to inform the German experts about the progress in the field of safety research for repositories achieved in Europe by now. In particular,

this also concerned describing the international state of the art in science and technology, and to point out those topics which still have to be clarified by further research and development activities.

GRS presented its activities at the European underground laboratories, which are of significance with regard to the long-term safety.

Rail chief Mehdorn informed himself at ISTec

On 25th January 2001, Dr. Hartmut Mehdorn, Chairman of the Deutsche Bahn AG, informed himself about the progress of the project for an ICE onboard diagnosis system. In this respect, the main activities of ISTec in the field of diagnosis were explained and the goals planned and achieved by now presented. This also included the diagnosis equipment of an ICE-2 half-train and the further tests at power cars and trains of the ICE series 1 and 3 to be performed. A video presentation showed the difficult work of the staff in the ICE maintenance centres and during measuring journey on the track.

The visit underlined the great importance which the Deutsche Bahn AG attaches to these diagnosis methods, in particular from the viewpoint of the condition-based maintenance. In the foreseeable future, this will lead to corresponding backfitting measures in the existing ICE fleet, but will also concern the new generation of high-speed trains planned at the European level.

EUROCOURSE

PSARID – On behalf of the EU, GRS hosted a EUROCOURSE on the topic “Probabilistic Safety Assessment and Risk-informed Decision Making” (PSARID), which was held in Garching from 5th to 9th March 2001.

The course addressed to graduates from technical and scientific universities and to scientists and engineers with a good knowledge of nuclear engineering and probabilistic safety analyses. Lecturers from research and university institutes as well as from the industry of various European countries could be won for the presentations, who imparted their expertise in 25 lectures.

IPC – Together with MPA-Stuttgart, VTT in Finland and the Research Directorate-General of the EU, GRS hosted the EUROCOURSE “Integrity of Pressurised Components of Nuclear Power Plants” (IPC) which was held from 17th to 21st September 2001 at the Materials Testing Institute (MPA) in Stuttgart. It was attended by nearly 40 mostly young scientists from European countries.

OECD working group GAMA

The second meeting of the OECD Working Group on the Analysis and Management of Accidents (GAMA) was held from 3rd to 4th April 2001 at GRS in Cologne. It was attended by 41 experts from 18 countries and different international organisations (EU, IAEA, OECD, ERELECTRIC).

GAMA shall fulfil the following functions:

- Discussion of physical processes and relevant safety aspects of current and advanced new reactors,
- implementation of the GAMA work programme approved by the CSNI (Committee on the Safety of Nuclear Installations),
- exchange of information between the experts and maintenance of an efficient network of experts,
- identification of research needs, also with regard to the validation of computer code developments,
- harmonisation of different national safety analysis methods and accident management strategies.

Moreover, GAMA shall keep CSNI informed about research projects and their results and prepare recommendations on the utilisation of the results of the experiments and measurement data.

Workshop on fire protection

Within the framework of the co-operation between GRS and the American licensing and supervisory authority NRC, the fourth workshop on the “International Collaborative Project to Evaluate Fire Models for NPP Applications” was held from 17th to 19th October 2001 at GRS Berlin. Topic was the development and validation of fire simulation codes for the application in nuclear power plants. Focal points of the workshop were:

- the recent development and improvement of analytical tools for the deterministic and probabilistic assessments of fire safety of NPPs,
- the exemplary application of such fire simulation codes for selected, typical NPP-specific conditions and fire scenarios,
- the assessment of the reliability of these analysis tools for their future national and international applicati-

on in the frame of fire safety assessments, and

- above all, clarification of a possible applicability and its limits in future rules and regulations from an international viewpoint.

EU project ECORA

The kick-off meeting on the EU project ECORA (**E**valuation of **C**omputational **F**luid **D**ynamic **M**ethods for **R**eactor **S**afety **A**nalysis) was held on 17th and 18th October 2001 at GRS Garching. GRS applied for the project together with the Paul Scherrer Institute, Switzerland and is co-ordinator of ECORA. Nuclear experts from industry and research from nine European countries are involved in the project. The duration is planned for a period of 36 months.

The aim of the project is a comprehensive assessment of CFD (Computational Fluid Dynamic) computer codes in the field of reactor safety with resulting guidelines for a best-practice handling and further development as well as the efficient use of CFD methods.

IAEA meeting on the modernisation of the instrumentation and control at nuclear power plants

The technological change from analogue to digital instrumentation and control (I&C) has led to extensive modernisation projects or planning of replacement solutions. The necessary replacement measures have to be planned and implemented in detail. In this respect, the quality-related and structural requirements are of particular importance, as well as the system features and safety proofs required by the respective licensing authorities with regard to safety I&C. The exchange of experience between the different countries can contribute to a practical proceeding for planning and licensing.

From 23rd to 26th October 2001, the “IAEA Specialists’ Meeting on Effective

Management of Nuclear Power Plant Instrumentation and Control Modernization Projects, Including Development of Data Base" was held in Garching. More than 50 participants from 22 countries, also from the USA, vividly participated in the exchange of experience by lectures and discussions. The IAEA presented the planning of a data base for new technologies at nuclear power plants. The French EdF has already signed an agreement with the IAEA under which it provides respective information.

The lectures and discussions showed that practical experiences with modernisation projects are already available. It became clear that, in parts, the approaches in the different countries are varying considerably.

Workshop on knowledge management

On 27th and 28th November 2001, a workshop was held at GRS Garching on knowledge management for the maintenance and transfer of competence in the field of nuclear safety. In lectures, discussions and moderated workshops, the prerequisites and possibilities for knowledge management in the field of nuclear safety were dealt with. Four companies gave the participants the opportunity to obtain a survey of the products for knowledge management. Representatives from federal and regional authorities, expert organisations, research centres and utilities were invited to participate in this workshop.

The workshop was organised within the framework of the project sponsored by BMU/BfS, the aim of which is to develop a rough concept for knowledge management in the field of nuclear safety and a detailed concept for the field of accident analysis. In follow-up projects, these concepts shall be realised as prototype systems. The findings achieved by the workshop will significantly contribute to the concept development.


H.-P. Butz, H. May

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>
 Argentinien ARN	24.09.1998	Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety
 Brasilien CNEN	02.10.1997	Exchange of Technical Information and Co-operation in Regulatory and Safety Research Matters
 China NNSA	15.07.1998	Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety
 Finnland FORTUM (IVO)	01.10.1998	Consulting Services Agreement
 Frankreich IPSN	29.07.1998	Vereinbarung über Zusammenarbeit von IPSN und GRS
	15.07.1997	Deutsch-französische Initiative zu Tschernobyl
 Großbritannien HSE	21.07.1998	Arrangement on Technical Co-operation and Exchange between GRS and HSE in the Field of Nuclear Safety Research
 Japan NUPEC	25.06.1991	Agreement on Information Exchange and Co-operation (Gültigkeit gekoppelt an Vereinbarung zwischen BMFT und MITI; Inzwischen ist für diese Vereinbarung auf deutscher Seite das BMWi und auf japanischer Seite das METI zuständig)

Partnerland/Organisation <i>Partner country/Organisation</i>	Vertragsabschluss <i>Date of conclusion</i>	Gegenstand des Abkommens <i>Subject of agreement</i>
 Korea KINS	25.09.1998	Arrangement on Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety
KAERI	29.06.1998	Agreement on Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Reactor Safety Research
 Niederlande KFD	30.10.1992	Rahmenvereinbarung über die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit und des Strahlenschutzes
 Rumänien CNCAN	10.11.1998	Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit
 Russische Föderation RRC KI, IPSN, RISKAUDIT	16.09.1996	General Agreement on Scientific and Technical Co-operation
 Spanien CSN	21.09.1998	Consulting Services Concerning Nuclear Safety
 Türkei TAEK	14.01.1998	Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety; Consultancy and Service Agreement
 Ukraine Nationale Akademie der Wissenschaften	25.11.1993	General Agreement on Scientific and Technical Co-operation
 USA DOE (CAO)	22.01.1999	Memorandum of Understanding (on Radioactive Waste Management)
USNRC	23.07.1998	Co-operation on Probabilistic Risk Assessment and Related Safety Research
 OECD*	Juli 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
	01.09.1998	Agreement on the Lower Head Failure Project – A Project for the Experimental Investigation of Creep Behaviour of Reactor Vessel Lower Head

Partnerland/Organisation <i>Partner country/Organisation</i>	Vertragsabschluss <i>Date of conclusion</i>	Gegenstand des Abkommens <i>Subject of agreement</i>
 OECD*	01.01.2000	Agreement on the OECD Halden Reactor Project
	01.06.2000	Agreement on the OECD MASCA Project – A Project to Investigate Chemical and Fission Product Effects on the Thermal Loadings imposed on the Reactor Vessel by a Convective Corium Pool During a Severe Accident
	01.04.2001	Agreement on the OECD SETH Project to Investigate Issues Relevant for Accident Prevention and Management Through Containment and Primary Circuit Tests

* Für OECD-Vorhaben ist der Laufzeitbeginn angegeben

Legende: Vertragspartner / Legend: Partner of Co-operation

ARN	Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentinien	KFD	Ministerie van Sociale Zaken en Werkgelegenheid, Kernfysische Dienst, Niederlande
CNCAN	National Commission for Nuclear Activities Control, Rumänien	METI	Ministry of Economy, Trade and Industry, Japan
CNEN	Comissão Nacional de Energia Nuclear, Brasilien	NNSA	National Nuclear Safety Administration, Volksrepublik China
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear, Spanien	NUPEC	Nuclear Power Engineering Center, Japan
DOE (CAO)	U.S. Department of Energy, Carlsbad Area Office	RISKAUDIT	RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV), Frankreich
HSE	Health and Safety Executive, Großbritannien	RRC KI	Russian Research Centre "Kurchatov Institute", Russische Föderation
IPSN	Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, Frankreich	TAEK	Turkish Atomic Energy Authority
FORTUM	Fortum Engineering Ltd, Finnland	USNRC	United States Nuclear Regulatory Commission, USA
KAERI	Korea Atomic Research Institute	OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
KINS	Korea Institute for Nuclear Safety		

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Tel.: +49 - (0)221 - 20 68 - 0
Fax: +49 - (0)221 - 20 68 - 888

Forschungsinstitute
85748 Garching b. München
Tel.: +49 - (0)89 - 32 00 4 - 0
Fax: +49 - (0)89 - 32 00 4 - 300

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin
Tel.: +49 - (0)30 - 88 58 9 - 0
Fax: +49 - (0)30 - 88 58 9 - 111

Theodor-Heuss-Straße 4
38122 Braunschweig
Tel.: +49 - (0)531 - 80 12 - 0
Fax: +49 - (0)531 - 80 12 - 200

www.grs.de