

**Jahresbericht
2004/2005**

Annual Report
2004/2005



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, Dipl.-Geol. Gabriele Berberich (Erfstadt-Gymnich)

Satz / *Layout*:
Dipl.-Geol. Gabriele Berberich (Erfstadt-Gymnich)

Übersetzung / *Translation*:
Dipl.-Übers. Erika Schild,
Frank Janowski-Hansen M.A.

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*

Die entsprechenden PDF-Dateien zu diesem Jahresbericht können kapitelweise unter www.grs.de
heruntergeladen werden.

This annual report can be downloaded chapter-by-chapter in PDF format from www.grs.de.



Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

**Jahresbericht
2004/2005**
Annual Report
2004/2005

Inhalt

1	Einführung	4
2	Organisation und wirtschaftliche Entwicklung	14
3	Reaktorsicherheitsforschung	18
	3.1 COCOSYS-Vorausrechnung des Iod-Mehrraumversuchs Iod-12 in der Versuchsanlage ThAI	28
	3.2 Analysen mit COCOSYS zum Nasskondensator-Test G02	34
	3.3 Strukturmechanische Analysen zu einem Großversuch an einem vorgespannten Stahlbeton-Containment-Modell	39
	3.4 Anwendung von deterministischen und Monte-Carlo-Transportmethoden auf kritische Experimente und Benchmark-Probleme	44
	3.5 Interaktive Anlagensimulation mit dem Analysesimulator ATLAS	49
4	Reaktorsicherheitsanalysen	54
	4.1 Extreme Witterungseinflüsse und ihre Bedeutung für die Sicherheit deutscher Kernkraftwerke	58
	4.2 Aktuelle Entwicklungen im Sicherheitsmanagement in deutschen Kernkraftwerken	64
	4.3 Weiterentwicklung der Wissensbasis zur Bewertung der Sicherheit von druckführenden Komponenten in Kernkraftwerken	69
5	Ver-/Entsorgung und Strahlenschutz	75
	5.1 Sicherheitstechnische Analysen zu Anlagen der Kernbrennstoffversorgung	80
	5.2 Untersuchungen zur Kritikalität in der Nachbetriebsphase eines Endlagers für ausgediente Kernbrennstoffe in unterschiedlichen Wirtsformationen	89
	5.3 Strahlenexpositionen beim Transport radioaktiver Stoffe	94
	5.4 Gegenwärtige Praxis und rechtliche Rahmenbedingungen bei der Verwertung und Beseitigung von Rückständen mit erhöhter natürlicher Radioaktivität aus Industrie und Bergbau (TENORM)	96
	5.5 Numerische Modellrechnungen zur Untersuchung des Einflusses der Auflockerungszone in einem generischen Endlagerbergwerk im Rahmen des deutsch-französischen REGIME-Projektes	101
	5.6 COMPAS – Ein europäisches Projekt zum Vergleich von alternativen Entsorgungsstrategien für langlebige radioaktive Abfälle	106
6	Endlagersicherheitsforschung	111
	6.1 Bewertung der Langzeitsicherheit von Endlagern anhand von Sicherheits- und Performance Indikatoren – Das EU-Projekt SPIN	119
	6.2 Modellrechnungen zur großräumigen, dichteabhängigen Grundwasserbewegung mit d ² f	123
	6.3 Qualifizierung geochemischer Modellaussagen mit Hilfe von Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen	133
	6.4 Modellierung thermisch-hydraulisch-mechanischer Prozesse im Tongestein	137
	6.5 Experimentelle Methoden zur Prognose der Gasfreisetzung in Untertagedeponien	142
	6.6 Laborexperimente zur Entwicklung geotechnischer Modelle für Endlagerformationen	149
7	Übergreifende Fachkoordination	155
	7.1 Wissensmanagement bei der GRS	156
	7.2 Entwicklung und Erprobung des Datenbankprogramms BeST zur Bewertung der Integrität erdverlegter Sauer gas-Transportleitungen	165
	7.3 Stabsstelle Technik und Recht	169
	7.4 Fortschreibung des kerntechnischen Regelwerks	173
8	Internationale Zusammenarbeit	177
	8.1 Großprojekt G8 Globale Partnerschaft – Physischer Schutz	188
	8.2 RISKAUDIT IRSN/GRS International (EWIV) – Multilaterale Aktivitäten zur Sicherheitsbewertung und Methodentransfer	192
9	Unternehmenssteuerung und Projektmanagement/-controlling	202
10	Kommunikation	207
11	Projektträgerschaft	232
12	IT-Outsourcing in der GRS	236
13	Arbeiten des Instituts für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH	239
	Anhang: Zusammenarbeitsverträge der GRS mit ausländischen Organisationen	248

Contents

1	Introduction	5
2	Organisation and Economic Development	15
3	Reactor Safety Research	23
	3.1 COCOSYS Pre-test Calculation of the Multi-compartment Test Iod-12 at the ThAI Facility	31
	3.2 Analyses of Bubble Condenser Test G02 with COCOSYS	37
	3.3 Structural Mechanics Analyses of a Large-scale Test with a Prestressed Reinforced Concrete Containment Model	41
	3.4 Application of Deterministic and Monte Carlo Transport Methods to Critical Experiments and Benchmark Problems	46
	3.5 Interactive Plant Simulation with the ATLAS Analysis Simulator	51
4	Reactor Safety Analyses	56
	4.1 Extreme Weather Conditions and Their Impact on the Safety of German Nuclear Power Plants	61
	4.2 Current Developments with Respect to Safety Management in German Nuclear Power Plants	66
	4.3 Improvement of the Knowledge Base for the Safety Assessment of Pressurised Components in Nuclear Power Plants	72
5	Nuclear Fuel Supply, Waste Management and Radiation Protection	77
	5.1 Safety-related Analyses on Nuclear Fuel Supply Facilities	84
	5.2 Criticality Analyses for the Post-closure Phase of a Repository for Spent Nuclear Fuels in Different Host Formations	91
	5.3 Radiation Exposure from the Transport of Radioactive Materials	95
	5.4 Current Practice and Legal Framework Conditions Regarding the Re-use and Disposal of Residues with Enhanced Natural Radioactivity from Industry and Mining (TENORM)	98
	5.5 Numerical Model Calculations on the Analysis of the Influence of the Excavation Damaged Zone in a Generic Repository within the Framework of the German-French REGIME Project	103
	5.6 COMPAS - A European Project on the "Comparison of Alternative Waste Management Strategies for Long-lived Radioactive Waste"	108
6	Repository Safety Research	114
	6.1 Assessment of Long-term Safety of Repositories by Means of Safety and Performance Indicators – The EU SPIN Project	121
	6.2 Model Calculations on Density-driven Groundwater Movements in Large Domains with d ^{3f}	128
	6.3 Qualification of Geochemical Model Predictions by Means of Uncertainty and Sensitivity Analyses	134
	6.4 Modelling of Thermo-Hydro-Mechanical Processes in Indurated Clay	139
	6.5 Experimental Methods for the Prediction of Gas Liberation in Underground Waste Disposal Sites	145
	6.6 Laboratory Experiments on the Development of Geotechnical Models for Repository Host Formations	152
7	General Co-ordination	155
	7.1 Knowledge Management at GRS	160
	7.2 Development and Testing of the BeST Database Program for the Assessment of the Integrity of Buried Sour Gas Pipelines	167
	7.3 Staff Unit Technology and Law	171
	7.4 Update of the Nuclear Rules and Regulations	175
8	International Co-operation	182
	8.1 G8 Global Partnership Programme – Physical Protection	190
	8.2 RISKAUDIT IRSN/GRS International (EEIG) – Multilateral Activities for Safety Analysis and Method Transfer	196
9	Corporate Management Support, Project Management and Controlling	204
10	Communication	220
11	Project Organisation Management	234
12	IT Outsourcing at GRS	237
13	Activities of the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH	243
	Annex: Co-operation Agreements between GRS and Foreign Organisations	248

1

Einführung Introduction

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

Der ständige Wandel in Politik und Gesellschaft sowie die permanente Weiterentwicklung in Wissenschaft und Technik stellt die GRS vor große Herausforderungen. Vor dem Hintergrund der sich ändernden Randbedingungen in Bezug auf die friedliche Nutzung der Kernenergie sowie der Komplexität der Problemstellungen steht die GRS im neuen Jahrhundert vor den Aufgaben,

- ihre fachliche Kompetenz auszubauen,
- neue Aufgabenbereiche zu erschließen und
- ihre Geschäftsprozesse zu optimieren.

Im Jahr 2003 begann die GRS mit dem Aufbau eines Wissensmanagements, das im letzten Jahr systematisch weiter ausgebaut wurde. Das Wissens- und vor allem auch das Informationsmanagement sind bedeutende Aufgaben der Zukunft, um das Know-how der Kolleginnen und Kollegen, die am Aufbau der friedlichen Nutzung der Kernenergie beteiligt waren, an die nächste Generation weiter zu geben und die wissenschaftlich-technische Kompetenz der GRS auch in Zukunft zu erhalten und auszubauen. Als Drehscheibe des Wissens- und Informationsmanagements haben wir im vergangenen Jahr unser Intranet-Portal eingerichtet. In freigegebene Bereiche, wie z. B. in Datenbanken oder die Zentralakte, kann auch unser Hauptauftraggeber Einsicht nehmen. Dies ist ein wichtiger Punkt des Informationsmanagements. Die GRS kann auf diese Weise Datenbanken zentral bereitstellen und als Vermittler von aktuellen technisch-wissenschaftlichen Informationen tätig werden. Der weitere Ausbau eines integrierten Gesamtsystems des Wissens- und Informationsmanagements ist eine wichtige Aufgabe für die nächsten Jahre.

Ein weiteres Element des Wissens- und Informationsmanagements ist die Aus- und Weiterbildung neu eingestellter Kolleginnen und Kollegen. Unsere neu geschaffenen Ausbildungsmodule, in denen konzentriert das Wissen über das Unternehmen selbst und die physikalisch-technischen Grundlagen der Kerntechnik vermittelt werden, haben sich sehr bewährt. Mit ihnen wird eine fundierte Grund- und Facheinweisung aller neu eingestellten Sachverständigen sichergestellt und damit auch unsere fachliche Kompetenz gesichert. Die Vermittlung von kerntechnischem Basiswissen ist infolge der praktisch nicht mehr vorhandenen Ausbildung an den Universitäten und Technischen Hochschulen ein generelles Problem in Deutschland. Die GRS verfolgt daher mit den TÜV eine gemeinsame Vorgehensweise auf der Basis des Arbeitskreises Kompetenz-



Dipl.-Physiker Lothar Hahn,
Wissenschaftlicher Geschäftsführer
Scientific Director



Dr. jur. Walter Leder,
Kaufmännischer Geschäftsführer
Managing Director

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

The constant change in politics and society as well as the permanent development of the state of the art in science and technology represent big challenges for GRS. Against the background of the changing boundary conditions with regard to the peaceful use of nuclear power and the complexity of the issues involved, the new century faces GRS with the tasks to

- expand its specialist competence,
- develop new fields of work, and
- optimise its business processes.

In 2003, GRS began building up a knowledge management system and continued developing it systematically in 2004. Knowledge management and - above all - information management are important tasks of the future to pass on to the next generation the know-how of all those at GRS who were involved in pioneering the peaceful use of nuclear power and to maintain and expand the scientific and technical competence of GRS in the long run. Last year, we established our own intranet portal as the hub of our knowledge and information management. Some areas, such as specific parts of databases or certain essential project information, are also accessible to our main client. This is an important aspect of information management. This way, GRS can act as central database provider and as information broker putting across up-to-date technical and scientific information. An important task of the coming years will be to further expand an integrated complete knowledge and information management system.

A further element of knowledge and information management is the training and further qualification of newly recruited staff. Here, our newly devised training modules which impart in concentrated form knowledge about the company itself and the physical and technical fundamentals of nuclear engineering have proved enormously successful. They ensure that all newly recruited experts receive sound basic and specialist instruction and that thereby our overall specialist competence is maintained. The teaching of the fundamentals of nuclear engineering is a general problem in Germany due to the effective non-existence of courses in nuclear technology at universities and institutes of technology. Together with the Technical Inspection Agencies (TÜV), GRS is therefore pursuing a joint approach on the basis of the Working Committee on Competence Maintenance, which was set up at the

erhalt, der bei der TÜV-Leitstelle eingerichtet wurde. Hier sollen Mittel und Wege zur gemeinsamen Ressourcennutzung und -Bündelung identifiziert und bereitgestellt werden. Die Verwendung gemeinsamer Ausbildungsunterlagen und die gegenseitige Teilnahme an Ausbildungsveranstaltungen sind z. B. solche Mittel.

Die Bedeutung dieser Maßnahmen wird sofort deutlich, wenn wir uns vor Augen halten, dass innerhalb von fünf Jahren rund 60 Kolleginnen und Kollegen die GRS verlassen und – eine ausreichende Finanzierung vorausgesetzt – 50 Sachverständige eingestellt werden sollen. Nur mit dieser Maßnahme können wir „kritische Massen“ auf den wichtigen Kompetenzfeldern sicherstellen.

Eine wesentliche Aufgabe im Jahr 2004 war die Entwicklung einer neuen Struktur der GRS zur Optimierung der Geschäftsprozesse und Erhöhung der Effizienz. Mit dieser Struktur sollen die Arbeitsabläufe in den Kernprozessen verbessert und Synergien genutzt werden. Zum 1. Januar 2005 wurde dann die Struktur reibungslos umgesetzt. Parallel hierzu wurden auch die Führungsprozesse durch die Einführung der Programmgruppen „Reaktorsicherheit“, „Endlagerung“ und „Steuerung“ optimiert. Mittels dieser Programmgruppen erfolgt eine inhaltliche Planung, Abstimmung und Strategieentwicklung auf den entsprechenden Arbeitsfeldern.

Die fachübergreifende Analyse und Bewertung technischer Fragestellungen ist eine der wesentlichen Kompetenzen der GRS in den verschiedenen Aufgabengebieten. Das Aufgabengebiet Reaktorsicherheit umfasst Forschungs- und Entwicklungsarbeiten für Kernkraftwerke sowie die Untersuchungen zur Reaktor- und Anlagensicherheit. Die GRS baute dafür in den vergangenen Jahren ihr umfassendes Codesystem weiter aus, um das gesamte Ereignisspektrum von Betriebsstörungen bis hin zu Unfällen mit Kernschmelzen zu simulieren und darauf basierend Sicherheitsbewertungen vorzunehmen. Bei der Validierung der Codes steht der internationale Vergleich im Rahmen von Benchmarks und Standardproblemen im Vordergrund. Wesentliche Fortschritte wurden insbesondere bei der Entwicklung von Methoden und Modellen zur Simulation des neutronenkinetischen Verhaltens erzielt. Hier konnten sehr gute Ergebnisse bei der dreidimensionalen Simulation von kritischen Experimenten und bei internationalen Benchmarks erzielt werden. Dabei kamen gleichermaßen Monte-Carlo-Methoden als auch deterministische Neutronentransportcodes zum Einsatz. Der Trend geht zum Einsatz von Transportcodes auch für zeitabhängige Analysen, um höhere Genauigkeiten zu erzielen. Diese Arbeiten dienen der Verbesserung der Voraussage der Neutronenkinetik eines Reaktors in unterschiedlichen Betriebs- und Störfallzuständen sowie der dann vorliegenden Sicherheitsparameter. Aufgrund der erzielten guten Übereinstimmung mit experimentellen Daten wird erwartet, dass mit weiter optimierten Rechenmethoden ebenso präzise wie effiziente Simulationen realistischer Kernzustände möglich sind.

In der Thermofluiddynamik finden hochauflösende dreidimensionale Strömungsberechnungen mithilfe der so genannten CFD-Codes zunehmend Eingang in die Sicherheitsanalysen, sowohl für Vorgänge im Kühlkreislauf als auch im Sicherheitsbehälter. Bei der Weiterentwicklung und Validierung dieser Codes arbeitet die GRS eng mit Forschungsstellen im In- und Ausland zusammen.

Ein Schwerpunkt der sicherheitstechnischen Analysen sind die gezielte Aufbereitung und Bewertung von Betriebserfahrungen mit übergreifender sicherheitstechnischer Bedeutung sowie die Ableitung von Empfehlungen. Hierbei unterstützte die GRS das BMU bei der Aufarbeitung spezifischer Einzelthemen, die sich aus Ereignissen in Kernkraftwerken ergaben. Neben den rein technischen Aspekten untersucht die GRS zunehmend Fragen des Sicherheitsmanagements in den Kernkraftwerken. Unter dem Begriff „Sicherheitsmanagement“ werden alle Maßnahmen zusammengefasst, die in einem Unternehmen vorgesehen sind, um eine hohe Sicherheitsleistung zu erreichen sowie eine hohe Sicherheitskultur zu fördern und aufrecht zu erhalten. Eine wesentliche

TÜV Centre for Nuclear Engineering (TÜV-Leitstelle). Here, ways and means to jointly bundle and use resources are to be identified and provided. Such means are e. g. the use of common training documents and the mutual participation in training events.

The importance of these measures becomes immediately clear when one looks at the fact that within the next five years there will be around 60 staff retiring from GRS and – sufficient funding provided – 50 experts are to be newly recruited. Only by taking such measures can we maintain the “critical mass” in the relevant competence fields.

One major task in 2004 was the development of a new organisational structure of GRS to optimise business processes and increase efficiency. This structure is to help improve the workflow in the core processes and make use of synergy effects. By 1 January 2005, this structure had smoothly been implemented. At the same time, management processes were also optimised by introducing Programme Committees on “Reactor Safety”, “Final Disposal” and “Steering”. These Programme Committees plan and co-ordinate the work in the different fields of activity and develop corresponding strategies.

The interdisciplinary analysis and assessment of technical issues forms one of the major competences of GRS in the various different fields of activity. The “Reactor Safety” field of activity comprises research and development for nuclear power plants as well as studies of reactor and plant safety. For this purpose, GRS has been further extending its comprehensive system of simulation codes over the past years in order to cover the entire spectrum of operational disturbances up to accidents involving core meltdown and to carry out safety assessments on this basis. Code validation is centred on international comparisons within the framework of benchmarks and standard problems. Major progress was made in particular in the development of methods and models for the simulation of neutron-kinetic behaviour. Here, very good results were achieved in the three-dimensional simulation of critical experiments and in international benchmarks, using Monte-Carlo methods as well as deterministic neutron transport codes. There is a trend to use transport codes also for time-dependent analyses in order to achieve greater accuracy. This work serves to improve predictions of a reactor’s neutron kinetics under different operational and accident conditions as well as the associated safety parameters. As there has been good agreement with experimental data, expectations are now high that precise and efficient simulation of realistic core states will be possible with further optimised calculation methods.

In thermofluid dynamics, high-resolution three-dimensional flow calculations with so-called CFD codes are more and more widely used in safety analyses, both for processes in the cooling circuit and in the containment. GRS co-operates closely with national and international research institutes to validate and develop these codes further.

One focus of our work relating to safety analyses is the specific evaluation and assessment of operating experience with generic safety significance as well as the derivation of associated recommendations. In this context, GRS supports the BMU in analysing special issues resulting from events that have occurred in nuclear power plants. Apart from the purely technical aspects, GRS increasingly examines questions of safety management in nuclear power plants. The term “safety management” summarises all measures that are provided by a company to achieve high safety performance levels and to promote and maintain a highly developed safety culture. One major task of safety management in nuclear power plants is to establish an adequate organisational structure, provide sufficient numbers of qualified staff as required for safe operation, and

Aufgabe des Sicherheitsmanagements in den Kernkraftwerken ist es, eine angemessene Organisationsstruktur zu schaffen, die für den sicheren Betrieb notwendige Personalkapazität und Personalqualifikation bereitzustellen sowie die auf der Anlage vorzuhaltende Fachkompetenz zu gewährleisten. Basierend auf den von der GRS entwickelten „Grundlagen für Sicherheitsmanagement-Systeme in Kernkraftwerken“ werden Anforderungen an das Sicherheitsmanagement im Rahmen der Aktualisierung des Kerntechnischen Regelwerks formuliert.

An Bedeutung gewinnen auch Fragestellungen zur Auswirkung von extremen Witterungsbedingungen auf die Sicherheit der Kernkraftwerke. Auslöser für vertiefte Untersuchungen war hier das Überflutungsereignis in Blayais sowie die hohen Flusstemperaturen im außergewöhnlich heißen Sommer des Jahres 2003.

Schwerpunkte des Aufgabengebiets Entsorgung sind Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur Sicherheit von Zwischen- und Endlagern, die Bewertung ihrer Sicherheit sowie die Analyse des Transports radioaktiver Stoffe in der Geosphäre bis zur Biosphäre. Die GRS erforscht hier theoretisch und experimentell, wie sich radioaktive Abfälle in verschiedenen Wirtsgesteinen bei der Endlagerung verhalten. Es ist dabei das Ziel, den langfristigen Einschluss der Schadstoffe im Hinblick auf die Sicherheit von Mensch und Umwelt über geologische Zeiträume bewerten und prognostizieren zu können. Dazu werden die wesentlichen technischen Auslegungsmerkmale und sicherheitsrelevanten Komponenten mit ihren Materialeigenschaften in numerischen Modellen abgebildet. Darauf aufbauend wird die Entwicklung des Endlagers unter den Normalbedingungen des umgebenden Gebirgskörpers und der Funktionstüchtigkeit der verschiedenen technischen und geotechnischen Barrieren simuliert. Hervorzuheben ist hier die Weiterentwicklung in Richtung einer dreidimensionalen Simulation der Ausbreitungsmechanismen in der Geosphäre. Das so berechnete Nuklidverhalten und die ggf. daraus ableitbaren nuklidspezifischen Dosen werden mit den sicherheitsbezogenen Planungszielen in Bezug gesetzt, um die Einhaltung der gesetzlichen Grenzwerte zu prüfen.

Die GRS unterstützt das BMU auch bei der Fortentwicklung von Regelwerken zur Endlagerung radioaktiver Abfälle. Im Auftrag des BMU wurde ein Vorschlag zur Aktualisierung, Präzisierung und Weiterentwicklung der deutschen Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle formuliert. Zur Umsetzung der in den Sicherheitskriterien geforderten Nachweise erarbeitet die GRS des Weiteren Vorschläge zu Leitlinien als untergesetzliches Regelwerk für die Bereiche Abfälle, Endlagerbetrieb und Sicherheit in der Nachbetriebsphase.

Auf dem Gebiet des Brennstoffkreislaufs bearbeitet die GRS Fragestellungen zur nuklearen Sicherheit kerntechnischer Anlagen und zu Mengenbilanzen im Kreislauf. Themenschwerpunkte der nuklearen Sicherheit sind Kritikalität und Abbrand von Spaltstoffen, Aktivierung, Abklingen, Strahlungstransport und Abschirmung sowie nukleare Verfahrenstechnik, Betriebserfahrungen und Störfälle. Die Arbeiten zu den Mengenbilanzen umfassen Kernbrennstoff- und Abfallströme, Entsorgungsnachweise und Kreislaufstrategien. Beispielsweise wurde das Analyseprogramm zur Berechnung der Aktivierung und des Abklingens von Materialien im Rahmen eines Forschungsprogramms durch die Berücksichtigung weiterer Kernreaktionstypen wesentlich verbessert. Das radioaktive Inventar im Reaktorkühlkreislauf kann damit exakter vorausberechnet werden.

Zusammen mit unserem französischen Partner, dem Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), und unserem gemeinsamen Tochterunternehmen RISKAUDIT ist die GRS in Europa Teil eines leistungsstarken wissenschaftlich-technischen Fachorganisationsverbundes auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit, der Sicherung und der Entsorgung. Diese internationale Kooperation ist auch ein wesentlicher Baustein der Kompetenzerhaltung. Gemeinsam mit dem IRSN veranstaltet die GRS das Forum für

ensure that competence is maintained at the requisite level. On the basis of the "Fundamentals of Safety Management Systems in Nuclear Power Plants" that were developed by GRS, requirements for safety management are drafted as part of the updating of the German nuclear regulations.

Issues relating to the effects of extreme weather on the safety of nuclear power plants have also gained importance. Detailed studies were triggered e. g. by the flooding event at Blayais in France and the high river water temperatures during the exceptionally hot summer of 2003.

The waste management field of activity focuses on research and development concerning the safety of interim storage facilities and repositories, the assessment of their safety, and the analysis of the transport of radioactive substances through the geosphere to the biosphere. In this respect, GRS studies both theoretically and experimentally how radioactive waste behaves in repositories in various host rock formations. The aim is to assess and predict the long-term confinement of the contaminants with regard to the safety of man and the environment over long geological periods. To this end, the relevant technical design features and safety-relevant components with their material properties are simulated in numerical models. These models are then used to simulate the evolution of the repository under the normal conditions of the surrounding rock mass and the functional performance of the different engineered and geological barriers. Here, special mention has to be made of the developments towards the three-dimensional simulation of the dispersion mechanisms in the geosphere. The nuclide behaviour calculated in this way and the nuclide-specific doses that may possibly be derived are related to the safety-related planning targets for the purpose of checking whether the legal limits are kept.

GRS also assists the BMU in the further development of regulations governing the final disposal of radioactive waste. Following a corresponding order by the BMU, a proposal was drafted to update, render more precisely and further develop the German safety criteria for the final disposal of radioactive waste. For the implementation of the safety demonstrations required in the safety criteria, GRS is furthermore preparing proposals for guidelines as sub-legal regulations for the areas waste, repository operation, and safety in the post-operational phase.

As regards the nuclear fuel cycle, GRS is engaged in issues of the safety of nuclear facilities and of the mass balances within the cycle. Focal issues concerning nuclear safety are the criticality and burn-up of fissile materials, activation, decay, radiation transport and shielding as well as nuclear process engineering, operating experience, and incidents and accidents. The work in connection with the mass balances comprises nuclear fuel and waste flows, records of proper waste disposal, and fuel cycle strategies. For example, the analysis code for the calculation of the activation through the decay of materials was improved considerably within the framework of a research programme which took further nuclear reactor types into consideration. The radioactive inventory in the reactor coolant system can thus be pre-calculated more exactly.

Together with our French partner, the Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), and our joint subsidiary RISKAUDIT, we form part of a powerful scientific and technical network of European expert organisations in the field of nuclear safety, physical protection and waste management. This international co-operation is also a major element of competence preservation. GRS and IRSN jointly host the EUROSAFE Forum for Nuclear Safety. One major aim of the EUROSAFE Forum is to promote the integration of the European Technical Safety Organisations (TSO) in a network. This idea has already partly been realised in the

nukleare Sicherheit – EUROS SAFE –. Ein wesentliches Ziel des EUROS SAFE-Forums ist die Förderung der Integration der europäischen Technischen Sicherheitsorganisationen (TSO) innerhalb eines Verbundes. In diesem Sinne arbeiten nun bereits die Europäischen Sicherheitsorganisationen AVN (Belgien), CSN (Spanien), HSE (Großbritannien), SKI (Schweden) und VTT (Finnland) im Programmkomitee von EUROS SAFE mit. Darüber hinaus arbeitet die GRS mit ihren Partnerorganisationen in Russland und den MOE-Staaten in gemeinsamen Projekten auf den Gebieten der Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung eng zusammen. Die Partnerorganisationen nutzen beispielsweise den in der GRS entwickelten Programmcode „ATHLET“, der zur Beschreibung des Störfallverhaltens von Reaktoranlagen dient.

In der GRS bearbeiten viele Sachverständige unterschiedlicher wissenschaftlicher Disziplinen gemeinsam ein Projekt und fassen ihre Analysen und Bewertungen in einer integralen Sicherheitsaussage zusammen. Dies ist eine der besonderen Stärken der GRS. Damit dieses Potenzial optimal genutzt und die Aufgaben bewältigt werden können, bündelt die GRS Kompetenzen in einer übergreifenden Fachkoordination, zusätzlich zu den Fachkompetenzen in den Geschäftsfeldern Reaktorsicherheit und Entsorgung. Zu diesen Kompetenzen zählen das Wissensmanagement, die Zusammenarbeit mit osteuropäischen Staaten im Auftrag der Bundesregierung und im Auftrag der EU bei den TACIS-/PHARE-Programmen. Hierzu zählen auch die im Rahmen der G8-Initiative zur Globalen Partnerschaft (G8GP) begonnenen Arbeiten. Diese bedeutende internationale Initiative wurde auf dem G8-Gipfel in Kananaskis 2002 zur Bekämpfung des Terrorismus und gegen die Verbreitung von Massenvernichtungswaffen und -materialien beschlossen. Bei den Aufgaben, die die GRS im Rahmen dieser Initiative wahrnimmt, kann sie ihre langjährig erworbenen Kenntnisse in der Sicherung nuklearen Materials sowie die guten Kontakte zu den russischen Behörden über das Moskauer Büro einsetzen. Die im Auftrag des Auswärtigen Amtes begonnenen Arbeiten haben das Potential sich zu einem wichtigen Standbein zu entwickeln, in dem vielfältige, fachübergreifende Arbeiten zusammengeführt werden.

Die Aktualisierung des Kerntechnischen Regelwerks ist gleichfalls eine Aufgabe, bei der alle Kompetenzfelder der Reaktorsicherheit angesprochen sind. In diesem Vorhaben wird das untergesetzliche Regelwerk oberhalb der KTA-Regeln fortgeschrieben. Die GRS führt diese Überarbeitung unter Beteiligung des Öko-Institutes und des Physikerbüros Bremen durch. Ein wesentlicher Punkt ist dabei die Beteiligung der Öffentlichkeit. Dies geschieht über eine Internet-Plattform, in der die Module des Regelwerks zur Kommentierung eingestellt werden. Somit wird ein intensiver und offener Diskussionsprozess ermöglicht. Diese Arbeiten sind für die GRS von strategischer Bedeutung, da in diesem Vorhaben umfassend der Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit ermittelt und niedergeschrieben wird. Die Arbeiten haben daher u. a. auch eine große Bedeutung für das Wissensmanagement. Aus diesem Grunde sind in jedem der bearbeitenden Teams junge Sachverständige zum Know-how-Transport an die nächste Generation vertreten.

Ein weiteres Standbein der GRS soll die Forschungs- und Entwicklungstätigkeit für nicht-nukleare Aufgaben werden. Dafür werden die in den nuklearen Aufgabenfeldern entwickelten Methoden auf nicht-nukleare Fragestellungen erweitert. Ein Beispiel hierfür ist das in 2004 mit Erfolg abgeschlossene Vorhaben zur Bewertung der Integrität von Sauer gas-Transportleitungen. Im Auftrag des Wirtschaftsverbands Erdöl- und Erdgasgewinnung e.V. (WEG) wurden hier die Kenntnisse aus der sicherheitstechnischen Bewertung der Zuverlässigkeit und der Integrität von Druck führenden Komponenten auf nicht-nukleare Komponenten umgesetzt. Ein Nachfolgevorhaben zu dieser Thematik ist bereits im Hause.

Die GRS – bereits seit 1997 nach der internationalen Norm für Qualitätsmanagement ISO-9001/1994 zertifiziert – erhielt Ende 2003 die Zertifizierung nach ISO-9001/2000,

sense that the European safety organisations AVN (Belgium), CSN (Spain), HSE (Britain), SKI (Sweden) and VTT (Finland) are all represented on the EUROSAFE Programme Committee. In addition, GRS co-operates closely with its partner organisations in Russia and the CEEC in joint projects on reactor safety and repository research. For instance, the partner organisations use the ATHLET code that was developed by GRS and serves for the description of the accident behaviour of reactor plants.

At GRS, experts of various different scientific disciplines work jointly on one project and then summarise their analyses and assessments in one integral safety statement. This is one of the particular strengths of GRS. In order to use this potential best and to be able to fulfil its tasks, GRS bundles its competences by central co-ordination of the various specialist fields in addition to the reactor safety and waste management fields of activity. Among these competences are knowledge management and the co-operation with countries in eastern Europe by order of the Federal Government and as part of the EU's TACIS and PHARE programmes. This also includes the work begun within the framework of the G8 Initiative on Global Partnership (G8GP). This important international initiative was started at the G8 summit in Kananaskis in 2002 with the aim to fight terrorism and to prevent the proliferation of weapons and materials of mass destruction. In connection with the work of GRS associated with this initiative, we can put our long-standing experience and knowledge concerning the physical protection of nuclear materials as well as our good contacts with the Russian authorities – channelled through our Moscow office – to good use. These activities, which were commissioned by the German Foreign Office, have the potential of becoming an important alternative field for our company in which many different interdisciplinary tasks are brought together.

The updating of the nuclear regulations is also a task that addresses all competence fields of reactor safety. In this project, the sub-legal regulations above the level of the KTA Safety Standards are updated. GRS is carrying out this revision with the participation of the Institute for Applied Ecology and consultants "Physikerbüro Bremen". Here, public involvement is an essential point. This is done via an internet platform containing the individual regulation modules for commenting, allowing an intensive and open discussion process. These activities are of strategic importance to GRS as this project is to determine in full and lay down in writing the state of the art in science and technology in the field of reactor safety. The work is therefore i. a. also essential for knowledge management. This is why there are young experts present on each of the different teams to ensure know-how transfer to the next generation.

Research and development in non-nuclear areas is to become a further string to GRS's bow. To this end, the methods developed in the nuclear fields are expanded to non-nuclear issues. One example is the project assessing the integrity of acid-gas pipelines that was successfully completed in 2004. Commissioned by the association of the oil- and gas-extracting industry (Wirtschaftsverbands Erdöl- und Erdgasgewinnung e.V. - WEG), the knowledge gained from the safety assessment of the reliability and integrity of pressurised components was applied to non-nuclear components. A follow-up project on this issue is already underway.

In 1997, GRS was first certified according to the ISO-9001/1994 international standard for quality management. At the end of 2003, we were certified according to ISO-9001/2000, a process-oriented approach, which led to a fundamental redesign of the structure, implementation and documentation of the quality management system of GRS. In December 2004, the first monitoring audit

einer prozessorientierten Ausrichtung, die zu einer grundsätzlichen Neugestaltung der Struktur, Umsetzung und Dokumentation des Qualitätsmanagement-Systems der GRS führte. Im Dezember 2004 fand nun das erste Überwachungsaudit nach ISO-9001/2000, in das die Standorte Köln und Braunschweig einbezogen waren, statt. Die GRS erhielt in diesem Audit eine positive Beurteilung. Das Audit und die darin ausgesprochenen Empfehlungen dienen der ständigen Verbesserung unseres Qualitätsmanagements und der gesamten Tätigkeit der GRS.

according to ISO-9001/2000 took place, involving the company locations Köln and Braunschweig. The result was a positive assessment. The audit and the associated recommendations serve for the constant improvement of our quality management and the entire work of GRS.

Die GRS in ...

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, im Herbst 2005

Dipl.-Phys. Lothar Hahn

Dr. jur. Walter Leder

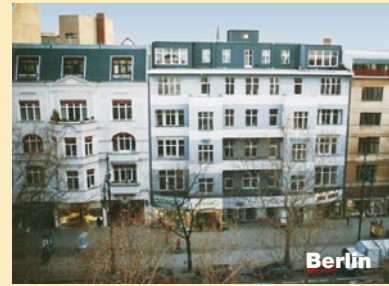
Paris



Köln



Garching



Berlin

Moskau



Braunschweig

Berlin
Braunschweig

Kiew

Köln

Garching



Paris



Kiew



Moskau

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 kerntechnischen Sicherheit, des Strahlenschutzes und der Entsorgung sowie der Anlagensicherheit und der Umwelt tätig. Der Gesamtumsatz im Jahre 2004 belief sich auf 53,8 Mio. €.

Die GRS hat rund 400 Mitarbeiter, davon mehr als 300 Wissenschaftler der Fachrichtungen Physik, Maschinenbau, Verfahrenstechnik, Bautechnik, Geotechnik, Elektrotechnik, Kerntechnik, Meteorologie, Chemie, Geochemie, Biologie, Mathematik und Informatik sowie Rechtswissenschaft und Betriebswirtschaft.

Zur Durchführung ihrer Aufgaben stehen der GRS in ihren Betriebsteilen in Köln,

Garching, Braunschweig und Berlin sowie in ihren Büros in Moskau und Kiew leistungsfähige, in einem überregionalen Netzwerk verbundene Rechner und Kommunikationsmittel zur Verfügung.

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,
Vorsitzende:
Parlamentarische Staatssekretärin
Simone Probst,
Stellvertreter:
Professor Dr.-Ing. Bruno O. Braun,
- die Geschäftsführer,
Dipl.-Physiker Lothar Hahn,
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. ISTec zählt zu den führenden Anbietern von Diagnose- und Sicherheitstechnik. ISTec bündelt jahrzehntelange Erfahrungen in Forschung, Entwicklung, Implementierung und Prüfung fortschrittlicher Sicherheitstechnologien. ISTec bietet Beratungs- und Prüfungsleistungen bei der Einführung neuer Technologien, umfassenden Service bei Betrieb und Nutzung sowie ganzheitliche eigene technische Lösungen, die sowohl Systeme zur Schadensdiagnose als auch DV-gestützte Überwachungssysteme umfassen.

RISKAUDIT IRSN/GRS International (EWIV)

Die Europäische Wirtschaftliche Interessenvereinigung RISKAUDIT ist eine gemeinsame Gründung der GRS und ihres französischen Partners Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) mit Sitz in Paris. RISKAUDIT ist Koordinierungsstelle für sicherheitsorientierte Ostprojekte von Vorhaben der EU und der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung

Auftraggeber Customer	Anteile (%) Share (%)		
	2002	2003	2004
BMU	47	46	47
BMBF + BMWA	34	29	26
AA	2	5	8
Sonstige öffentliche Auftraggeber und TÜVe <i>Other public-sector customers and Technical Inspection Organisations (TÜVe)</i>	7	10	8
Ausländische Auftraggeber (u.a. EU) <i>Foreign customers (i.a. EU)</i>	8	8	10
Sonstige Auftraggeber <i>Others</i>	2	2	1

▲ Die erzielten Umsätze des Geschäftsjahres 2004 prozentual im Vergleich zu den Vorjahren

The turnover reached in fiscal year 2004 in percentiles in comparison to previous years

(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 IRSN mit Osteuropa gemeinsame Büros in Moskau und Kiew.

Organisation and Economic Development

Structure

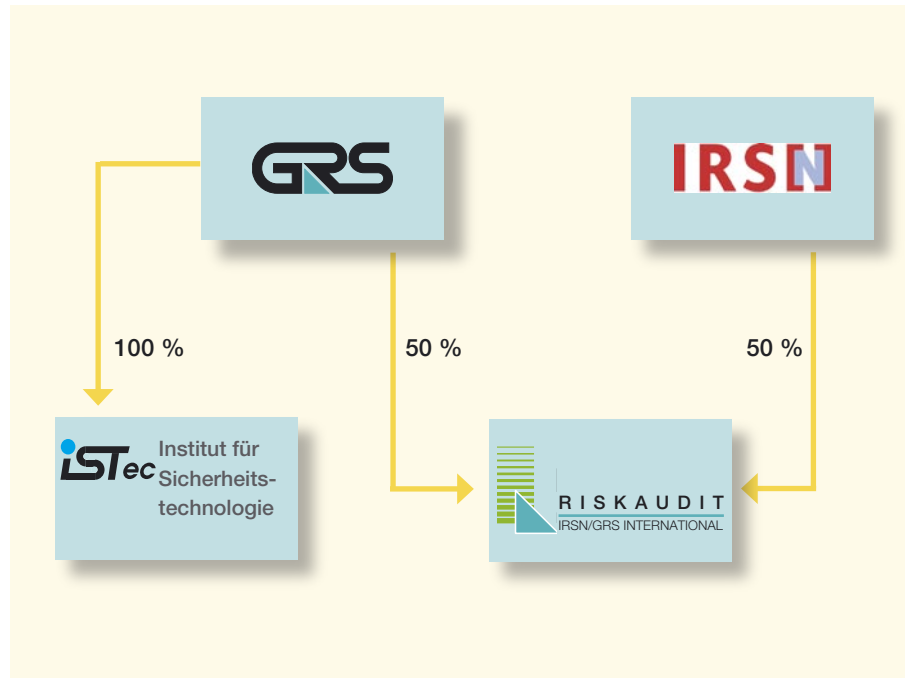
GRS is a scientific non-profit organisation, mainly funded by the Federal Government. It is engaged in research and development in the fields of nuclear safety, radiation protection and waste management as well as in the physical protection of technical facilities and in environmental issues. In 2004, the total turnover amounted to 53.8 Mio €.

GRS has about 400 employees, more than 300 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
Chairwoman: Parlamentarische Staatssekretärin Simone Probst
Vice-Chairman:
Prof. Dr.-Ing. Bruno O. Braun
- the Managing Directors
Dipl.-Physiker Lothar Hahn
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. ISTec pools the experience of many decades in connection with the research, development, implementation and testing of advanced safety technologies. ISTec offers advisory and inspection services on the introduction of new technologies, a comprehensive service related to operation and use, and its own end-to-end solutions, comprising systems for damage diagnosis as well as computerised monitoring systems.

RISKAUDIT IRSN/GRS International (EEIG)

The European Economic Interest Group RISKAUDIT was jointly founded by GRS and its French partner Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) 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 Safety Organisation Group (TSOG) established by the European Commission. For the co-operation of GRS and IRSN with Eastern Europe, RISKAUDIT runs common offices in Moscow and Kiev.

M. Banaschik



▲ Organisation der GRS (Stand: Januar 2005)
 GRS Organisation chart (as at: January 2005)

General Management

IT-Management
IT- Management

Technik und Recht
Technology and Law

Projekte, Internationales und Zukunftsaufgaben
Projects, International Programmes and Future Tasks

Verwaltung
Administration

Forschungsbetreuung
Research Management

Unternehmenssteuerung, Projektcontrolling Analysen
Corporate Management Support, Analysis Project Controlling

Finanzen und Controlling
Finances and Controlling

Programme und Anlagen
Programmes and Facilities

Projektcontrolling Forschung
Research Project Controlling

Personal und Recht
Personnel and Legal Matters

Zentralaufgaben
Central Activities

Wissensmanagement
Knowledge Management

Verwaltungsdienste
Administration

Internationales
International Programmes

Köln
Garching

Programm G8GP
Physischer Schutz
G8GP
Physical Protection

Berlin

Braunschweig

Übergreifende Fachaufgaben
Interdisciplinary Tasks

Anlagensicherung
Physical Protection

*) gemeinsam mit IRSN / RISKAUDIT

*) jointly with IRSN / RISKAUDIT

3

Reaktorsicherheitsforschung

Reactor Safety Research

Die GRS ist der wichtigste Gutachter und Berater der Bundesregierung in allen technischen Fragen der nuklearen Sicherheit. Durch ihre eigenen analytischen Forschungsarbeiten und die Nutzung der experimentell erarbeiteten Ergebnisse anderer deutscher Forschungseinrichtungen und internationaler Partner ist die GRS in der Lage, den Stand von Wissenschaft und Technik mitzugestalten, jederzeit darzustellen, zu interpretieren und für eine effektive und sicherheitsgerichtet agierende Bundesaufsicht operativ nutzbar zu machen. Sie vereint systematisch die praxisorientierten Tagesaufgaben mit Kenntnissen aus eigener Forschungstätigkeit und internationalen Entwicklungen.

Neue Aufgaben für Forschung und Entwicklung

Nachdem die Reaktorsicherheitsforschung für zahlreiche Fragestellungen der Vergangenheit inzwischen überzeugende Lösungen gefunden hat, man denke nur an die Großexperimente zur Notkühlung und ihre analytische Umsetzung, stellen sich heute neue Aufgaben für Forschung und Entwicklung.

Ausgelöst durch die Anstrengungen der Betreiber zu optimaler Nutzung der bestehenden Anlagen werden Leistungserhöhungen durchgeführt, neue Brennelemente, mit höherer Anreicherung und korrosionsfesten Hüllrohrwerkstoffen eingesetzt und längere Einsatzzeiten angestrebt. An die Ermittlung der Sicherheitsmargen und die damit verbundene Nachweisführung werden erhöhte Anforderungen gestellt. Der Übergang von konservativen Rechenmethoden zu so genannten „best-estimate“, d. h. möglichst realistischen, Analysen verlangt quantitative Angaben zur Aussagesicherheit von Rechenergebnissen. Dazu müssen praktikable

Methoden zur Unsicherheitsanalyse bereitgestellt werden.

Sicherheitstechnische Fragestellungen, deren Beantwortung nur mithilfe weiterentwickelter Methoden möglich ist, ergeben sich auch aus der Auswertung von Vorkommnissen oder aus internationalen Quellen. Beispiele dafür sind Deborierungsereignisse oder das Verhalten von freigesetztem Isoliermaterial im Nachkühlbetrieb eines Kühlmittelverluststörfalls. Die Thermohydraulik muss hierzu Codes zur detaillierten dreidimensionalen Strömungsberechnung bereitstellen.

Die Forschung selbst liefert Erkenntnisse, die Anstöße zu weiterer Methodenentwicklung geben. Experimente zum Problemkreis hypothetischer Kernschmelzunfälle zeigen Phänomene und Wechselwirkungen zwischen Prozessen, die noch der Umsetzung in den Simulationscodes bedürfen. Die Ergebnisse probabilistischer Sicherheitsstudien der Phase 2 hängen direkt von den Unsicherheiten bei der Modellierung solcher Phänomene ab.

Das Hauptprodukt der Methodenentwicklung in der GRS, die Rechenprogramme zur Störfallsimulation, sind unter Nutzung der rasanten Fortschritte bei Hard- und Software der Rechner an die heutigen Erwartungen der Anwender hinsichtlich Bedienfreundlichkeit, Geschwindigkeit, Visualisierung, usw. anzupassen.

Die Lösung anspruchsvoller Forschungs- und Entwicklungsaufgaben ist überdies eines der wirkungsvollsten Mittel Fachkompetenz zu erhalten und auszubauen und eine nachwachsende Generation von Mitarbeitern auszubilden.

Die Reduzierung der Mittel für die Reaktorsicherheitsforschung in den letzten

Jahren hat zu deutlichen Einschnitten in der Forschungstätigkeit der GRS geführt. Ein Zusammenbruch ganzer Kompetenzfelder konnte jedoch durch gezielte Prioritätensetzung, Arbeitsteilung mit anderen Forschungseinrichtungen und internationale Vernetzung vermieden werden. Besonders zu erwähnen ist der Kompetenzverbund Kerntechnik in Deutschland, in welchem die GRS neben den Forschungszentren eine Hauptaufgabe wahrnimmt. International beteiligen sich GRS-Mitarbeiter an Arbeitsgruppen der OECD/NEA und nutzen die dort verfügbaren Erkenntnisse. Zur Weiterentwicklung und Validierung von Rechenprogrammen kann sich die GRS auf Abkommen mit ausländischen Organisationen abstützen.

Nachfolgend ist für einzelne Schwerpunktthemen dargestellt, welche Arbeiten gegenwärtig im Mittelpunkt der Entwicklung stehen.

Reaktorphysikalische Berechnungsmethoden

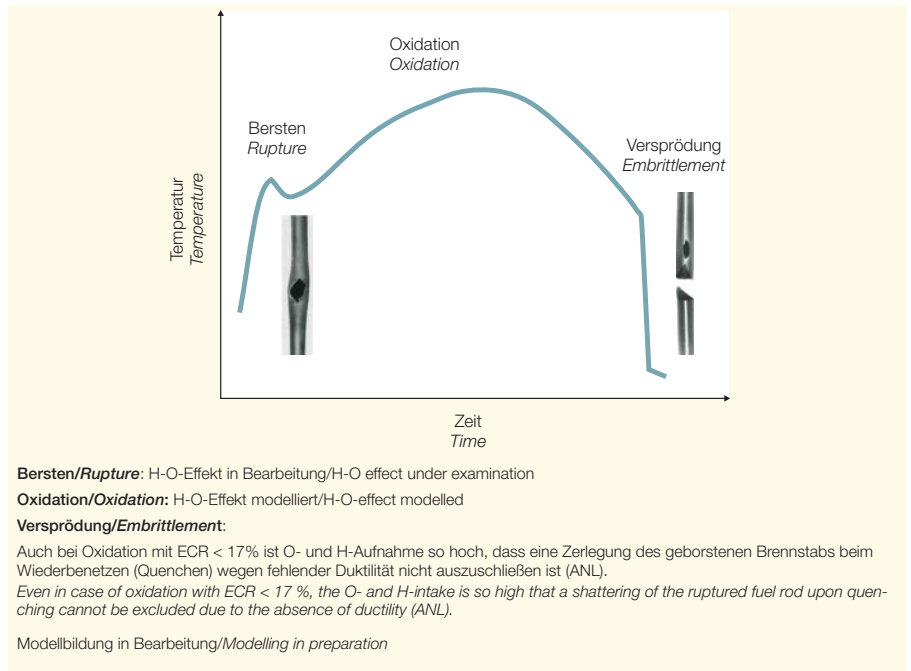
Die Optimierung des Reaktorbetriebs und des Brennstoffeinsatzes stellen neue Anforderungen an die Berechnungsmethoden. Der Brennstoffeinsatz in den in Deutschland betriebenen Reaktoren zielt auf höhere Abbrände von 70 – 80 MWd/kg, eine Erhöhung der Uran-Anreicherung bis auf 5 % und den reaktivitätsäquivalenten Einsatz von MOX-Brennelementen. Alternative Einsatzstrategien fassen die Aktinidenverbrennung in Leichtwasserreaktoren (LWR) zur Vermeidung der langlebigen Radioaktivität im Abfall und den Einsatz von inerter Brennstoffmatrix zur Vermeidung des Plutonium-Aufbaus ins Auge. Diese Veränderungen im LWR-Brennstoffeinsatz haben Auswirkungen auf sicherheitstechnische

Fragestellungen wie z. B. die Belastung der Brennstäbe bei Störfällen oder die Wirksamkeit der thermischen Absorber in Steuerstäben. Ziel der Forschung und Entwicklung auf diesem für die Reaktorsicherheit zentralen Gebiet ist es, die Genauigkeit der eingesetzten Rechenmethoden zu überprüfen und für den erweiterten Anwendungsbereich zu validieren.

Zur Bereitstellung von nuklearen Basisdaten und deren Aufbereitung für nachfolgende Berechnungen wurden in Kooperation mit dem Institut für Kernenergetik (IKE) Stuttgart Datenbibliotheken in der Form von Punktdaten und Mehrenergiegruppendaten auf der Basis des europäischen Datenfiles JEF-2.2 erzeugt. Die Rechenmethoden und die Datenbibliotheken wurden durch umfangreiche Nachrechnungen kritischer Experimente und internationaler Benchmarks für Uran- und MOX-Brennstoff validiert. Besonders zu erwähnen sind die KRITZ-2 und VENUS Experimente.

Zur Berechnung des Reaktivitäts- und Nuklidinventars von Brennelementen wurde der Monte-Carlo Code KENO mit dem Abbrandmodell OREST zum Nuklidinventarprogramm KENOREST gekoppelt, das in der GRS für Abbrandberechnungen mit der vollständigen ORIGEN-Datenbibliothek eingesetzt wird. Die Datenbibliothek wurde inzwischen zu ORIGEN-X erweitert und beschreibt die Neutronenreaktionen in vollem Umfang. Der Einsatz von Monte-Carlo Programmen für Abbrandrechnungen entspricht der internationalen Entwicklung. Das Abbrandprogramm KENOREST wird durch Nachrechnung von Nuklidinventarmessungen und Benchmarkproblemen zum so genannten „Burn-up Credit“ validiert.

Für Analysen des Anlagenverhaltens bei Störfällen werden gekoppelte Programmsysteme eingesetzt; so wurde der thermohydraulische Systemcode ATHLET mit dem 3D-Kernmodell QUABOX/CUBBOX gekoppelt. Das Forschungszentrum Rossendorf koppelte ATHLET mit dem 3D-Kernmodell DYN3D. Darüber hinaus wurden – im Rahmen der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit – BIPR8 vom Kurtschatow-Institut Moskau und KIKO3D von AEKI Budapest mit ATHLET gekoppelt. Nachdem die Entwicklung gekoppelter



▲ Schematischer Ablauf des Kühlmittelverlust-Störfalls (KMW) sowie Modellierung in TESP-ROD. Der Versprödungszustand, wie er sich aufgrund der Sauerstoff-Aufnahme am Ende der Notkühlphase beim Wiederbenetzen der Hüllrohre (Quenchen) einstellt, ist nach den neuen Messungen derart ungünstig, dass ein Hüllrohrversagen auch bei Einhaltung bestehender Notkühlkriterien nicht auszuschließen ist.

Schematic sequence of a loss-of-coolant accident (LOCA) and its modelling in TESP-ROD. According to new measurements, the state of embrittlement establishing itself as a result of the oxygen intake at the end of the emergency cooling phase upon quenching of the cladding tubes is so unfavourable that cladding tube failure cannot be excluded even if existing emergency cooling criteria are fulfilled.

Rechenprogramme auch international ein Schwerpunkt der Programmentwicklung ist, konnte die Validierung anhand von OECD/NEA-LWR-Kerntransienten-Benchmarks erfolgen. Die Benchmarkberechnungen wurden mit großer internationaler Beteiligung durchgeführt und sind in Berichten und internationalen Zeitschriften dokumentiert. Mit dem gekoppelten Programmsystem ATHLET-QUABOX/CUBBOX wurden sehr gute Ergebnisse erzielt. Insbesondere für den Turbinenschnellschluss zeigten sich gute Übereinstimmungen mit den vorliegenden Messdaten von der amerikanischen SWR-Anlage Peach Bottom 2.

Brennstabverhalten

Um das Verhalten von Brennstäben bei Kühlmittelverlust- und Reaktivitätsstörfällen zu beschreiben, entwickelt die GRS das

Rechenprogramm TESP-ROD. Dieses verwendet für die Berechnung des Hochtemperatur-Kriechens unter Brennstab-Innendruck empirische Ansätze vom Typ Norton. Hierbei tritt die Schwierigkeit auf, dass derartige Ansätze jeweils nur für einen Hüllrohrtyp und speziell für dessen Fertigungszustand zutreffend sind. Geringfügige Änderungen in der Legierungszusammensetzung oder Änderungen in der Fertigung bedeuten Änderungen im Hochtemperatur-Verhalten und damit eine erhebliche Verschiebung der Schadensgrenzen bei Störfällen. Experimentelle Untersuchungen zeigen, dass die Beladungen des Hüllrohrs mit Sauerstoff und Wasserstoff sich auf das Hochtemperatur-Verhalten dieses Hüllrohrs auswirken. Derartige Gase gelangen einerseits durch den betrieblichen Einsatz ins Hüllrohr. Andererseits werden während einer Hüllrohr-Temperatur-Transiente des Kühlmittelverluststörfalls diese Gase vom Hüllrohr aufgenommen. Um diese

Phänomene zu berücksichtigen, wurde das Modell zur Hochtemperatur-Oxidation in TESPA-ROD erweitert. Dadurch ist es erstmals möglich, die Wirkung von Sauerstoff und Wasserstoff im Hüllrohr hinsichtlich des Hochtemperatur-Kriechens und hinsichtlich der Verschiebung der Phasenumwandlung zu erfassen. Darüber hinaus ist nach neueren Erkenntnissen von ANL (Argonne National Laboratory, USA) die Modellierung der Hüllrohr-Berstspannung zu überarbeiten. Der Versprödungszustand, wie er sich aufgrund der Sauerstoff-Aufnahme am Ende der Notkühlphase beim Wiederbenetzen der Hüllrohre (Quenchen) einstellt, ist nach den neuen Messungen derart ungünstig, dass ein Hüllrohrversagen auch bei Einhaltung bestehender Notkühlkriterien nicht auszuschließen ist.

Diese Erkenntnis hat international zu einer Neuauflage experimenteller Hüllrohr-Untersuchungen geführt. Die GRS beteiligt sich an der Auswertung der Testergebnisse, soweit die Messdaten zugänglich sind.

Verhalten des Kühlkreislaufs bei Stör- und Unfällen

Die systematische Validierung des Rechenprogrammsystems ATHLET/ATHLET-CD wurde im Hinblick auf das erweiterte Anwendungsspektrum fortgesetzt.

Für ATHLET betrifft dies auslegungsüberschreitende Ereignisse mit Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes, Störfälle während des An- und Abfahrens der Anlage und bei Nichtleistungsbetrieb mit Stickstoff oberhalb des Wasserspiegels sowie Störfälle mit Deborierungs- und Borvermischungsproblematik im Reaktorkühlsystem. Weiterhin wurden Modelle in Verbindung mit dem Sechs-Gleichungssystem validiert, wie zur Zwischenphasenreibung, Kondensation, Notkühlinspeisung und der nichtkondensierbaren Gase.

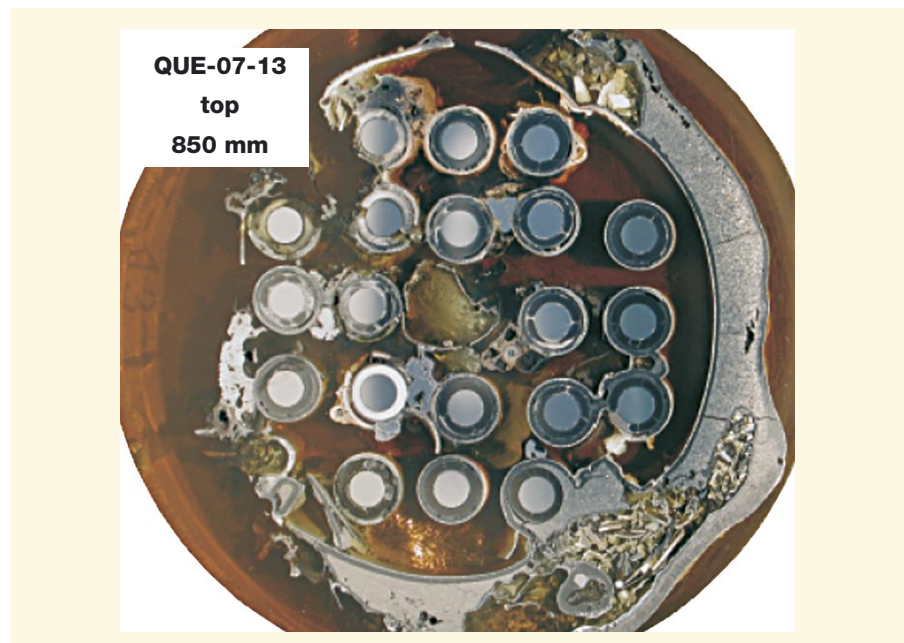
Zur Validierung des Rechenprogramms ATHLET-CD, das zur Simulation des Kühlkreislaufverhaltens bei Kernschmelzunfällen dient, wurden Experimente aus drei verschiedenen Versuchsanlagen nachgerechnet, deren gemeinsamer Untersuchungsgegenstand die Zerstörung von Stabbündeln war. Aus dem QUENCH-Versuchsstand des

Forschungszentrums Karlsruhe wurde ein Test erfolgreich nachgerechnet, bei dem ein Borkarbid-Absorberstab anstelle eines Zirkon-Stabes im elektrisch aufgeheizten Stabbündel eingesetzt war.

Als „in-pile“-Experiment aus dem kanadischen NRU-Reaktor wurde ein Test mit 28 Brennstäben, davon 26 mit hohem Abbrand, bis zum Ausdampfen des Bündels und Versagen der Hüllrohre infolge Leistungserhöhung nachgerechnet. Der Schwerpunkt der Validierungsaktivitäten lag bei der Nachrechnung des Bündelversuchs SFD 1-4 aus der amerikanischen Versuchsanlage PBF. Diesem nuklear beheizten Versuch lag ein unterstellter Kernschmelzunfall bei hohem Systemdruck zugrunde. Gegenüber früheren Nachrechnungen kamen die inzwischen durchgeführten Modellerweiterungen zum Einsatz. Die Nachrechnung weist eine gute Übereinstimmung mit dem Experiment auf. Das Oxidationsverhalten und die Wasserstoff-Erzeugung konnten gut dargestellt werden. Die von ATHLET-CD ermittelte Masse der Brennstabschmelze liegt nahe am experimentellen Wert. Die Materialverlagerung im Bündel konnte ebenfalls zufriedenstellend wiedergegeben werden.

Mehrdimensionale Strömungen im Reaktorkühlsystem

Zur Simulation von dreidimensionalen zweiphasigen Strömungen im Kühlsystem von Leichtwasserreaktoren entwickelt die GRS den Modul FLUBOX, der nach Kopplung mit ATHLET eine genauere räumliche Auflösung und damit erhöhte Genauigkeit bei der Simulation von Transienten und Kühlmittelverluststörfällen ermöglichen wird. Zur Kopplung mit ATHLET wurde eine effiziente implizite Kopplungstechnik bereitgestellt und für zweidimensionale Anwendungen realisiert. Für eine erweiterte Modellierung mehrdimensionaler Zweiphasenphänomene wurden die Erhaltungsgleichungen des Zwei-Fluid-Modells durch neue theoretisch begründete Transportgleichungen für die Zwischenphasenfläche und die Turbulenz ergänzt. Ein weiterer Schwerpunkt der Untersuchungen lag auf der Auslotung des Potentials des industriellen CFD-Codes („Computational Fluid Dynamics“) CFX-5 für detaillierte mehrdimensionale Strömungssimulationen in der Reaktorsicherheit. Dazu wurden Phänomene, wie thermische Ver-



▲ QUENCH-Test-07: Schnitt durch das teilweise zerstörte Stabbündel. (Absorberstab befand sich im Zentrum des Bündels)

QUENCH test 07: sectional view of the partially destroyed heater rod bundle (absorber rod was located in the centre of the bundle)

mischung oder Effekte bei der Einspeisung von Notkühlwasser in den kalten Strang, simuliert. Das Einsatzgebiet von CFX-5 sind bisher vorwiegend einphasige, von Turbulenz dominierte Strömungen, die mit einem sehr feinmaschigen Rechengitter aufgelöst werden können. Dazu gehören in der Reaktorsicherheit z. B. Deborierungseignisse und Transienten mit thermischer Belastung des Reaktordruckbehälters. Die GRS koordiniert die Arbeiten der in Deutschland an Entwicklung und Validierung von CFD-Codes beteiligten Organisationen. In diesem CFD-Forschungsverbund stellen die Teilnehmer ihre aktuellen Tätigkeiten dar und stimmen das weitere Vorgehen ab.

Europäisches Netzwerk SARNET

Im April 2004 wurde mit maßgeblicher Beteiligung der GRS das Severe Accident Research Network of Excellence (SARNET) mit Unterstützung der EU im 6. Forschungsrahmenprogramm aus der Taufe gehoben. Dem Konsortium unter Leitung des IRSN, Frankreich, gehören 49 Organisationen aus ganz Europa an, die wesentliche Teile ihrer Forschung zu schweren Störfällen in das Netzwerk einbringen und ihre Aktivitäten auf diesem Gebiet in Zukunft abstimmen und zunehmend integrieren wollen.

Für das neue Werkzeug zur Kommunikation im Netzwerk hat die GRS die Verantwortung übernommen. Kernstück der gemeinsamen Aktivität ist der von GRS und IRSN gemeinsam entwickelte Integralcode ASTEC. Zahlreiche Organisationen beteiligen sich an der Weiterentwicklung und Validierung des Codes und werden ihn im Rahmen von Quelltermanalysen und probabilistischen Sicherheitsanalysen der Stufe 2 einsetzen. Die GRS gestaltet wesentlich den Containment-Teil des Gesamtcodes ASTEC.

Schmelzeverhalten im Sicherheitseinschluss

Zur Beschreibung der im Sicherheitseinschluss während eines Stör- oder Unfalles ablaufenden Vorgänge wird das Rechenprogramm COCOSYS weiter entwickelt und validiert. Für das Verhalten des Sicherheitseinschlusses in der Spätphase



▲ Teilnehmer des 1. SARNET Governing Board Meetings bei der GRS in Garching

Participants in the 1. SARNET Governing Board Meetings at GRS Garching

eines Kernschmelzunfalls ist der Eintrag von geschmolzenem Kernmaterial aus dem Reaktordruckbehälter nach dessen Versagen die entscheidende Randbedingung. Es wurde deshalb damit begonnen, das Austreten der Kernschmelze und ihre Verteilung im Sicherheitsbehälter (so genanntes „Direct Containment Heating“) zu modellieren. Ziel dieser Modellierung ist es, den mit dem Schmelze- und Dampfeintrag verbundenen Druckaufbau im Sicherheitsbehälter, die Verteilung der Kernschmelze als Ausgangspunkt für die Betonzerstörung in der Reaktorkaverne sowie die daraus resultierende zusätzliche Wasserstoffproduktion zu erfassen.

Zur Freisetzung von Schmelze in den Sicherheitsbehälter sind DISCO-Versuche aus dem Forschungszentrum Karlsruhe mit dem US-Code CONTAIN und dem ASTEC-Modul RUPUICUV nachgerechnet worden. Beim Experiment DISCO H2 führte die erste Anwendung von RUPUICUV, einem Bestandteil von ASTEC, zur Ermittlung von einer Reihe von Einschränkungen der gegenwärtigen Modellierung und zu einer Identifizierung notwendiger Ertüchtigungsmaßnahmen.

Im Zentrum der Arbeiten zur Schmelze-Beton-Wechselwirkung standen die Auslegungs-, Voraus- und Nachrechnungen der beiden OECD-MCCI-Versuche aus dem Argonne National Laboratory in den USA und des ersten EU-LACOMERA-Tests aus dem Forschungszentrum Karlsruhe. Für einen Versuch, der im Rahmen des OECD-MCCI-Projekts durchgeführt wurde,

sind blinde Nachrechnungen durchgeführt worden. Dabei wurden zwei Module des Codes ASTEC alternativ verwendet: Mit WEX wurde der Temperaturverlauf gut getroffen, während mit MEDICIS eine deutlich zu tiefe Temperatur berechnet worden ist. Bei der Erosionstiefe stimmen die Ergebnisse, die mit MEDICIS und mit WEX für axiales Erosionsverhalten berechnet wurden, gut mit den experimentellen Werten überein, wogegen die radiale Erosion mit WEX die Ergebnisse etwas überschätzt. Für die Weiterentwicklung von MEDICIS im Rahmen von ASTEC hat dieser Vergleich neue Erkenntnisse geliefert.

Lokale Phänomene im Sicherheitseinschluss

Einige Phänomene, die während eines Stör- oder Unfalles in einem Sicherheitsbehälter ablaufen können, erfordern eine höhere räumliche Auflösung bei der Simulation als dieses mit Systemcodes wie COCOSYS möglich ist. Eine Lösung dieser Aufgabe verspricht die Modellierung mit CFD-Codes.

Die vorhandene Leistungsfähigkeit von CFD-Codes wurde mit Hilfe des Codes CFX-5 untersucht. Dabei wurde ein wichtiger Beitrag zur Modellverbesserung und Validierung der Modelle geleistet. Ein Beispiel dazu sind vergleichende Rechnungen, die im Projekt ECORA im 5. Rahmenprogramm der EU in der Schweizer Versuchsanlage PANDA durchgeführt wurden. Hier bestand die Aufgabe, zwei über das OECD-SETH Projekt zugänglich gemachte Versuche zur

Gasvermischung blind, d. h. ohne Kenntnis der Versuchsergebnisse, vorzurechnen. Verwendet wurden zwei der gekoppelten Behälter der PANDA Versuchsanlage. Die Simulation mit CFX-5 wurde für den Versuch T17 über 2.000 s Problemzeit hinweg durchgeführt und zeigt im Vergleich zu Rechnungen anderer Teilnehmer und einigen schon freigegebenen Versuchsdaten gute Übereinstimmung.

Auch im Vergleich mit anderen Projektpartnern ist damit ein hoher Leistungsstand nachgewiesen. Es kann aus dieser Rechnung und anderen Analysen gefolgert werden, dass Vermischungsvorgänge mit CFX-5 gut darstellbar sind.

Für weitere Anwendungsgebiete wurden CFX-5-Rechnungen durchgeführt und soweit möglich mit experimentellen Daten verglichen. Dazu gehören Kerosinbrände, Wasserstoffverbrennung in verschiedenen Raumanordnungen und Zirkulationsströmungen, die im Sumpf des Reaktorgebäudes während des Nachkühlbetriebes auftreten können. Ergebnis dieser exploratorischen Rechnungen ist, dass CFD-Codes zweifellos ein hohes Potenzial zur räumlich detaillierten Analyse der Prozesse besitzen, es aber noch gezielter Weiterentwicklung und erheblicher Validierungsarbeiten bedarf, um zu belastbaren Aussagen zur Reaktorsicherheit zu kommen.

Komponentenverhalten und Strukturzuverlässigkeit

Ziel der Arbeiten zu diesem Forschungsschwerpunkt ist, die Analysemethoden zur Integritätsbewertung sicherheitstechnisch relevanter Komponenten insbesondere hinsichtlich der Schnittstelle zu thermohydraulischen und systemtechnischen Fragestellungen sowie bezüglich Beiträgen zu probabilistischen Sicherheitsanalysen weiterzuentwickeln. Dadurch sollen Grundlagen für integrale, interdisziplinäre Sicherheitsaussagen geschaffen werden, wobei auch Methoden bereitgestellt werden, die zur Quantifizierung des Einflusses von Unsicherheiten in den Rechenmodellen, den Belastungsdaten, den Materialdaten und Randbedingungen auf die sicherheitstechnischen Bewertungen bedeutsam sind.

Bei der Weiterentwicklung und Qualifizierung der Analysemethodik zur bruchmechanischen Bewertung der Integrität von Rohrleitungsabschnitten und Behälteranschlüssen aus Schweißnähten zwischen ferritischen und austenitischen Rohrsegmenten wurden Fortschritte erzielt.

Zur Verifizierung der bruchmechanischen Ansätze wurde ein dreidimensionales Analysemodell zu einem bei Electricité de France (EdF) durchgeführten Experiment an einer Rohrleitung mit einer Mischnaht und einem Riss im Bereich der Pufferung parallel zur Materialgrenze Ferrit/Pufferung entwickelt, unter Berücksichtigung der Unterschiede in den Materialdaten der verschiedenen Werkstoffbereiche.

Mit dem komplexen 3D-Finite-Elemente-Modell wurde die Rissbeanspruchung infolge Biegebeanspruchung zunächst ohne Berücksichtigung von stabilem Risswachstum berechnet. Das Risswachstum, das während des Versuchs durch Auswertung von Teilentlastungen im Kraft-Verformungsdiagramm bestimmt wurde, wurde im Rahmen einer analytischen Korrektur des berechneten J-Integrals berücksichtigt. Dadurch erhöht sich das J-Integral bei einem Risswachstum von etwa 10 mm um etwa 65 %. Aus den korrigierten J-Integralwerten wurde eine Risswiderstandskurve für die Rohrleitung abgeschätzt, die gut mit den an Kleinproben gemessenen und anschließend extrapolierten Risswiderstandswerten übereinstimmt.

Im Zusammenhang mit Integritätsbewertungen für passive Komponenten sind Aussagen über die Qualifizierung der Analysemethoden sowie deren Anwender notwendig. Dazu wurden die verfügbaren Erfahrungen aus Studien mit Vergleichsanalysen sowie die experimentellen Ergebnisse von Großversuchen einschließlich der entsprechenden Dokumentationen im Rahmen einer entwickelten Benutzeroberfläche nutzbar gemacht. Die computergestützte Benutzeroberfläche QUAMET ist ein Hilfsmittel zur Qualifizierung von Analysemethoden, die im Rahmen der RDB-Integritätsbewertung eingesetzt werden sowie zur Qualifizierung von Analytikern, die mit der Durchführung von entsprechenden Analysen beschäftigt sind. Das Trainingsmodul in QUAMET enthält eine Einführung in die verschiedenen Aspekte

zum Integritätsnachweis für Reaktordruckbehälter. Im Modul „Lernbeispiel“ wird der Benutzer durch verschiedene Stufen der interdisziplinären RDB-Integritätsbewertung geführt. Dabei sind auch Empfehlungen bezüglich der Festlegung bestimmter Eingabeparameter für die Analysemodelle sowie der Zugriff auf Inputdateien und Ergebnisse enthalten. Mit den in QUAMET verfügbaren Informationen und Datensätzen kann der Benutzer die einzelnen Berechnungsschritte auch mit seiner eigenen Analysemethodik durchführen. Der Benutzer kann dann eigene Analyseergebnisse den entsprechenden Ergebnissen von Referenzlösungen aus internationalen Studien gegenüberstellen. Insgesamt wurde somit ein Beitrag zur Qualifizierung von Analysemethoden sowie deren Anwender und somit zur Verbesserung der Aussagegenauigkeit von Integritätsbewertungen geleistet.

Berücksichtigung menschlicher Eingriffe in einer dynamischen PSA

Zur Einbindung menschlicher Handlungen in ein integrales Dynamikmodell wird ein Modul „Menschliche Eingriffe“ („Crew-Module“) entwickelt, das die parallel ablaufenden Prozesse der menschlichen Handlungen und des physikalischen Prozesses unter Berücksichtigung zufällig auftretender stochastischer Ereignisse miteinander verbindet.

Das ausgewählte Bewertungsmodell wurde auf den Referenzfall „Sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung“ angewendet, um die Wahrscheinlichkeit richtiger bzw. fehlerhafter Aktivitäten abzuschätzen. Wesentliche Faktoren, wie zum Beispiel Stress, können sich in Abhängigkeit vom Ereignis- und Handlungsablauf ändern. Ein wesentliches Kriterium ist auch die Zeitdauer, die ein Operateur zur Durchführung der jeweiligen Handlungen benötigt. Da davon auszugehen ist, dass diese meist stochastischen Variationen unterworfen sind, sind Angaben zu den entsprechenden Zeitverteilungen zu machen. Diese Verteilungen sollten sich aus experimentellen Daten und/oder Expertenurteil abschätzen lassen. Sie werden bei der Erzeugung der dynamischen Ereignisbäume berücksichtigt.

Mögliche Handlungsstrategien, die eine Schichtmannschaft mit gewissen Wahrscheinlichkeiten verfolgen kann, können in die dynamische Zuverlässigkeitsanalyse eingebunden werden. Neben den für eine PSA relevanten probabilistischen Aus-

sagen können aus den Ergebnissen der dynamischen Zuverlässigkeitsanalyse auch detailliertere Aussagen darüber abgeleitet werden, welche der möglichen alternativen Handlungsstrategien zur Beherrschung eines Unfallszenarios am vorteilhaftesten ist.

GRS staff participate in working groups of the OECD/NEA and use the knowledge available there. For the further development and verification of computer codes, GRS can refer to agreements with foreign organisations.

In the following, an overview is given of the major developments in selected fields.

Reactor Safety Research

GRS is the central expert and advisor to the Federal Government for all technical questions related to nuclear safety. Due to its own analytical research and the use of results achieved by experiments of other German research institutions and international partners, GRS is in the position to participate in the development of the state of the art in science and technology, to present and interpret it and to make it operationally usable at any time for effective and safety-oriented federal supervision. GRS combines systematically the practice-oriented daily tasks with knowledge gained from its own research activities and from international developments.

New tasks for research and development

Now that reactor safety research has found convincing solutions to many past questions – e. g. the large-scale experiments on emergency core cooling and their analytical implementation – new tasks are emerging for research and development today.

Driven by efforts of the plant operators to optimise the use of the existing plants, power is increased, new fuel elements with higher enrichment and corrosion-resistant cladding tube materials are used, and longer periods of use are striven for. More stringent requirements have to be met regarding the determination of safety margins and the associated safety assessments and verifications. The transition from conservative calculation methods to so-called “best estimate”, i. e. analyses that are as realistic as possible, requires quantitative data on the reliability of calculation results. For this purpose, practicable methods for uncertainty analyses have to be provided.

Safety-related questions that can only be answered by means of further developed methods also arise from the evaluation of events or from international sources. Examples are boron dilution events or the behaviour of released insulation material during residual-heat removal operation of a loss-of-coolant accident. Here, thermal hydraulics has to provide codes for detailed three-dimensional flow calculation.

Research itself provides findings which trigger further methodical development. Experiments on the problems of hypothetical core meltdown accidents show phenomena and interactions between processes which still need to be considered in the simulation codes. The results of level-2 probabilistic safety analyses depend directly on the uncertainties in the modelling of such phenomena.

The main products of method development at GRS – the computer codes for accident simulation – are to be adapted to today's expectations of the users regarding user friendliness, speed, visualisation, etc, making use of the rapid progress of computer hard- and software.

Moreover, solving challenging R&D tasks is one of the most effective means to maintain and extend technical competence and to train the next generation of our staff.

Over the past years, the reduction of funds earmarked for reactor safety research has led to noticeable cuts in the research activities of GRS. However, it was possible to prevent a loss of whole competence fields by targeted prioritisation, task-sharing with other research institutions, and international networking. Particularly noteworthy is the Alliance for Competence in Nuclear Technology in Germany in which GRS fulfils a central task in addition to the research centres. At the international level,

Reactor-physical calculation methods

The optimisation of reactor operation and fuel use pose new challenges to calculation methods. The use of fuel in the reactors operated in Germany is aimed at higher burn-up rates of 70 – 80 MWd/kg, an increase of uranium enrichment up to 5 %, and the reactivity-equivalent use of MOX fuel elements. Alternative core loading strategies envisage actinide incineration in light-water reactors (LWR) for the prevention of long-lived radionuclides in the waste as well as the use of an inert fuel matrix for the prevention of plutonium accumulation. These changes in the use of LWR fuel have an impact on safety-related questions, such as fuel rod behaviour under accident conditions or the effectiveness of thermal absorbers in control rods. The aim of research and development in this field, which is essential with regard to reactor safety, is to review the accuracy of the calculation methods applied and to validate the extended scope of application.

To provide basic nuclear data and to allow their processing for subsequent calculations, data libraries in the form of point data and multiple energy group data have been generated on the basis of the European data file JEF-2.2 in co-operation with the Stuttgart-based Institut für Kernenergetik (IKE). The calculation methods and the data libraries were validated by comprehensive recalculations of critical experiments and international benchmarks relating to uranium and MOX fuel. Among these, the KRITZ-2 and VENUS experiments deserve special mention.

To allow calculations of the reactivity and nuclide inventory of fuel elements, the KENO

Monte-Carlo code was coupled with the KENOREST nuclide inventory code, which is used at GRS for burn-up calculations with the complete ORIGEN data library. The data library has in the meantime been extended to include ORIGEN-X and describes neutron reactions to their full extent. The use of Monte-Carlo codes for burn-up calculations is international practice. The KENOREST burn-up code is validated by recalculation of nuclide inventory measurements and benchmark problems on the so-called “burn-up credit”.

For analyses of plant behaviour under accident conditions, coupled code systems are used; for example, the thermal-hydraulic ATHLET system code was coupled with the 3D QUABOX/CUBBOX core model. Scientists at the Rossendorf Research Centre coupled ATHLET with the 3D core model DYN3D. Furthermore, the BIPR8 code developed by the Kurchatov Institute in Moscow and the KIKO3D code developed by AEKI Budapest were coupled with ATHLET within the framework of the scientific and technical co-operation with these institutes. Since the development of coupled computer codes has also become a focus of code development internationally, they can be validated by OECD/NEA-LWR core transient benchmarks. Benchmark calculations have been performed with far-reaching international involvement and are documented in reports and international journals. Calculations with the coupled ATHLET-QUABOX/CUBBOX code system produced very good results. There has been good agreement, especially with regard to turbine trip, with the available measuring data from the Peach Bottom 2 BWR plant in the US.

Fuel rod behaviour

GRS is developing the TESP-ROD code to describe fuel rod behaviour during loss-of-coolant accidents and reactivity accidents. This code uses Norton-type empirical approaches for the calculation of high-temperature creeping under fuel rod inner pressure conditions. This involves the problem that approaches like this are only suitable for one specific type of cladding tube and in particular for a certain manufacturing condition. Any slight change in the composition of the alloy or in

manufacture means a change in the cladding tube's behaviour at high temperatures and thus a considerable shift in the damage threshold levels in an accident. Experimental studies show that loading the cladding tube with oxygen and hydrogen has an effect on the cladding tube's behaviour at high temperatures. While such gases will enter into the cladding tube during its use in operation, it will also absorb them during a cladding tube temperature transient of a loss-of-coolant accident. To take this phenomenon into account, the high-temperature oxidation model in TESP-ROD was expanded. It has thereby become possible for the first time to cover the effect of oxygen and hydrogen in the cladding tube with regard to high-temperature creeping and the shift in phase transformation. Moreover, according to recent findings of scientists working at ANL (Argonne National Laboratory, USA), the modelling of the cladding tube bursting stress has to be revised. According to new measurements, the state of embrittlement establishing itself as a result of the oxygen intake at the end of the emergency cooling phase upon quenching of the cladding tubes is so unfavourable that cladding tube failure cannot be excluded even if existing emergency cooling criteria are fulfilled.

This new insight has led to the renewed performance of experimental cladding tube studies at international level. GRS is taking part in the evaluation of the test results as far as it is given access to the measured data.

Cooling circuit behaviour under incident and accident conditions

The systematic validation of the ATHLET/ATHLET-CD code system was continued with regard to the extended application spectrum.

For ATHLET, this concerns beyond-design-basis events with accident management measures, events during start-up and cooldown, events during low-power and shutdown operation with nitrogen above the water level, and events involving boron dilution and boron mixing in the reactor cooling system. Furthermore, models were validated in connection with the six-equation system, e. g. on two-phase

description, condensation, emergency injection, and non-condensable gases.

To validate the ATHLET-CD code which serves for the simulation of cooling system behaviour under core meltdown accident conditions, experiments from three different test facilities were recalculated which shared the same study object of rod bundle destruction. One test carried out at the QUENCH test facility of the Karlsruhe research Centre was successfully recalculated in which a boron carbide absorber rod instead of a zirconium rod was inserted in the electrically heated rod bundle.

As in-pile experiment from the Canadian NRU reactor, a test with 28 fuel rods - 26 of them with high burn-up - was recalculated until bundle dryout and cladding tube failure due to power increase. The focus of the validation activities was on the recalculation of the SFD 1-4 bundle experiment from the US PBF test facility. This nuclear-heated experiment was based on an assumed core meltdown accident at high system pressure. Compared with earlier recalculations, the model expansions developed in the meantime were used. The recalculation shows good agreement with the experiment. The oxidation behaviour and the hydrogen generation rate were modelled well. The fuel rod melt mass calculated by ATHLET-CD comes close to the experimental value. Material relocation within the bundle was also modelled satisfactorily.

Multi-dimensional flows in the reactor coolant system

To allow simulation of three-dimensional two-phase flows in the reactor coolant system of a light-water reactor, GRS is developing the FLUBOX module, which after coupling with ATHLET will make it possible to obtain a more exact spatial resolution and thus higher accuracy of the simulation of transients and loss-of-coolant accidents. For the coupling with ATHLET, an efficient implicit coupling method was provided and realised for two-dimensional applications. To allow extended modelling of multi-dimensional two-phase phenomena, the conservation equations of the two-fluid model were

supplemented by new theoretically backed-up transport equations for the interfacial area and the turbulence. A further focus of the studies lay on sounding out the potential of the industrial CFX-5 CFD (computational fluid dynamics) code for detailed multi-dimensional-flow simulations in reactor safety research. In this context, phenomena such as the thermal mixing or effects upon the injection of emergency cooling water into the cold leg were simulated. CFX-5 has so far mainly been used for single-phase flows dominated by turbulence, which can be resolved with a very fine calculation grid. In terms of reactor safety, this includes e. g. boron dilution events and transients with thermal loading of the reactor pressure vessel. GRS co-ordinates the work of the German organisations involved in the development and validation of CFD codes. In this CFD research network, the participants present their latest work and co-ordinate the further procedure.

European SARNET network

In April 2004, the Severe Accident Research Network of Excellence (SARNET) was launched with the support of the EU and its 6th Research Framework Programme. GRS played a major role in getting SARNET underway. In this consortium, which is led by IRSN (France), there are 49 organisations from all over Europe who are willing to provide relevant results of their own research on severe accidents to the other network partners and want to co-ordinate and integrate their work in this field more and more in the future.

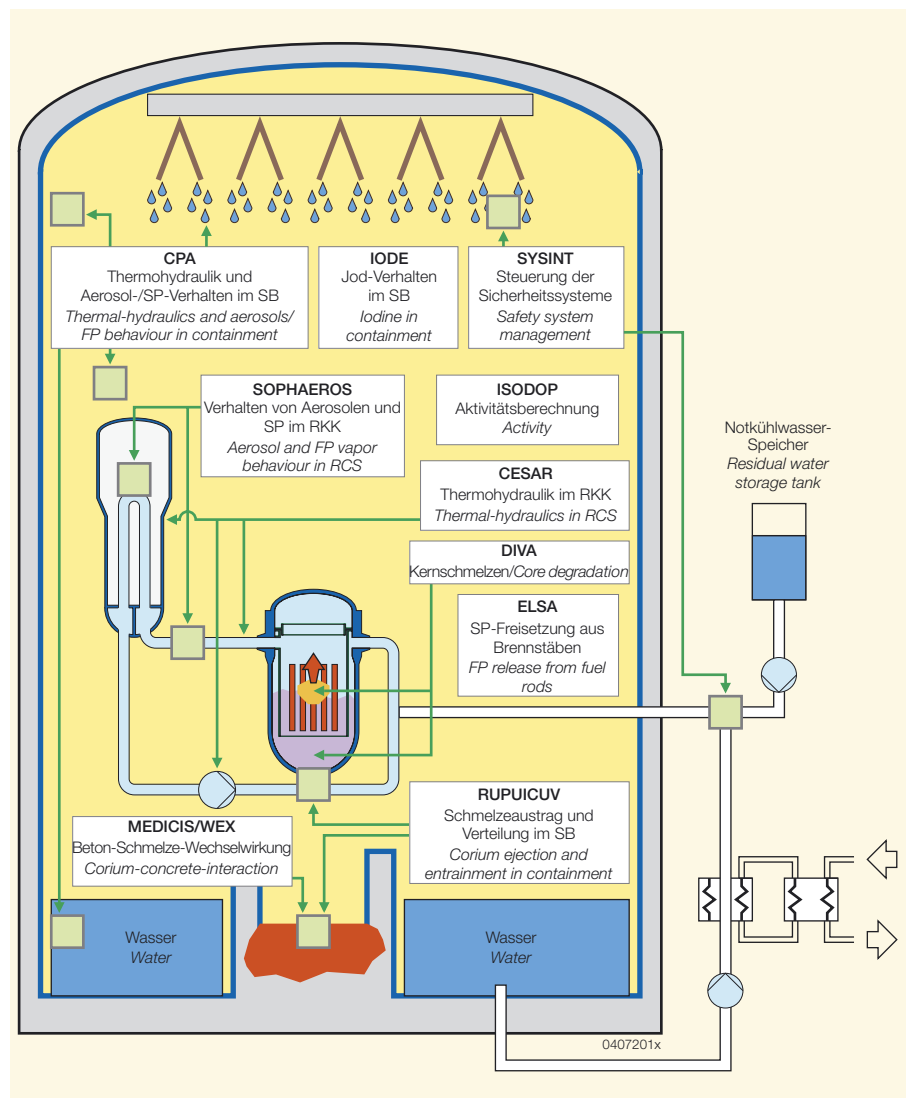
GRS has taken on the responsibility for the new tool for communication within the network. At the core of the joint activities is the ASTEC integral code jointly developed by GRS and IRSN. Numerous organisations are involved in the further development and validation of the code and will use it as part of their source term analyses and probabilistic level-2 safety analyses. GRS involvement is mainly centred on the design of the containment part of the ASTEC integral code.

Melt behaviour in the containment

To describe the processes developing in the containment during an incident or accident, the COCOSYS code is further developed and validated. The entry of molten core material from the reactor pressure vessel after its failure is the crucial boundary condition determining the behaviour of the containment during the late phase of a core meltdown accident. Work was therefore begun to model the exit of the core melt and its spreading in the containment (so-called "direct containment heating"). The aim of this modelling work is to cover the pressure build-up in the containment that goes in

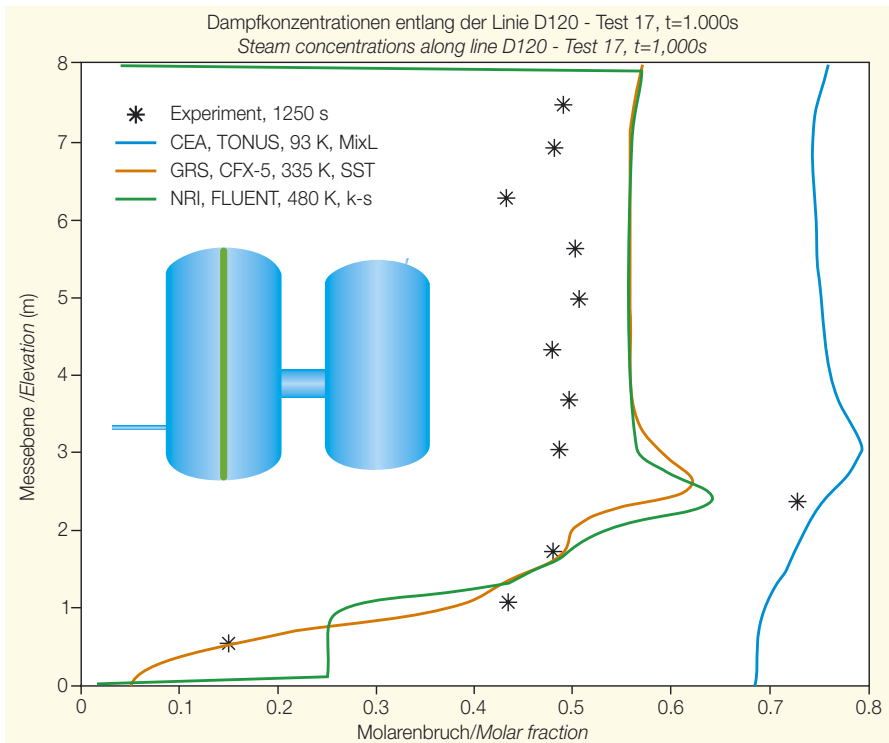
hand with the entry of melt and steam and the distribution of the melt as the starting point of concrete destruction in the reactor cavity as well as the resulting additional hydrogen generation.

As regards the release of melt into the containment, DISCO experiments carried out at the Karlsruhe Research Centre were recalculated with the US CONTAIN code and the ASTEC module RUPUICUV. In connection with the DISCO H2 experiment, the first application of RUPUICUV, which is part of ASTEC, led to the identification of a number of restrictions of the current model and to the determination of necessary upgrading measures.



▲ Phänomene im Sicherheitseinschluss und Module des Integralcodes ASTEC

Phenomena in the containment and modules of the ASTEC integral code



▲ PANDA-Test-T17: Gemessene (*) und mit unterschiedlichen Codes gerechnete Dampfverteilung
PANDA test T17: measured (*) and calculated (with different codes) steam distribution

At the centre of the work on melt-concrete interaction were design, pre- and recalculations of the two OECD-MCCI experiments from the Argonne National Laboratory in the US and of the first EU-LACOMERA tests from the Karlsruhe Research Centre. Blind recalculations were performed for one of the experiments carried out within the framework of the OECD-MCCI project. Here, two modules of the ASTEC code were used alternatively: the temperature distribution was simulated well with WEX, while MEDICIS calculated the temperature clearly too low. As for the erosion depth, the results achieved with MEDICIS and WEX for axial erosion behaviour agreed well with the experimental values; the WEX results for radial erosion, however, slightly overestimated the experimental results. This comparison has provided new insights that are valuable for the further development of MEDICIS within the framework of ASTEC.

Local phenomena in the containment

Some phenomena that may occur during an incident or accident in the containment

require higher spatial resolution in the simulation than is possible with the COCOSYS system code. Here, modelling with CFD codes promises a solution.

The present capacity of CFD codes was examined with the help of the CFX-5 code, making an important contribution to improving and validating the models. One example are the comparative calculations that were performed at the Swiss PANDA test facility as part of the ECORA project within the EU's 5th Framework Programme. Here, the task was to precalculate blind – i. e. without knowing the test results – two gas mixing experiments provided through the OECD-SETH project. Two of the coupled vessels of the PANDA test facility were used. The simulation with CFX-5 was run for the experiment T17 over 2,000 s problem time; compared with the calculations of other participants as well as with a few released test data, the results showed good agreement.

Thus a high performance level has been demonstrated, also compared with other project partners. This calculation as well as other analyses allow the conclusion that

mixing processes can be modelled well with CFX-5.

CFX-5 calculations also were carried out for further areas of application and compared with experimental data as far as possible. This includes kerosene fires, hydrogen combustion in different room configurations, and circulation flows that may occur in the reactor building sump in residual-heat-removal mode. The results of these exploratory calculations showed that CFD codes have without doubt great potential for detailed spatial analyses of the processes, but that specific development and a great deal of validation is still required in order to achieve reliable results regarding reactor safety.

Component behaviour and structural reliability

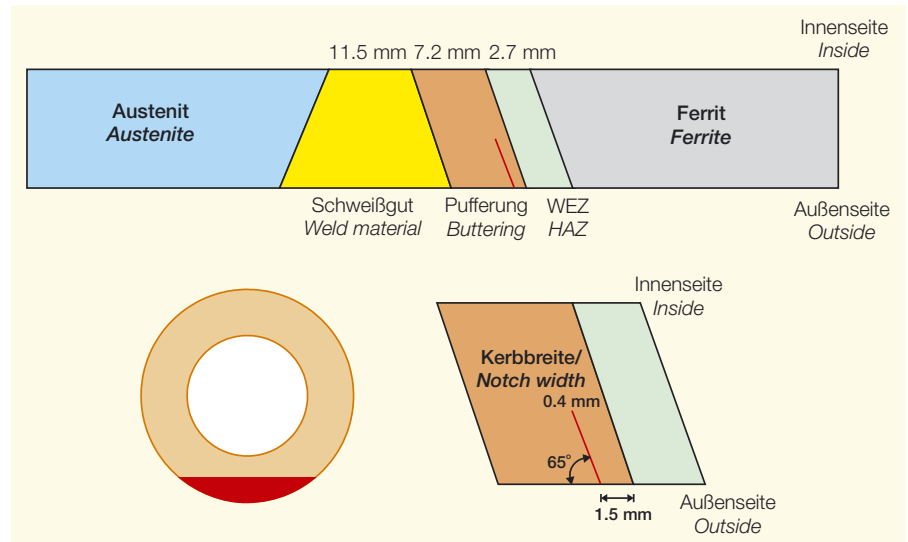
The aim of the work in this major field of research is to develop the analysis methods for assessing the integrity of relevant components, especially with regard to the interface with thermal-hydraulic and systems-related issues as well as regarding contributions to probabilistic safety analyses. This is to form the basis for integral, interdisciplinary safety-related deductions, with methods also having to be provided that are essential for the quantification of the influence of uncertainties in the calculation models, the load data, the material data and the boundary conditions on safety assessments.

Progress has been made in the development and qualification of analysis methodology with respect to fracture-mechanical assessments of the integrity of piping sections and vessel connections in the form of weld seams between ferritic and austenitic piping segments.

To verify the fracture-mechanical methods, a three-dimensional analysis model was developed to simulate an experiment performed by Electricité de France (EdF) on a piping section with a bi-metallic weld and a crack in the area of the buttering, parallel to the ferrite/buttering material boundary, with consideration of the differences in the material data of the different material areas.

Using the complex 3D finite-elements model, the crack-driving force resulting from the bending stress was initially calculated without consideration of stable crack growth. Crack growth, which in the experiment was determined by evaluation of the partial unloadings in the force-deformation diagram, was taken into account as part of an analytical correction of the calculated J-integral. As a result, the J-integral increases by about 65 % at a crack growth of about 10 mm. From these corrected J-integral values, a crack resistance curve was estimated for the piping section which shows good agreement with the crack resistance values that were measured on the subsize specimen and subsequently extrapolated.

In connection with the integrity assessments for passive components, information is necessary concerning the qualification of the analysis methods as well as on those applying them. For this purpose, access has been provided via a specially developed user interface to the experience available from studies comprising comparative analyses as well as to the experimental results of large-scale experiments, including the corresponding documentation. The computerised QUAMET user interface is a tool for the qualification of analysis methods that are used within the framework of RPV integrity assessments as well as for the qualification of analysers engaged in the performance of corresponding analyses. The training module in QUAMET contains an introduction to the various aspects of RPV integrity assessment. In the "teaching example" module, the user is guided through various steps of interdisciplinary RPV integrity assessment. This also includes recommendations as to the definition of certain input parameters for the analysis models as well as access to input files and results. With the information and data sets included in QUAMET, the user can carry out individual calculation steps, even using his own analysis method. The user can then compare his own analysis results with the corresponding results of reference solutions from international studies. In all, a contribution has been made to the qualification of analysis methods and those applying them and thus also to the improvement of the accuracy of the results of integrity assessments.



▲ Mischnaht und Kerblage im EdF-Biegeversuch (schematisch)

Bi-metallic weld and notch orientation in the EdF bending experiment (schematic)

Consideration of human intervention in a dynamic PSA

To include human actions in an integral dynamics module, a human-intervention module ("crew module") is developed which joins the parallel processes of human actions and the physical processes with consideration of accidentally occurring stochastic events.

The assessment model that was chosen was applied to the reference case "secondary-side bleed and feed" to estimate the probability of correct and erroneous activities. Major factors, such as stress, may change depending on the sequence of events and actions. An essential criterion is also the time needed by the operator to perform certain actions. As it can be assumed that these will mostly be subject to stochastic variation, details have to be given concerning the corresponding time-dependent distributions. It should be possible to estimate these distributions from experimental data and/or expert judgement. They will be considered in the generation of the dynamic event trees.

Possible action strategies that a shift team can follow with certain probabilities can be tied into the dynamic reliability analysis. Apart from the probabilistic deductions

that are relevant for a PSA, more specific deductions can also be derived from the results of the dynamic reliability analysis as to which of the possible alternative action strategies is most favourable for controlling an accident scenario.

V. Teschendorff

COCOSYS-Vorausrechnung des Iod-Mehrraumversuchs Iod-12 in der Versuchsanlage ThAI

Das in der GRS entwickelte Rechenprogramm COCOSYS dient dazu, die physikalischen und chemischen Vorgänge in einem LWR-Containment bei Störfällen und schweren Unfällen zu simulieren und den radioaktiven Quellterm aus der Anlage zu bestimmen. Das Iodverhalten wird mit dem Modell AIM (**A**dvanced **I**odine **M**odel) gerechnet. Es simuliert das Verhalten und den Transport von 29 Iodspezies in der Gas- und Wasserphase, wobei 49 chemische Reaktionen berücksichtigt werden. Die Iodspezies haben ein sehr unterschiedliches physikalisches Verhalten. Organisches Iod ist ein nicht-reaktives Gas, Caesiumiodid und Iodat sind wasserlösliche Aerosole und elementares Iod ist ein reaktives Gas. Das Ausbreitungs- und Ablagerungsverhalten der verschiedenen Iodspezies unterliegen einer starken Wechselwirkung mit der Thermohydraulik und dem Kernschmelzaerosol. In COCOSYS sind diese Wechselwirkungen durch eine enge numerische Kopplung von AIM an den Thermohydraulik- und den Aerosolmodul berücksichtigt. So können der Iodtransport im Containment, die lokale Ablagerung auf Oberflächen und die Verteilung zwischen Gas- und Wasserphase detailliert simuliert werden.

Die in den letzten Jahren mit COCOSYS und seinen Vorläufercodes durchgeführten Rechnungen zeigten ausgeprägte Mehrraumeffekte, doch konnten diese Rechenergebnisse mangels geeigneter Experimente lange nicht bestätigt werden. Zur Validierung von COCOSYS/AIM standen bisher nur Iodversuche in kleinem und mittlerem Maßstab mit Behältervolumina bis 300 Liter, wie die kanadischen RTF-Tests (**R**adioiodine **T**est **F**acility) und die französischen CAIMAN-Tests (**C**aractérisation de l'**I**ode **M**oléculaire dans un **A**ccident **N**ucléaire), zur Verfügung. Diese sind aber wegen ihrer geringen Größe und einfachen Geometrie zur Überprüfung der Iod-Modellierung von Mehrraumeffekten wenig geeignet. Von der GRS wurden daher Iod-Mehrraumversuche in der 60 Kubikmeter ThAI-Versuchsanlage (**T**hermohydraulik, **A**erosole, **I**od) von Becker Technologies in Eschborn initiiert und wesentliche Teile der Auslegung erarbeitet. Auf Grund ihrer Zielsetzung und der beachtlichen Behältergröße sowie der kontrollierten Fahrweise sind diese Iod-Experimente weltweit einzigartig. Wie in allen ThAI-Iodversuchen war Framatome ANP, Erlangen, für die Einspeisung und Messung des Iods zuständig. Zwischen Februar und August 2004 konnten drei Mehrraum-Versuche durchgeführt werden.

Primäres Ziel dieser Versuche war es, eine Datenbasis zur Validierung des Iod-Mehrraumverhaltens mit COCOSYS, ASTEC und anderen Codes zu generieren. Dabei standen die folgenden Prozesse im Mittelpunkt:

- Iodtransport bei geschichteter und durchmischter Behälteratmosphäre,
- Iodablagerung auf und Resuspension von Strukturflächen ohne und mit Wandkondensation und
- Iod -Massentransfer zwischen Sumpf und Atmosphäre.

Die Versuche Iod-10 und Iod-11 wurden unter trockenen Bedingungen, d. h. ohne Wandkondensation ausgeführt, während Iod-12 mit Wandkondensation durchgeführt wurde. Im Folgenden wird nur Iod-12 näher beschrie-

ben. Seine Fahrweise zeigt wesentliche Elemente eines Kernschmelz-Unfallszenarios in einem LWR-Containment. Auch dort werden gleichzeitig trockene und nasse Oberflächen in geschichteter und durchmischter Containmentatmosphäre erwartet.

ThAI Iod-Mehrraumversuch Iod-12

Für den Iod-12-Mehrraumversuch war der Behälter in fünf Räume unterteilt, die über Überströmöffnungen atmosphärisch verbunden waren: Sumpfraum mit dem Hauptsumpf, unterer Ringraum, oberer Ringraum mit dem flachen Zwischensumpf, Innenzylinderraum und Kuppel. Durch kontrolliertes Heizen des oberen Behälterbereichs wurde eine thermisch geschichtete, stabile Behälteratmosphäre aufgebaut. In

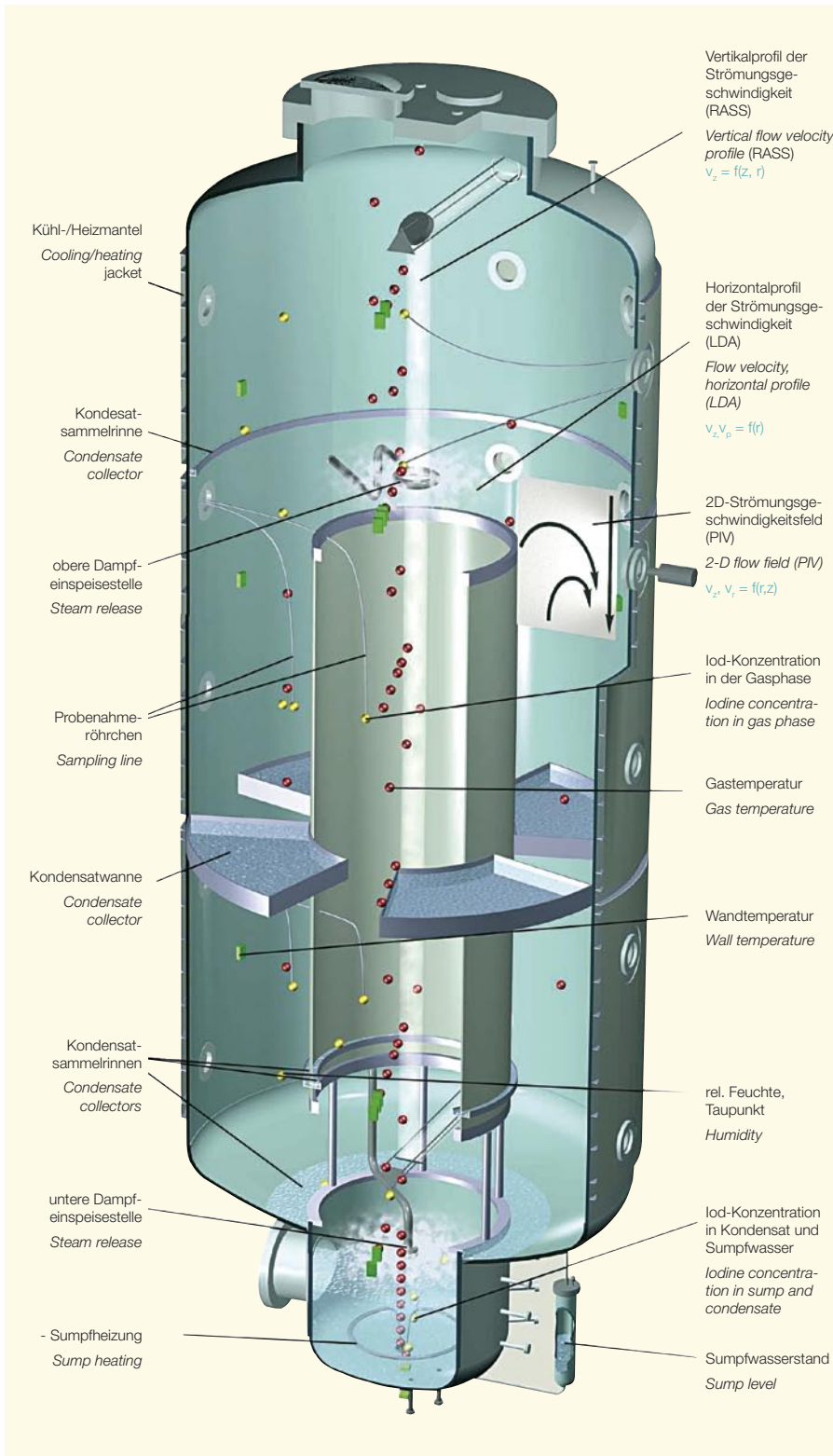
den heißen Kuppelraum wurde dann ca. 1 g elementares Iod eingespeist.

Mit der umfangreichen und fortschrittlichen Instrumentierung werden alle wesentlichen thermohydraulischen Parameter wie Temperatur, Feuchte, Gasgeschwindigkeiten, etc. an verschiedenen Stellen im Behälter gemessen. Die Konzentration des eingespeisten elementaren Iods (I_2), das mit dem radioaktiven Isotop I-123 markiert ist, wird in der Gasphase, in den Sümpfen, im Wandkondensat und als Ablagerung auf den trockenen Stahlwänden gemessen. Die sechs Messpositionen der Gaswaschflaschen, mit der das I_2 in der Gasphase gemessen wird, erlauben eine gute räumliche Auflösung der Iodverteilung im Behälter.

Im Versuch Iod-12 baute sich die atmosphärische Schichtung nach einer Versuchszeit von drei Stunden durch Einspeisen von Dampf in den oberen Innenzylinderraum und durch Einspeisen von Helium (He) in den Sumpfraum bei gleichzeitigem Kühlen der beiden unteren Mäntel ab. Der Dampf füllte den Innenzylinder und strömte über die untere Kante in den Ringraum. In der Folge setzte eine Konvektionsströmung ein und verteilte das noch nicht auf den trockenen Stahlwänden abgelagerte gasförmige I_2 im gesamten Behälter. Durch die anhaltende Wandkondensation an den gekühlten Wänden und die so genannte „nasse I_2 -Ablagerung“ nahm in der Folge die Konzentration des gasförmigen Iods kontinuierlich ab.

COCOSYS/AIM-Vorausrechnung und Vergleich mit experimentellen Ergebnissen

In COCOSYS-Rechnungen kann für das Iod-Problem eine Nodalisierung, die von der Thermohydraulik-Nodalisierung abweicht, verwendet werden. Damit wird einerseits den unterschiedlichen Anforderungen an die Genauigkeit der Teilmodelle Rechnung getragen und andererseits wird Rechenzeit gespart. Die Thermohydraulik-Nodalisierung des Behälters für Iod-12 umfasst 50 Zonen, 73 atmosphärische Strömungsverbindungen und 58 Wärmeleitschichten. Sie basiert auf Arbeiten und Erkenntnissen aus den bisher durchgeführten ThAI-Thermo-



▲ Der 60 m³ große wärmeisolierte ThAI-Behälter (in der Abbildung mit umfangreicher Instrumentierung) hat einen Innendurchmesser von 3,2 m und eine Höhe von 9,2 m. Durch drei unabhängige Kühl-/Heizmäntel kann die vertikale Behälterwand abschnittsweise geheizt bzw. gekühlt werden.

The 60 m³ thermally insulated ThAI vessel (in the figure with comprehensive instrumentation) has an inside diameter of 3.2 m and a height of 9.2 m. The vertical vessel wall can be heated or cooled section-wise by three independent heating/cooling jackets.

hydraulik-Versuchen. Die Nodalisierung erlaubt u. a. die Simulation von Gegenströmungen im oberen und unteren Ringraum und die Erfassung von Schichtungsphänomenen in der Kuppel.

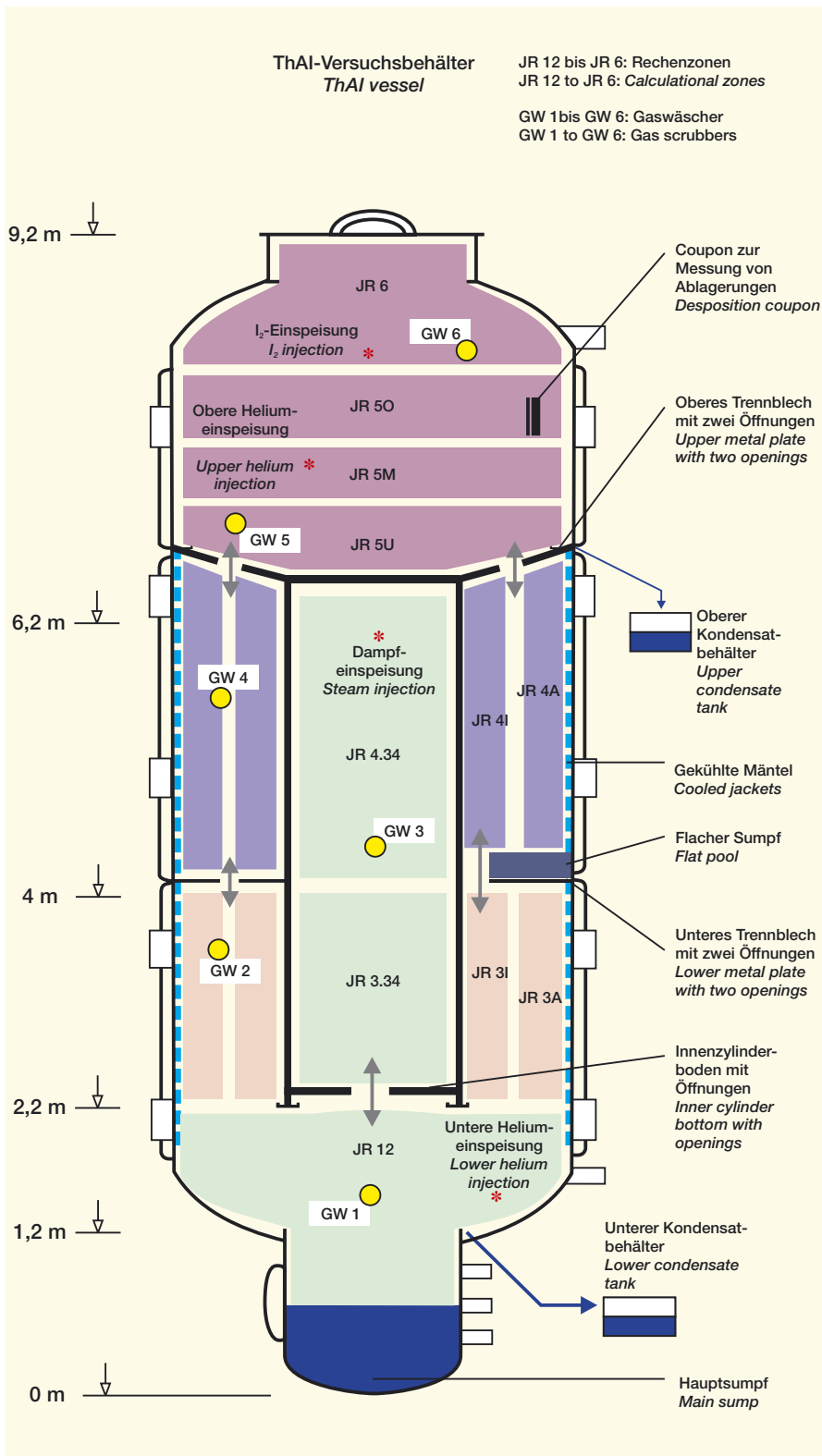
Die bei der Vorausrechnung zu Grunde gelegte Fahrweise entspricht bis auf kleine Abweichungen jener der tatsächlichen Versuchsführung. Die Vorausrechnung kann daher direkt mit der Messung verglichen werden.

Da die Messergebnisse noch nicht veröffentlicht sind, sind die Konzentrationen in den Plots nur in relativen Einheiten (arbitrary units) angegeben. Während der Schichtungsphase liegt die I₂-Konzentration im Sumpfraum unter der Nachweisgrenze und ist mehr als drei Größenordnungen kleiner als in der Kuppel. Über Stunden gelangt kein Iod in die tief liegenden Räume. Erst mit der Dampfeinspeisung setzt eine großräumige Naturkonvektionsströmung ein, mit der Iod langsam in die unteren Räume transportiert wird. Diese konvektive Durchmischung ist aber nicht stark genug, um die Konzentrationen restlos anzugleichen. Es bleiben bis zum Versuchsende Konzentrationsunterschiede bis zu einem Faktor 4 bestehen.

In der Vorausrechnung wurde der Verlauf der I₂-Konzentrationen mit den großen lokalen Konzentrationsunterschieden während der Schichtungsphase und dem teilweise Angleichen der Konzentration während der Durchmischungsphase im Großen und Ganzen korrekt vorhergesagt. Die I₂-Konzentration wird nur während der Schichtungsphase in den unteren Räumen überschätzt und die I₂-Abnahme wird in der Durchmischungsphase etwas unterschätzt. Ursache dafür sind Ungenauigkeiten in der thermohydraulischen Rechnung und in einem Iod-Teilmodell, das die I₂-Resuspension beschreibt.

Schlussfolgerungen

Die ThAI-Iodversuche unter kontrollierten thermohydraulischen Bedingungen in einer Mehrraumgeometrie sind weltweit einzigartig. Erstmals können wesentliche Aspekte der Mehrraum-Modellierung für Iod in COCOSYS, ASTEC und anderen Codes



▲ Iod-Nodalisation mit 11 Zonen im Behälter und drei Umgebungszonen. Eingezeichnet sind die Positionen für die I_2 - und He-Einspeisungen sowie die Gaswäscher und das Coupon zur Messung von abgelagertem I_2 .

Iodine nodalisation with 11 zones in the vessel and three adjacent zones. The positions for the I_2 and He injections are plotted as well as for the gas scrubbers and the coupon for the measurement of deposited I_2 .

validiert werden. Die Versuchsergebnisse bestätigen eindrucksvoll die mit COCOSYS/ AIM vorhergesagten, sehr ausgeprägten Mehrraumeffekte auf die Ausbreitung und das Verhalten des Iods in der Containmentatmosphäre und in den Sumpfen.

Bei **geschichteter** Behälteratmosphäre ist die Verteilung von gasförmigem I_2 stark inhomogen. Die Konzentrationsunterschiede betragen mehrere Größenordnungen.

Im **Übergangsbereich** zwischen geschichteten und durchmischten Bedingungen resuspendiert I_2 stark an den trockenen Wänden und wird in der Folge in Räume mit niedriger I_2 -Konzentration transportiert. Die trockenen Stahloberflächen wirken als I_2 -Zwischenspeicher.

Bei **durchmischter** Atmosphäre wird die I_2 -Ablagerung auf den nassen Wänden teilweise durch Resuspension von den trockenen Wänden kompensiert. Dies führt dazu, dass im Gegensatz zum ebenfalls eingespeisten inerten Gas Helium, I_2 zum Versuchsende in der gut durchmischten Atmosphäre nicht vollständig homogen verteilt ist.

Die in den ThAI-Versuchen gemessenen Mehrraumeffekte beim Iodverhalten sind auch in großen LWR-Containments mit ihren komplexen Geometrien zu erwarten. Ihre hinreichend genaue Simulation ist nicht nur für die Berechnung des Iod-Quellterms aus der Anlage, sondern wegen der starken Nachzerfallsleistung des Iods auch für die Analyse von Thermohydraulik, Wasserstoffverteilung und Aerosolverhalten im Containment essentiell.

COCOSYS Pre-test Calculation of the Multi-compartment Test Iod-12 at the ThAI Facility

The GRS-developed COCOSYS code serves to simulate the physical and chemical processes in an LWR containment during design-basis accidents and severe accidents and to determine the radioactive source term from the plant. The iodine behaviour is calculated with AIM (**A**dvanced **I**odine **M**odel). It simulates the behaviour and the transport of 29 iodine species in the gas and aqueous phases under consideration of 49 chemical reactions. The iodine species show a very different physical behaviour. Organic iodine is a non-reactive gas, caesium iodide and iodate are water-soluble aerosols and elemental iodine is a reactive gas. The distribution and deposition behaviour of the different iodine species are subject to a strong interaction with thermal hydraulics and the core melt aerosol. In COCOSYS, these interactions have been taken into account by a close numerical coupling of AIM to the thermal hydraulics and aerosol module. In this way, the iodine transport in the containment, the local deposition on surfaces and the distribution between gas and aqueous phases can be simulated in detail.

The calculations performed with COCOSYS and the previous versions showed marked multi-compartment effects. For a long time, however, it was not possible to confirm these calculations results for lack of suitable experiments. In the past, there were only small- and intermediate-scale iodine experiments available for the validation of COCOSYS/AIM with vessel volumes of up to 300 litres, such as the Canadian RTF (**R**adioiodine **T**est **F**acility) tests and the French CAIMAN (**C**aractérisation de l'**I**ode **M**oléculaire dans un **A**ccident **N**ucléaire) tests. These, however, are hardly suitable for the examination of the iodine modelling of multi-compartment effects due to their small sizes and simple geometry. GRS therefore initiated iodine multi-compartment tests at the 60 m³ ThAI (**T**hermal **h**draulics, **A**erosols, **I**odine) test facility of Becker Technologies in Eschborn and developed essential parts of the design. Due to its objective and the considerable vessel size as well as the controlled operation mode, these iodine experiments are unique in the world. As is the case for all ThAI iodine tests, Framatome ANP, Erlangen, was responsible for the injection and measurement of the iodine. Between February and August 2004, it was possible to perform three multi-compartment tests.

Primary objective of the test was to generate a database for the validation of the iodine multi-compartment behaviour with COCOSYS, ASTEC and other codes. In this respect, the focus was on the following processes:

- Iodine transport in stratified and mixed vessel atmosphere,
- iodine deposition on and resuspension from structure surfaces without and with wall condensation, and
- iodine mass transfer between sump and atmosphere.

The Iod-10 and Iod-11 tests were performed under dry conditions, i. e. without wall condensation, whereas Iod-12 was performed with wall condensation. In the following, only Iod-12 will further be described. Its operation

mode shows essential elements of a core melt accident scenario in an LWR containment for which dry and wet surfaces are also expected to occur simultaneously in stratified and mixed containment atmosphere.

ThAI multi-compartment iodine test Iod-12

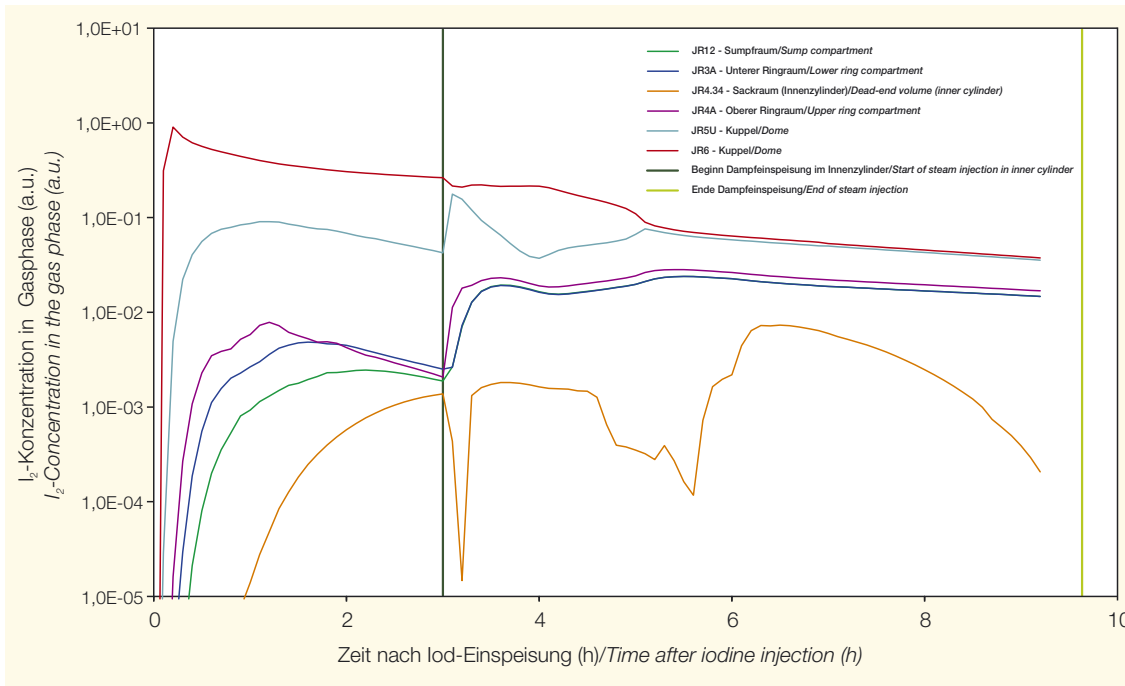
For the multi-compartment test Iod-12, the vessel was subdivided into five compartments. These compartments were atmospherically connected via openings: sump compartment with main sump, lower ring compartment, upper ring compartment with flat sump, inner cylindrical compartment and dome. A thermally stratified, stable vessel atmosphere was built up by controlled heating of the upper vessel area. After that, about 1 g of elemental iodine was injected into the hot dome compartment.

By means of the comprehensive and advanced instrumentation, all essential thermal-hydraulic parameters, such as temperature, humidity, gas velocities etc., are measured at different locations inside the vessel. The concentration of the elemental iodine injected (I₂), which is labelled with the radioactive isotope I-123, is measured in the gas phase, in the sumps, in the wall condensate and as deposition on the dry steel walls. The six measuring positions of the gas wash bottles (scrubbers), which serve to measure the I₂ in the gas phase, allow a good spatial resolution of the iodine distribution in the vessel.

In the Iod-12 test, the atmospheric stratification was built up after a test duration of three hours by injection of steam into the upper inner cylindrical compartment and injection of helium (He) into the sump compartment with cooling of the two lower jackets at the same time. The steam filled the inner cylinder and flowed over the lower edge into the ring compartment. This caused a convection flow which distributed the gaseous I₂ not yet deposited on the dry steel walls in the entire vessel. Due to the continuing wall condensation at the cooled walls and the so-called "wet I₂ deposition", the concentration of the gaseous iodine decreased continuously.

COCOSYS/AIM pre-test calculation and comparison with experimental results

In COCOSYS calculations, a nodalisation which deviates from the thermal-hydraulic nodalisation can be used for the iodine problem. On the one hand, the different requirements on accuracy of the sub-models are taken into consideration by this and, on the other hand, the calculation time is reduced. The thermal-hydraulic nodalisation of the vessel for Iod-12 comprises 50 zones, 73 atmospheric junctions and 58 thermally conducting layers. It is based on the work and findings from the ThAI thermal hydraulic tests performed so far. The nodalisation allows, among other things, the simulation of counter-current flows in the upper and lower ring compartment and the identification of stratification phenomena in the dome.



◀ Vorausgerechnete Iod-Konzentrationen in der Gasphase im Mehrraumversuch Iod-12
Pre-test calculations for the iodine concentrations in the gas phase of multi-compartment test Iod-12

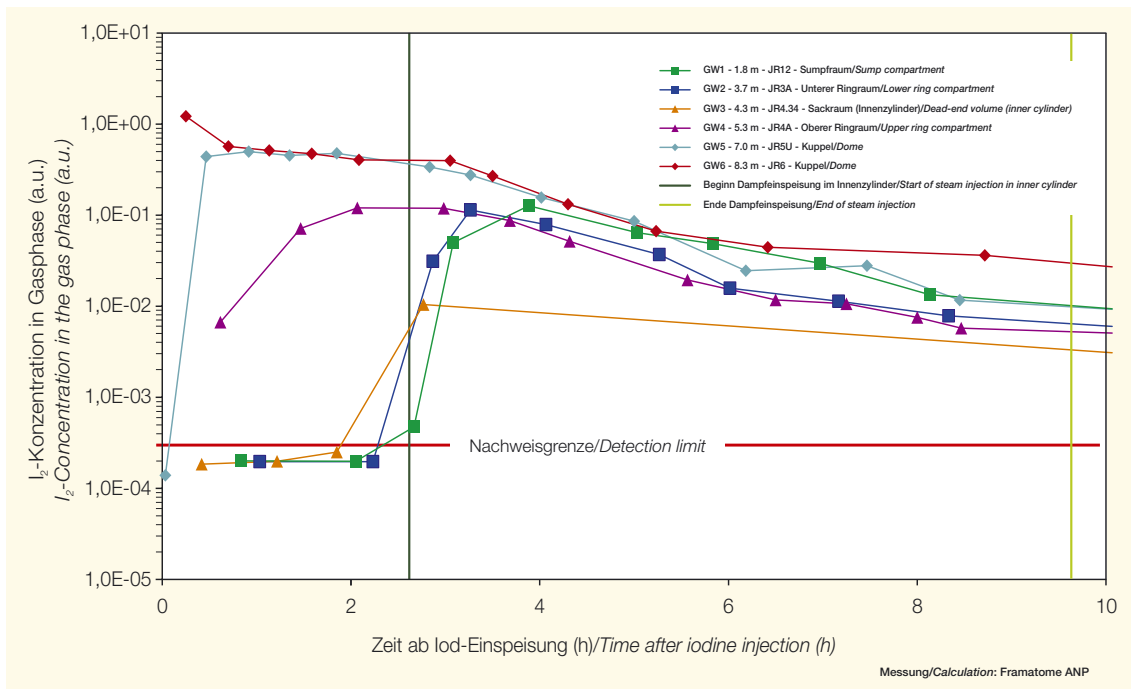
The operation mode on which the pre-test calculation is based corresponds, except for small deviations, to that of the actual test performance. The pre-test calculation can therefore directly be compared with the measurement.

Since the measurement results have not been published yet, the concentrations in

the plots are only presented in relative units (arbitrary units). During the stratification phase, the I_2 concentration in the sump compartment is below the detection limit and more than three orders of magnitude smaller than in the dome. For hours, no iodine enters the lower compartments. Only with the steam injection, a major natural convection flow is induced by

which iodine is slowly transported into the lower compartments. This convective mixing, however, is not strong enough for the concentrations to become fully homogeneous over the whole vessel. Until the end of the test, differences in the concentration up to a factor of 4 remain.

▶ Gemessene Iod-Konzentrationen in der Gasphase im Mehrraumversuch Iod-12
Measured iodine concentrations in the gas phase of multi-compartment test Iod-12



Messung/Calculation: Framatome ANP

In the pre-test calculation, the development of the I_2 concentrations with large local concentration differences during the stratification phase and partly homogenisation of the concentration during the mixing phase was, on the whole, predicted correctly. The I_2 concentration was only overestimated for the stratification phase in the lower compartments, whereas the I_2 decrease in the mixing phase was a little bit underestimated. This is due to inaccuracies in the thermal-hydraulic calculation and in a iodine sub-model which describes the I_2 resuspension.

Conclusions

The ThAI iodine tests under controlled thermal-hydraulic conditions in a multi-compartment geometry are unique in the world. For the first time, essential aspects of the multi-compartment modelling for iodine can be validated in COCOSYS, ASTEC and other codes. The test results confirm the strong multi-compartment effects, predicted with COCOSYS/AIM, on

the distribution and behaviour of the iodine in the containment atmosphere and in the sumps.

In case of **stratified** vessel atmosphere, the distribution of gaseous I_2 is very inhomogeneous. The concentrations differ by several orders of magnitude.

In the **transition regime** between stratified and mixed conditions, there is a strong resuspension of I_2 at the dry walls which leads to a transportation to compartments with lower I_2 concentration. The dry steel surfaces act as intermediate storage for I_2 .

In case of **mixed** atmosphere, the I_2 deposition on wet walls is partly compensated by resuspension from the dry walls. This has the effect that, unlike the also injected inert gas helium, I_2 is not completely distributed homogeneously in the well-mixed atmosphere until the end of the test.

The multi-compartment effects on iodine behaviour measured in the ThAI tests

are also to be expected in large LWR containments with complex geometries. Their sufficiently accurate simulation is not only essential for the calculation of the iodine source term from the plant but also, due to the high decay heat of the iodine, for the analysis of thermal hydraulics, hydrogen distribution and aerosol behaviour in the containment.

G. Weber, H.-J. Allelein

Literatur/References

- F. Ewig, S. Schwarz, G. Weber and H.-J. Allelein: Multi-Compartment Iodine Calculations with FIPLOC/IMPAIR. Fourth CSNI Workshop on the Chemistry of Iodine in Reactor Safety, June 10 – 12, 1996, Würenlingen, Switzerland. NEA/CSNI/R(96)6
- F. Funke, G. Weber, H.-J. Allelein, T. Kanzleiter, W. Morell, G. Poss: Multi-Compartment Iodine Tests in the ThAI Facility. Eurosafe '04, Berlin, 8. und 9. November 2004
- W. Klein-Heßling, S. Arndt, G. Weber: COCOSYS V1.2 User Manual. GRS-P-3/1 (2000)
- S. Schwarz, H. Bartalsky, H. Holzbauer: Blind COCOSYS Calculations for the Containment Experiment ThAI TH2. Jahrestagung Kerntechnik, 2002, Stuttgart, Germany, May 14 - 16, 2002

Analysen mit COCOSYS zum Nasskondensator-Test G02

An das Containment von Kernkraftwerken werden höchste Anforderungen gestellt, da es bei Kühlmittelverlust-Störfällen und Unfällen die letzte Barriere für die radioaktiven Stoffe vor ihrer Freisetzung in die Umgebung bildet. Für den Nachweis seiner Funktion und die dafür verwendeten Rechenprogramme gelten daher hohe Qualitätsansprüche.

Das Rechenprogramm COCOSYS (Containment Code System) simuliert alle wesentlichen Vorgänge bei Stör- und Unfällen in Containments von Kernkraftwerken.

Mit dem Test G02 wurde das Verhalten des Nasskondensators von Kernkraftwerken mit WWER-440/W-213 Reaktoren bei einem Dampfleitungsbruch untersucht. Die COCOSYS-Rechnungen zielten darauf ab, den Code für diese spezifischen Bedingungen zu validieren. Der Test G02 wurde im Oktober 2002 an der Nasskondensator-Großversuchsanlage BC V-213 des russischen Forschungszentrums EREC in Elektrogorsk durchgeführt.

EREC-Versuchsanlage BC V-213

Die Versuchsanlage BC V-213 wurde Ende der 90er Jahre in Elektrogorsk (Russland) errichtet. Sie besteht aus einem Hochdruckbehälter-System, hermetischen Druck-

räumen (z. B. Dampferzeuger-Box), einem Originalmodul des Nasskondensators (Bubble Condenser; BC) und der so genannten Luftfalle. Die Versuchsanlage wurde bezogen auf das Containmentvolumen von Kernkraftwerken mit WWER-440/W-213 im Maßstab 1:100 skaliert. Ihr Gesamtvolumen

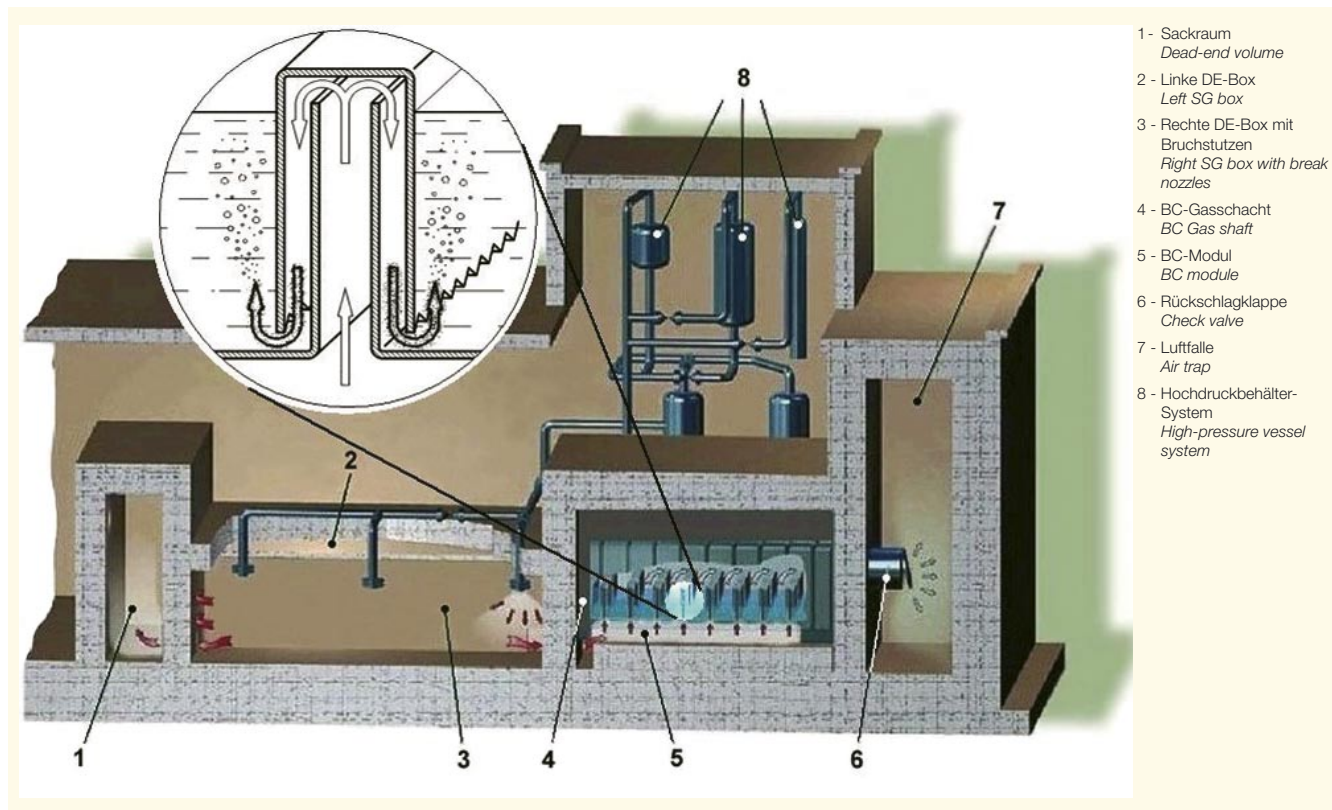
beträgt rund 520 m³ inklusive 13 t Wasser im BC-Modul.

Das BC-Modul setzt sich aus zwei Sektionen mit jeweils neun Schlitz/Kappe-Systemen in Originalabmessungen zusammen. Somit verfügt die Anlage über insgesamt 18 Schlitz/Kappe-Systeme. Im Nasskondensator eines Kernkraftwerks sind ca. 1.800 dieser Systeme installiert. Ein Teil der Wandoberflächen in der Versuchsanlage BC V-213 wurde mit Holz isoliert, um das Volumen-Oberflächen-Verhältnis von Versuchsanlage und Kraftwerk anzugleichen.

Die Versuchsanlage ist mit circa 250 Messgebern bestückt. Gemessen werden Temperaturen, Drücke, Druckdifferenzen, Massenströme, Höhenstände, Feuchtigkeit und Klappenöffnungswinkel.

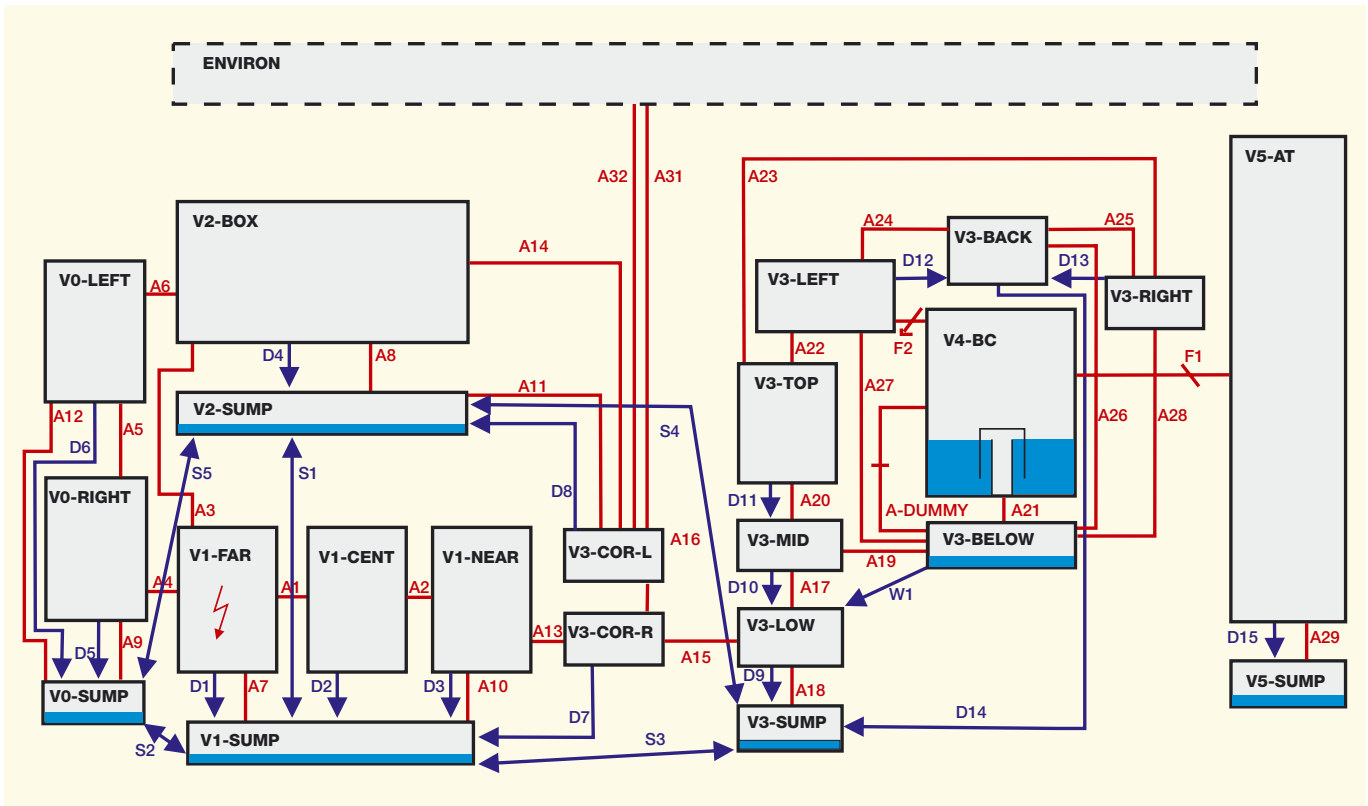
COCOSYS-Datensatz

COCOSYS beruht auf einem Punktzonen-Modell, d. h. die verschiedenartigen physi-



▲ EREC Nasskondensator-Versuchsanlage BC V-213 in Elektrogorsk

EREC Bubble Condenser test facility BC V-213 in Elektrogorsk



▲ COCOSYS-Nodalisation der Versuchsanlage BC V-213: Das Nodalisationsschema umfasst 23 Zonen, 34 Atmosphären-Verbindungen (durch rote Linien dargestellt), 21 Drainage-Verbindungen (blaue Linien) und 109 Wärmeleitstrukturen.

COCOSYS nodalisation of the BC V-213 test facility. The nodalisation scheme comprises 23 nodes, 34 atmospheric junctions (indicated by red lines), 21 drainage junctions (blue lines) and 109 heat conduction structures.

kalischen Prozesse in komplexen Raumordnungen und -geometrien werden durch spezifizierte Kontrollvolumina (Zonen) simuliert. Die örtlichen und zeitlichen Zustandsänderungen werden auf ein rein zeitliches Verhalten in den Zonen reduziert. Im konkreten Fall ist die Zuordnung und Unterteilung der Anlagenräume in Zonen durch geometrische Besonderheiten und durch die Verteilung der Messgeber über die Räume begründet.

Der Datensatz für die Versuchsnachrechnungen mit COCOSYS wurde in Zusammenarbeit mit den Experten von EREC erstellt.

Die Startbedingungen wurden entsprechend den vor dem Test gemessenen Werten gewählt. Die Bruchausströmfunktion wurde mit dem ATHLET-Code unter Nutzung der Messwerte für das Hochdruckbehälter-System berechnet.

Ergebnisse der Versuchsnachrechnungen

In der ersten Phase der Rechnungen zur COCOSYS-Validierung wurde eine Sensitivitätsstudie zum Einfluss von Start- und Randbedingungen, die nicht genau bestimmt werden konnten, durchgeführt. Schwerpunkte der Studie waren die Untersuchung von Wärmeleitprozessen in den Wänden der Versuchsanlage und die Modellierung der Überströmklappe DN250 im BC-Modul.

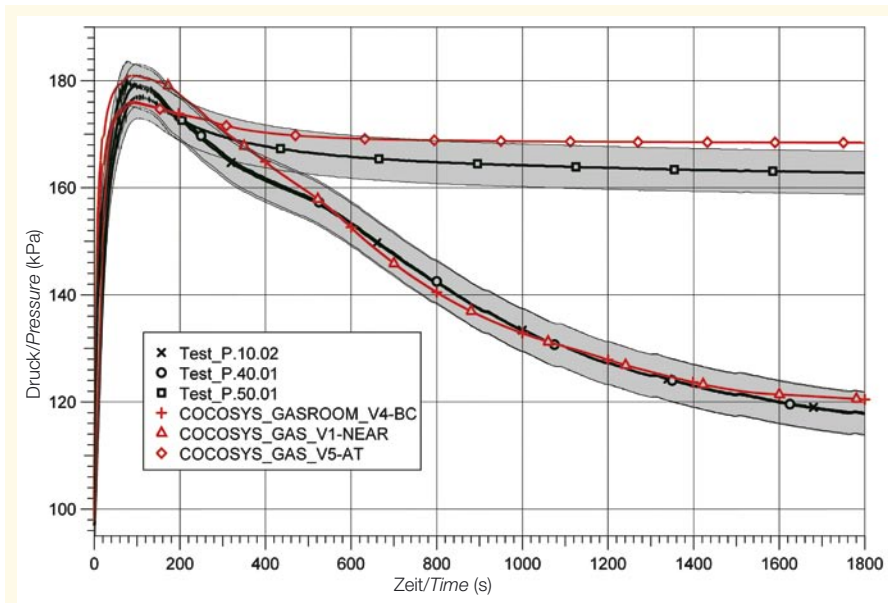
Die Ergebnisse dieser Sensitivitätsstudie verdeutlichten, dass die Wärmeleitkoeffizienten sowohl der Holzisolation als auch der stahlarmierten Betonwände wesentlichen Einfluss auf die Raumparameter im Mittel- und Langzeitbereich haben. Beide Koeffizienten konnten auf Basis zusätzlicher, anlagenspezifischer Informationen genauer bestimmt werden. Im Gegensatz zu großen Kühlmittelverluststörfällen wird

beim Dampfleitungsbruch durch die Wahl der Wärmeleitkoeffizienten auch der Maximalwert des berechneten Raumdrucks beeinflusst. Beim Bruch einer Dampfleitung tritt der Maximaldruck nach etwa 100 s vergleichsweise spät auf.

Wesentliches Ziel der Validierungsuntersuchungen war es, die Übereinstimmung von berechneten und gemessenen Parametern zu erreichen. Die Untersuchungen konzentrierten sich hierbei auf die folgenden Größen:

- Drücke und Temperaturen im Raumsystem,
- Druckdifferenz über die Nasskondensatorwände und
- Wassertemperatur im Nasskondensator.

Im Verlauf der Analysen stellte sich heraus, dass auch die in den Gasraum über der



▲ Druck in rechter Dampferzeuger-Box, BC-Modul und Luftfalle

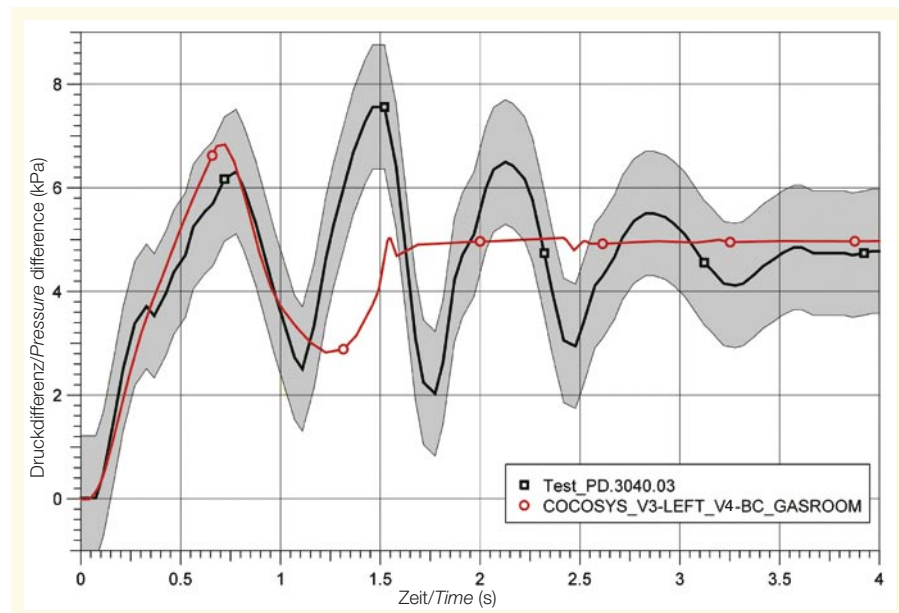
Pressure in right SG box, BC module and air trap

Wasservorlage überströmende feuchte Luft das Rechenergebnis entscheidend beeinflusst. Des Weiteren wurden anhand des Tests G02 spezielle Programmparameter im Modell zur Simulation des Druckabbausystems präzisiert.

Als Validierungsergebnis konnte in Bezug auf Drücke und Druckdifferenzen eine gute Übereinstimmung zwischen Messung und Nachrechnung erzielt werden. Ausgewählte Parameterverläufe sind abgebildet. Die grauen Flächen in den Grafiken illustrieren die Messgenauigkeit der Geber.

Ein abweichendes Verhalten wurde für die Temperatur im Bruchraum berechnet. Für das gesamte untersuchte Zeitintervall liegt die berechnete Temperatur im überhitzten Bereich, wohingegen die Messungen Werte nahe der Sättigungstemperatur oder, wie das Bild für den Geber T.11.01 zeigt, bis zu 20 Kelvin unterhalb des Sättigungswerts liefern. Ergebnisse aus Rechnungen ungarischer Wissenschaftler mit dem CONTAIN-Code zu einem vergleichbaren Dampfleitungsbruch zeigen ein sehr ähnliches Bild. Somit kann eine wesentliche Ursache für diese Abweichung in den Messgebern liegen. Die dem Raumdruck entsprechende berechnete Sättigungstemperatur (blaue Linie in der Grafik) stimmt innerhalb der

ersten zehn Minuten wesentlich besser mit den Messwerten überein. Daraus lässt sich auf das Vorhandensein eines Wasserfilmes unmittelbar am Messgeber schließen. Hervorzuheben ist, dass einer der drei relevanten Messgeber (Geber T.10.03) im Bereich von 250 bis 500 s nach Versuchsbeginn Temperaturspitzen aufzeigt, was wieder-



▲ Druckdifferenz über die BC-Wände (Kurzzeitbereich)

Pressure difference across the BC walls (short term range)

um auf überhitzte Atmosphärenzustände hinweist.

Auskunft über die Effektivität des Nasskondensators als Druckabbausystem gibt der Anstieg der Wassertemperatur im BC-Modul. Wird dieser Temperaturverlauf korrekt berechnet, ist ein entscheidendes Ziel der Codevalidierung erreicht. Die Ergebnisse der COCOSYS-Rechnungen zum Dampfleitungsbruch zeigen eine gute Übereinstimmung der berechneten Wassertemperatur mit dem arithmetischen Mittel der Temperaturen, die die 53 Messgeber im Wasser des BC-Moduls lieferten.

Fazit

Anhand des G02-Tests an der Versuchsanlage BC V-213 wurde der COCOSYS-Code speziell für seine Anwendung auf Kernkraftwerke mit WWER-440/W-213 unter den Bedingungen eines Dampfleitungsbruches validiert. Die Ergebnisse der Versuchsnachrechnungen, insbesondere die Drücke und Druckdifferenzen, stehen in guter Übereinstimmung mit den Messwerten. Für eine korrekte Simulation der Vorgänge im Nasskondensator sind die während der Validierung identifizierten und spezifizierten Randbedingungen und Modellparameter im Datensatz zu berücksichtigen.

Analyses of Bubble Condenser Test G02 with COCOSYS

The highest demands are placed on the containment of nuclear power plants because it is the last barrier for the radioactive substances before the release into the environment in case of loss-of-coolant accidents and severe accidents. Consequently, high quality standards have to be applied for the demonstration of its function and the computer codes used for it.

The containment code system COCOSYS (Containment Code System) simulates all relevant processes during DBA and BDBA in containments of nuclear power plants.

The G02 test was designed to investigate the behaviour of the Bubble Condenser of nuclear power plants with VVER-440/V-213 reactors in case of a steam line break. The aim of the COCOSYS calculations was to validate the code for these specific conditions. In October 2002, the G02 test was performed at the large-scale Bubble Condenser test facility of the Russian research centre EREC in Elektrogorsk.

EREC BC V-213 test facility

The BC V-213 test facility was built in Elektrogorsk (Russia) at the end of the nineties. It consists of a high-pressure vessel system, hermetic compartments (e. g. steam generator box), an original module of the Bubble Condenser (BC) and the so-called air trap. The test facility was scaled 1:100 relative to the containment volume of nuclear power plants with VVER-440/V-213. Its total volume is about 520 m³, including 13 t of water in the BC module.

The BC module consists of two compartments with nine full-scale gap-cap units each. Thus, the facility has 18 gap-cap units. A part of the wall surfaces at the BC V-213 test facility was insulated with wood to approximate the volume/surface ratio of test facility and power plant.

The test facility is equipped with about 250 measurement gauges to measure temperature, pressures, differential pressures, mass flow rates, levels, humidity and relief valve opening angle.

COCOSYS dataset

COCOSYS is a lumped-parameter code, i. e. the different physical processes in complex configurations of compartments and geometries are simulated by specified control volumes (zones). The changes of the conditions in space and time are reduced to a behaviour in the zones

depending only on time. In the concrete case, the assignment and subdivision of plant compartments in zones depends on the geometric characteristics and the distribution of the measurement gauges over the compartments.

The dataset for the post-test calculations with COCOSYS was developed in cooperation with the experts of EREC.

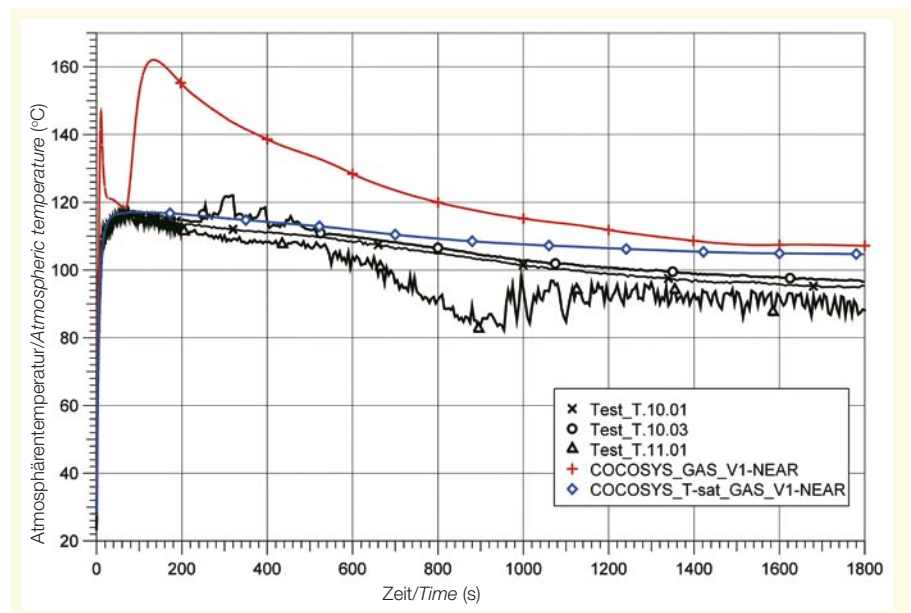
The initial conditions were chosen in accordance with the values measured before the test. The mass and energy release rate

was calculated with the ATHLET code using the values measured for the high-pressure vessel system.

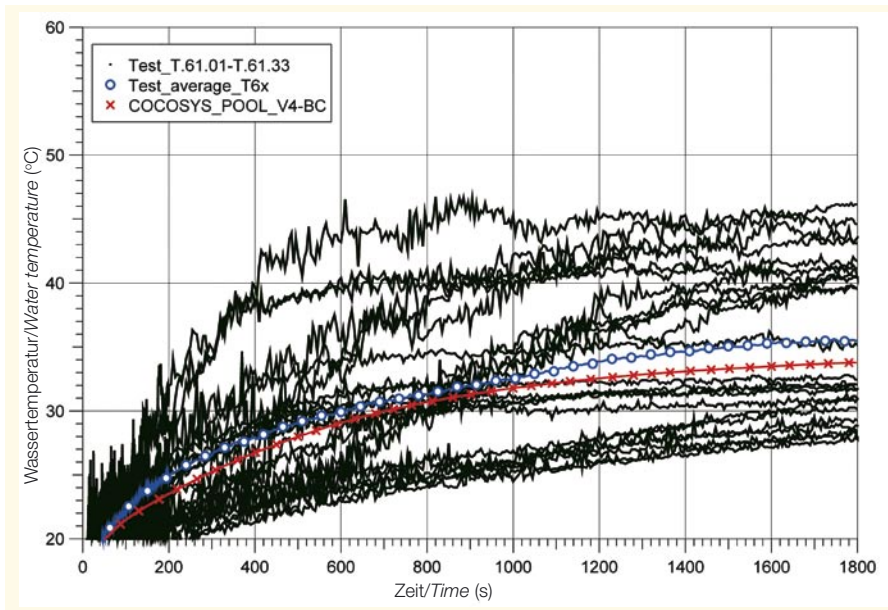
Results of the post-test calculations

In the first phase of the calculations on the COCOSYS validation, a sensitivity study on the influence of initial and boundary conditions, whose exact specification was not possible, was performed. The focus of the study was on the analysis of heat conduction processes in the walls of the test facility and the modelling of the DN250 relief valve in the BC module.

The results of this sensitivity study clearly show that the heat conductivity coefficients of both the wooden insulation and the steel-reinforced concrete walls have a significant influence on the compartment parameters in the medium and long term. It was possible to determine both coefficients more exactly on the basis of additional, test facility-specific information. Contrary to large loss-of-coolant accidents, in case of a steam line break the choice of the heat conductivity coefficient also has an influence on the maximum value of the calculated compartment pressure. In this case, the maximum pressure is reached comparably late after about 100 s.



▲ Temperatur in der rechten Dampferzeuger-Box
Temperature in right SG box



▲ Wassertemperaturen in der rechten Sektion des BC-Moduls

Water temperature in the right section of the BC module

Major objective of the validation analyses was to reach a good agreement of calculated and measured parameters. In this respect, the analyses concentrated on the following parameters:

- pressures and temperatures in the compartment system,
- pressure difference across the BC walls, and
- water temperature in the BC.

During the analyses, it was found out that the humid air streaming into the gas room through the water layer also has a decisive influence on the results of the calculations. Further, special program parameters in the model for the simulation of the pressure suppression system were determined more precisely by means of the G02 test.

With regard to pressures and pressure differences, the validation result showed good agreement between measurement and post-test calculations. Selected parameter sequences are illustrated. The grey areas in the figures show the measurement accuracy of the gauges.

A deviating behaviour was calculated for the temperature in the break node. For the

total time interval analysed, the calculated temperature is in the superheated range, whereas the measured temperatures were close to saturation or, as shown in the figure for gauge T.11.01, up to 20 Kelvin below the saturation value. Results from calculations of Hungarian scientists with the CONTAIN code on a comparable steam line break show a similar picture. Thus, a major cause for this deviation may be due to the gauges. The calculated saturation temperature (blue line in the figure) corresponding to the compartment pressure shows a much better agreement with the measured values within the first ten minutes. From this it can be concluded that there is a water film directly at the gauge. It is to be pointed out that one of the three relevant gauges (gauge T.10.03) shows temperature peaks 250 to 500 seconds after start of the test which, in turn, is an indication to superheated atmospheric conditions.

The increase of the water temperature in the BC module provides information about the effectiveness of the Bubble Condenser as pressure suppression system. If this temperature distribution is calculated correctly, an essential objective of the code validation is reached. The results of the COCOSYS calculations on steam line break show a good agreement of the calculated water temperature with the arithmetic

average of the temperatures measured with the 53 gauges in the water of the BC module.

Conclusion

By means of the G02 test at the BC V-213 test facility, the COCOSYS code was specially validated for its application to nuclear power plants with VVER-440/V-213 under the conditions of a steam line break. The results of the post-test calculations, especially the pressures and pressure difference, are in good agreement with the measured values. For a correct simulation of the processes in the Bubble Condenser, the boundary conditions and model parameters identified and specified during the validation have to be considered in the dataset.

H. Wolff, S. Arndt

Strukturmechanische Analysen zu einem Großversuch an einem vorgespannten Stahlbeton-Containment-Modell

Der Sicherheitseinschluss ist das System aus Sicherheitsbehälter (Containment) und umgebendem Gebäude. Mit diesem System soll insbesondere bei Kühlmittelverluststörfällen der Austritt freigesetzter radioaktiver Spaltprodukte in die Umgebung verhindert bzw. auf zulässige Werte begrenzt werden. Tritt bei einem Störfall möglicherweise Kühlmittel aus, wird der Sicherheitseinschluss Druck- und Temperaturbelastungen ausgesetzt.

Sicherheitsbehälter in Kernkraftwerken werden teilweise als Stahlbetonbauwerk errichtet. Dabei kommen unterschiedliche Konstruktionen zum Einsatz. Neben einwandigen Containments aus schlaff bewehrtem oder vorgespanntem Stahlbeton existieren auch doppelwandige Ausführungen. In Deutschland gibt es lediglich ein Kernkraftwerk mit einem vorgespannten Containment. Im Ausland ist diese Bauweise durchaus verbreitet. Bei der Errichtung des Europäischen Druckwasserreaktor (EPR) in Finnland ist ein doppelwandiges Containment mit vorgespannter Innenwand vorgesehen. Im Rahmen von deutschen Sicherheitsstudien wurden Abschätzungen zum Tragverhalten verschiedener Sicherheitsbehälterkonstruktionen durchgeführt, um Schwachstellen zu identifizieren.

Die Integrität und Dichtheit von Sicherheitsbehältern in kerntechnischen Anlagen besitzen einen hohen Stellenwert und sorgen dafür, dass Schutzziele eingehalten werden. Daher besitzt die wissenschaftliche Absicherung der für den Nachweis der Integrität und Dichtheit eingesetzten Methoden, Verfahren und Prüfungen eine besondere Bedeutung. Ziel der im Auftrag des Bundesministers für Wirtschaft und Arbeit ausgeführten GRS-Arbeiten ist es, im

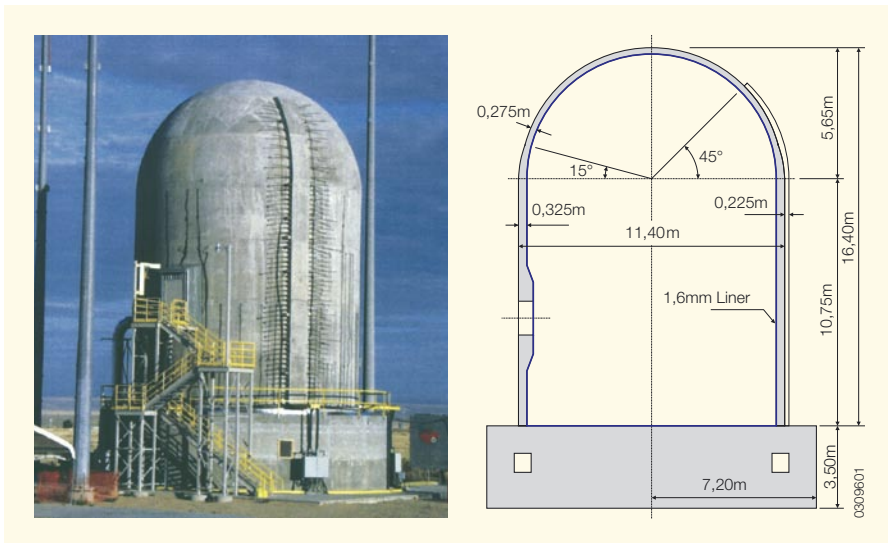
Zusammenhang mit bereits durchgeführten Großversuchen die strukturmechanische Analysemethodik zur Bestimmung der Integrität von Behälterstrukturen aus vorgespanntem Stahlbeton weiterzuentwickeln. Dabei soll die Aussagegenauigkeit der Analysemethodik bezüglich der Simulation des Verformungsverhaltens von Behälterstrukturen aus vorgespanntem Stahlbeton verbessert werden. Hierbei werden insbesondere die Vorspannung und Bewehrung

und die Voraussetzungen für eine Leckkrattenberechnung durch Versuchsanalysen berücksichtigt.

Am Sandia National Laboratory in Albuquerque (USA) wurde im Rahmen eines Großversuchs das Versagensverhalten eines vorgespannten DWR-Modellcontainments im Maßstab 1:4 mit metallischem Liner untersucht. Begleitend zum Experiment führten verschiedene Institutionen Berechnungen durch. Im Nachgang zum Versuch wurde ein internationales Standardproblem (ISP 48) definiert. Dieses soll die Möglichkeit bieten, den derzeitigen Entwicklungsstand der Berechnungsverfahren für vorgespannte Stahlbetonbehälter zu demonstrieren, insbesondere im Hinblick auf das Versagensverhalten von Liner und Beton unter Berücksichtigung der Rissbildung. An den Vergleichsanalysen beteiligt sich auch die GRS mit eigenen strukturmechanischen Berechnungen. Ausgewählte Ergebnisse der bisher durchgeführten GRS-Arbeiten werden im folgenden beschrieben.

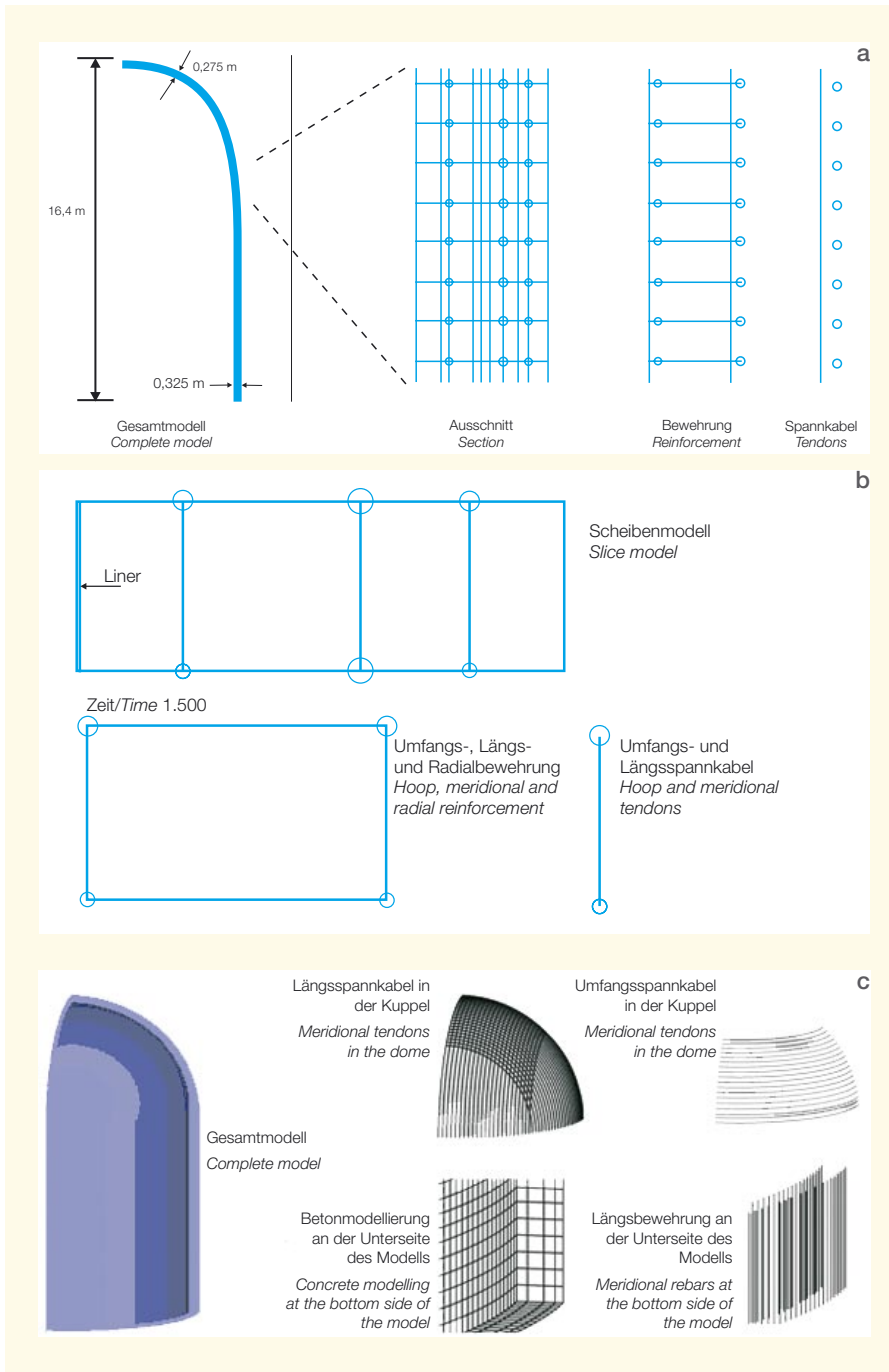
Analysemodelle

Für die Analysen wurden rotationssymmetrische und dreidimensionale Finite-Element-Modelle entwickelt, mit denen das Verhalten des ungestörten Bereichs des Modellcontainments simuliert wird. Die Modelle bestehen aus Kontinuumelementen für den Beton und den innenliegenden metallischen Liner. Die Bewehrungsstäbe und die Spannkabel werden mit Stabelementen nachgebildet. Für den Liner, die Bewehrungselemente und die Spannkabel wurden elasto-plastische Materialmodelle benutzt. Die Entwicklung der Analysemodelle sowie die Berechnungen wurden mit dem Finite-Element-Programmsystem ADINA durchgeführt. Mit dem verfügbaren Beton-Materialmodell kann die Bildung von Mikrorissen bei Überschreiten der kritischen Zugspannung sowie die Schädigung des Betons im Druckbereich simuliert werden. Die erforderlichen Materialdaten für die eingesetzten Materialmodelle wurden aus NUREG/CR-6810 abgeleitet. Die Vorspannung der Spannkabel wurde als Anfangsdehnung der entsprechenden Stabelemente definiert. Die Analysemodelle werden im Rahmen der Aufgaben des ISP 48 durch Innendruck



▲ Ansicht des Sandia-Containment-Modells vor den Versuchsphasen und wesentliche Abmessungen

View of the Sandia containment model before the experimental phases and major dimensions



▲ Finite-Element-Modelle des Containmentmodells

- a: Rotationssymmetrisches Gesamtmodell (mit Ausschnitt, Bewehrung und Spannkabel, Kreise: Umfangs-Truss-Elemente)
- b: Rotationssymmetrisches Ausschnittsmodell (Scheibenmodell) – Ausschnitt aus dem zylindrischen Teil des Containmentmodells
- c: Dreidimensionales Sektorenmodell (90°) mit Detaildarstellungen

Finite element models of the containment model

- a: Axisymmetric model (with part of model, reinforcement and tendons, circles: hoop truss elements)
- b: Axisymmetric section model (slice model) – section of the cylindrical part of the containment model
- c: Three-dimensional section model (90°) with details

bzw. durch Innendruck und überlagerte Temperaturverteilungen beansprucht.

Grundlage der Vergleichsanalysen mit Innendruckbelastung ist dabei der so genannte „Limit-State-Test“ (NUREG/CR-6810), der bei einem Innendruck von 1,3 MPa (entsprechend etwa 3,3-facher Auslegungsdruk) aufgrund von Leckraten oberhalb der versuchstechnisch möglichen Überspeisungsrate abgebrochen wurde. Grund für die erhöhten Leckraten waren Rissbildungen im Liner und im Beton. In einer weiteren Versuchsphase wurde das vorgeschädigte Modellcontainment durch Aufbringen eines Kunststoffliners wieder abgedichtet, zu etwa 97 % mit Wasser gefüllt und dann der Innendruck bis zum Strukturversagen erhöht. Bei einem Innendruck von etwa 1,33 MPa begann das Versagen durch Reißen einzelner Spannkabel in Umfangsrichtung. Beim Innendruck von 1,42 MPa (entsprechend 3,63-facher Auslegungsdruk) versagte das Modellcontainment durch großflächiges axiales Aufreißen.

Analyseergebnisse

Der Vergleich zwischen Messwerten und Rechenergebnissen soll am Beispiel einer Position im zylindrischen Modellteil (Höhenposition 6,2 m über Fundamentplatte) veranschaulicht werden. Hierzu werden Verläufe der horizontalen (radialen) Verschiebung an der Modellinnenoberfläche für den Innendruckfall dargestellt. Es ergibt sich eine gute Übereinstimmung. Auch das lokale Dehnungsverhalten im Liner, an den Bewehrungsstäben, den Spannkabeln und im Beton kann mit den Analysemodellen im zylindrischen Bereich zufrieden stellend simuliert werden. Die Simulation des Strukturverhaltens im Dom-Bereich ist insbesondere wegen der komplexen Anordnung der Spannkabel nur mit dem 3D-Modell zufrieden stellend (siehe EUROSAFE 2004).

Die Analysen für Innendruckbelastung zeigen, dass die ersten Mikrorisse mit axialer Erstreckung im Beton bei etwa 0,75 MPa auftreten und ab etwa 0,9 MPa in grösserem Maße Mikrorisse in den anderen Richtungen entstehen. Bei Höchstlast weist der Beton fast durchgängig Mikrorisse auf, die zu Leckagen führen.



▲ Versagen des SANDIA-Modellcontainments bei 1,42 MPa (zwei verschiedene Ansichten; aus NUREG/CR-6810)

Failure of the Sandia model containment at 1.42 MPa (two different views; from NUREG/CR-6810)

Ein Versagen des Modellcontainments im ungestörten Bereich weit weg von Wanddurchdringungen ist am Ende der ersten Versuchsphase bei 1,3 MPa noch nicht zu erwarten, da die auftretenden Dehnungen im Liner sowie in den Bewehrungsstäben und Spannkabeln zwar in einigen Bereichen plastische Anteile ausweisen, aber noch unterhalb kritischer Werte liegen.

Im nächsten Schritt werden Modelle entwickelt, mit denen das Verhalten im Bereich von Störstellen in Form von Wanddurchdringungen untersucht werden kann. Weiterhin werden derzeit Untersuchungen des Modellcontainments bei kombinierten Druck- und Temperaturbelastungen durchgeführt.

Structural Mechanics Analyses of a Large-scale Test with a Prestressed Reinforced Concrete Containment Model

The confinement is the system consisting of safety vessel (containment) and surrounding buildings. This system serves to limit the release of radioactive fission products into the environment or to limit it to permissible levels, particularly in case of loss-of-coolant accidents. If coolant leaks during an accident, the confinement is exposed to pressure and temperature loads.

Containments in nuclear power plants are partly built as reinforced concrete structures for which different constructions are used. In addition to single-walled containments with reinforced or prestressed concrete, there are double-walled designs. In Germany, there is only one nuclear power plant with a prestressed containment. In other countries, however, this type of construction is common. For the construction of the European Pressurised Water Reactor (EPR) in Finland, it is intended to use a double-walled containment with prestressed inner wall. Within the framework of German safety studies, assessments were performed on the load-carrying capacity to identify weak spots.

The integrity and leak tightness of containments in nuclear installations is of utmost importance and they make sure that the protection objectives are met. Thus, the scientific qualification of the methods, procedures and inspections for the verification of integrity and leak tightness

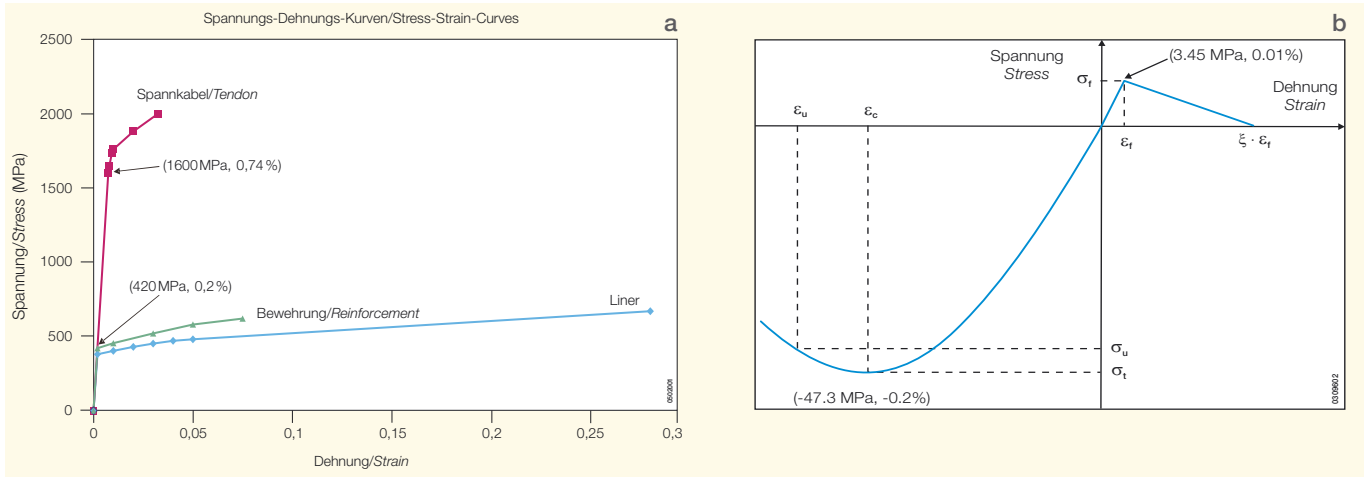
are of special significance. The objective of the work performed by GRS on behalf of the Federal Ministry of Economics and Labour is to further develop the structural mechanics analysis methods for the assessment of the integrity of prestressed reinforced concrete containments, making

use of already performed large-scale experiments. In this respect, the degree of accuracy of the analysis methods regarding the simulation of the deformation behaviour of containment structures made of prestressed reinforced concrete shall be improved. Here, special attention is paid to prestress and reinforcement and the prerequisites for a leak rate calculation by experimental analyses.

At Sandia National Laboratory in Albuquerque (USA), the failure behaviour of a 1:4 scale prestressed PWR model containment with metallic liner was studied within the frame of a large-scale test. The Sandia experiment was accompanied by calculations of several institutions. After completion of the test, an international standard problem was defined (ISP48). This shall provide the possibility to demonstrate the current state of the calculation methods for prestressed concrete containments, especially with regard to the failure behaviour of liner and concrete under consideration of cracking. GRS also participated in the comparative analyses with own structural mechanical calculations. Selected results of the work performed by GRS so far are described in the following.

Analysis models

For the analyses, axisymmetric and three-dimensional finite element models were developed to simulate the behaviour of the undisturbed part of the model containment. The models consist of volume elements for the concrete and the metallic liner at the inner surface. The rebars and tendons are simulated by truss elements. For the liner, the rebars and the tendons, elastic-plastic material models were used. The development of the analysis models and the calculations were performed with the finite element system ADINA. With the available concrete material model, the formation of micro-cracks for tensile stresses exceeding a critical value and damage to the concrete due to compressive stresses can be simulated. The required material data for the material models used were derived from NUREG/CR-6810. The prestressing of the tendons was defined as initial strains in the respective truss

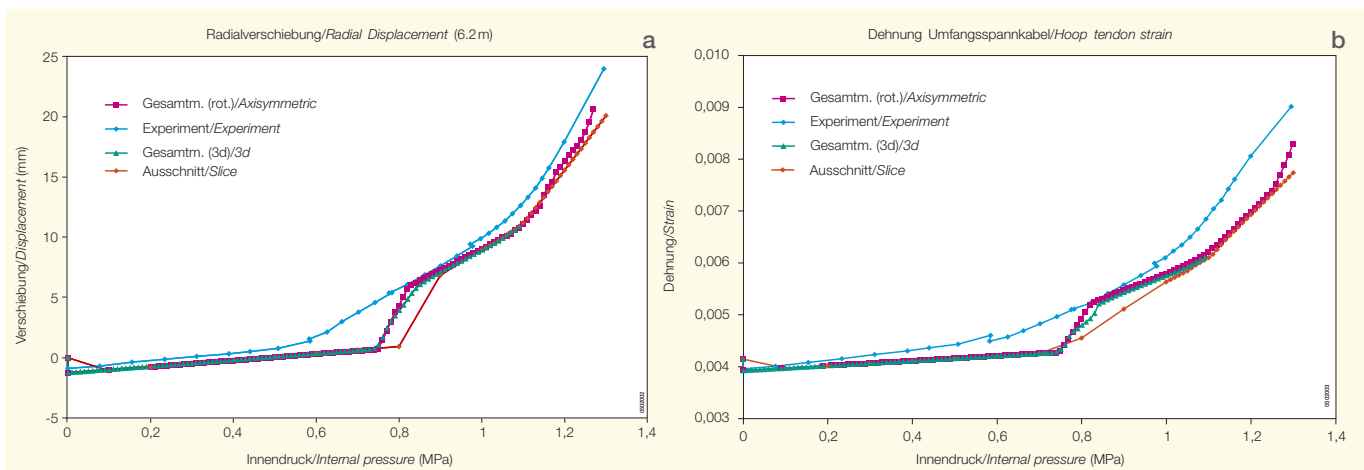


- ▲ Einachsige Spannungsdehnungsverläufe
 - a: für Stahlkomponenten (Liner, Bewehrung und Spannkabel)
 - b: für Beton
- Uniaxial stress-strain curves*
- a: for steel components (liner, reinforcement and tendons)
 - b: for concrete

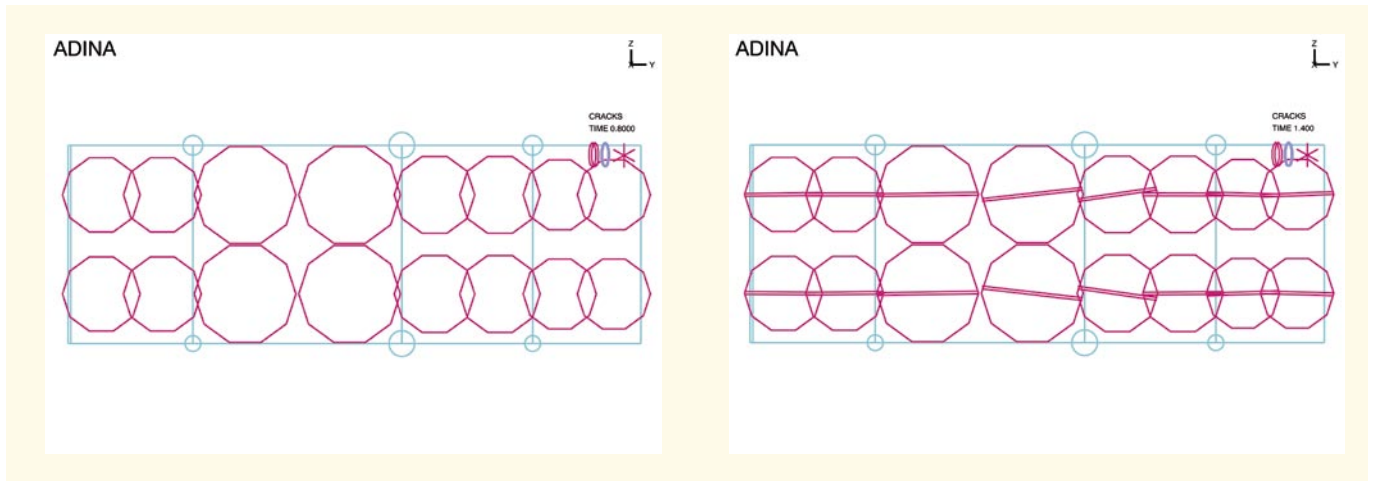
elements. Within the framework of the tasks of ISP48, the analysis models are loaded by internal pressure or internal pressure and superimposed temperature distributions, respectively.

which was stopped at an internal pressure of 1.3 MPa (about 3.3 times the design pressure) because the leak rates were higher than the overfeed rate possible in the test. The increased leak rates were due to crack formations in the liner and in the concrete. In another phase of the experiment, the predamaged model containment was sealed again by a

plastic liner, filled with water to about 97 percent and then the internal pressure was increased until structural failure. At an internal pressure of about 1.33 MPa, the failure started with the rupture of some tendons in radial direction. At an internal pressure of about 1.42 MPa (about 3.63 times the design pressure), the model failed due to extensive axial rupture.



- ▲ Vergleich von experimentellen Werten und Rechenergebnissen an einer Position im zylindrischen Modellteil (6,2 m über der Fundamentplatte)
 - a: Radialverschiebungen im zylindrischen Teil an der Innenoberfläche
 - b: Dehnungsverlauf im Umfangsspannkabel an dieser Position
- Comparison of experimental values and calculation results at a position in the cylindrical part of the model (6.2 metres above top of basement)*
- a: Radial displacements in the cylindrical part at the inner surface
 - b: Hoop tendon strain at this position



- ▲ Verteilung von Mikrorissen im rotationssymmetrischen Scheibenmodell, axiale Risse (rote Zehnecke) und radiale Risse (parallele rote Geraden)
 a: bei 0,8 MPa Innendruck
 b: bei 1,4 MPa Innendruck

*Distribution of micro-cracks in the axisymmetric section model, axial cracks (red decagons) and radial cracks (parallel red straight line)
 a: at 0.8 MPa internal pressure
 b: at 1.4 MPa internal pressure*

Analysis results

The comparison of measured values and calculation results shall be illustrated by the example of a position in the cylindrical model part (elevation position 6.2 metres above top of basemat). For this purpose, horizontal (radial) displacements at the inner surface of the model are presented. A good agreement is achieved. The local strain behaviour in the liner, at the rebars, the tendons and in the concrete can be simulated satisfactorily in the cylindrical part with the analysis models. The simulation of the structural behaviour in the dome region is only satisfactory with the 3D model, especially due to the complex arrangement of the tendons (see EUROSAFE 2004).

The analyses for internal pressure showed that the formation of micro-cracks in the

concrete in axial direction starts at about 0.75 MPa and that at pressures of about 0.9 MPa formation of micro-cracks in other directions takes place to a larger degree. At maximum load, almost all concrete parts show micro-cracks which may cause leaks.

A failure of the model containment in the undisturbed area far away from the wall penetrations is not to be expected at 1.3 MPa at the end of the first test phase because the strains in the liner as well as in the rebars and tendons include plastic strains in some areas but are still below critical values.

In the next step, models will be developed which enable the examination of the behaviour in regions with wall penetration. Further, investigations of the model containment

are currently performed under combined pressure and temperature loading.

H. Grebner, J. Sievers

Literatur/References

- Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke Phase B, Verlag TÜV Rheinland, 1990.
- Höfler, A., Gruner, P., Azodi, D., Eisert, P., Beliczey, S.: Sicherheitsanalytische Untersuchungen zu schweren Störfällen in SWR, Abschnitt 5: Strukturmechanische Analysen, GRS-Abschlussbericht des Vorhabens RS 960, 1997.
- ADINA – A Finite-Element-Program for Automatic Dynamic Incremental Nonlinear Analysis, Version 8.1 – Theory and Modeling Guide, Volume I: ADINA. ADINA R&D, Inc. (2003).
- Hessheimer, M. F., et al.: Overpressurization test of a 1:4 scale pre-stressed concrete containment model. NUREG/CR-6810 (2003).
- Grebner, H., Sievers, J.: Structural mechanics simulation of SANDIA large scale experiments on a pre-stressed concrete containment model. EUROSAFE, Berlin, 2004.

Anwendung von deterministischen und Monte-Carlo-Transportmethoden auf kritische Experimente und Benchmark-Probleme

Die Voraussage stationärer Zustände eines Reaktors in unterschiedlichen Betriebs- und Störfallzuständen erfordert die rechnerische Bestimmung von Auslegungs- und Sicherheitsparametern mit hoher Genauigkeit. Deshalb werden neutronenkinetische Modelle, die mit thermohydraulischen Rechenprogrammen gekoppelt sind, mit großem Aufwand weiterentwickelt. Gegenwärtig basieren 3-D-Kernmodelle für Leichtwasserreaktoren (LWR) mehrheitlich auf der Lösung der Neutronentransportgleichung in Diffusionsnäherung und mit zwei Energiegruppen. Während diese Ansätze für die Entwicklung effizienter nodaler Lösungsmethoden wesentlich sind, begrenzen sie die Genauigkeit, mit der lokale Leistungswerte für Einzelstäbe bestimmt werden können. In Anbetracht stetig steigender Rechnerleistung konzentrieren sich aktuelle neutronenkinetische Entwicklungen auf die direkte Lösung der Multigruppen-Transportgleichung (deterministischer Ansatz) sowie auf Monte-Carlo-Methoden, die Simulationsrechnungen mit einer kontinuierlichen Energieabhängigkeit der nuklearen Daten ermöglichen. Die Validierung dieser Transportmethoden sollte auf umfangreichen Benchmarkberechnungen beruhen. Die OECD/NEA unterstützt diese Aktivitäten durch die Definition geeigneter Benchmarkprobleme, die weltweit Beachtung finden. Der vorliegende Beitrag befasst sich mit drei dieser OECD/NEA-Benchmarks: KRITZ-2 und VENUS-2, die auf kritischen Experimenten beruhen, und dem C5G7-3D MOX-Brennelement-Benchmark.

Die KRITZ-2- und VENUS-2-Benchmarks

KRITZ-2 und VENUS-2 sind kritische Anordnungen von quadratischen Brennstabgittern. Zusätzlich zu den kritischen Parametern sind gemessene Spaltratenverteilungen aus den Experimenten verfügbar. Diese Anordnungen wurden nicht nur zum Vergleich mit den experimentellen Daten nachgerechnet, sondern insbesondere um deterministische Weniggruppen-Rechnungen mit auf Punktdaten beruhenden Monte-Carlo-Referenzrechnungen zu vergleichen. Die Weniggruppen-Rechnungen wurden mit homogenisierten Wirkungsquerschnitten für jede Stabzelle durchgeführt. Alle nuklearen Daten basieren auf der JEF-2.2-Bibliothek, die in der GRS routinemäßig für Neutronentransportrechnungen eingesetzt wird.

Die KRITZ-2-Anordnungen sind quadratische Gitter mit Uran- (KRITZ-2:1, 2:13) oder MOX-Brennstoff (KRITZ-2:19) in einem Leichtwassertank. Die Messungen wurden für jede Anordnung im kalten Zustand bei Umgebungstemperatur und im heißen Zustand bei ca. 240 °C durchgeführt. Die Kritikalität wurde durch Einstellung des Wasserspiegels und der Borkonzentration im Moderator erreicht.

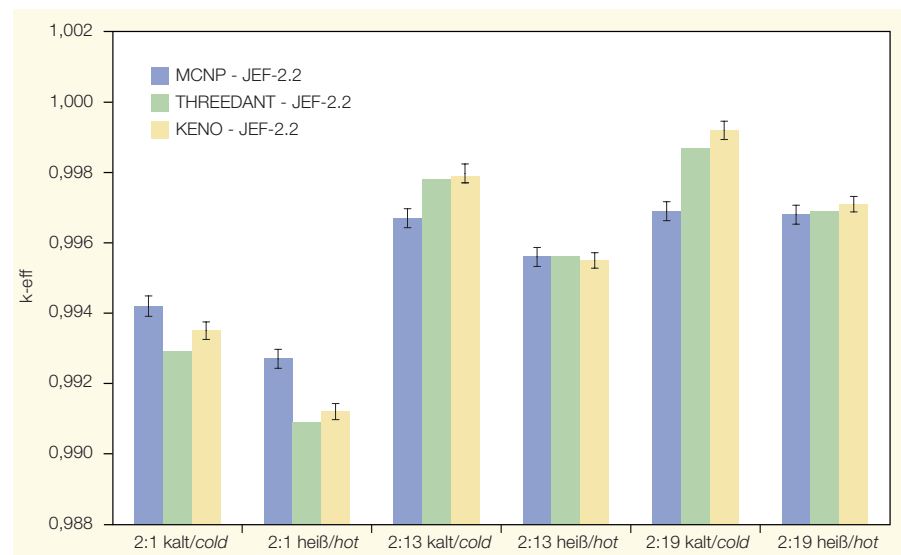
zellen. Vierzig Stäbe im inneren Kernbereich sind durch Pyrex-Absorberstäbe ersetzt.

Die Multiplikationskonstanten für die KRITZ-2-Anordnungen wurden mit verschiedenen Transportprogrammen berechnet: dem Monte-Carlo-Code MCNP mit Punktdaten, dem deterministischen S_N -Code THREEDANT sowie dem Monte-Carlo-Code KENO mit Weniggruppen-Daten in 18 Energiegruppen. Die Ergebnisse der Berechnungen zeigen sehr gute Übereinstimmung für alle Anordnungen. Die Unterschiede liegen unterhalb von 0,2 %. Die allgemein beobachteten niedrigen Werte aus den Berechnungen für die Uran-Anordnungen erfordern weitere Untersuchungen.

Die radiale stabweise Spaltratenverteilung für den VENUS-2-Kern wurde mit MCNP berechnet. Durch die statistische Natur der Monte-Carlo-Methode bedingte Unsicherheiten in den berechneten stabweisen Werten sind in der grafischen Darstellung nicht zu erkennen. Zwischen den verschiedenen Brennstoffzonen sind Stufen in der Verteilung deutlich sichtbar. Dies zeigt, dass lokale Größen wie stabweise Spaltraten mit der Monte-Carlo-Methode zuverlässig bestimmt werden können.

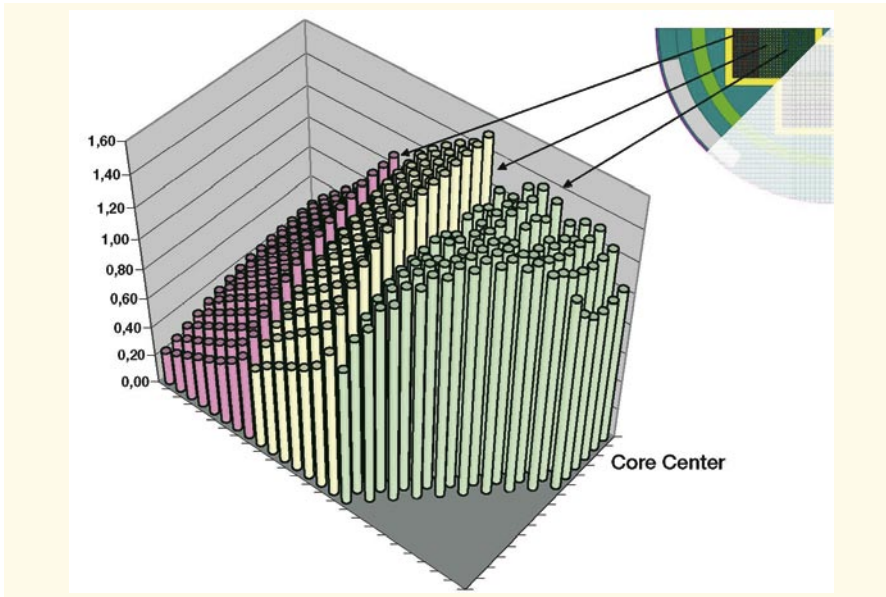
Die Ergebnisse der MCNP-Rechnung mit nuklearen Punktdaten für den VENUS-

Der VENUS-2-Kern setzt sich aus zwölf kreuzförmig angeordneten Einheiten von je 15x15 LWR-Stabzellen zusammen. Der innere Bereich des Kerns besteht aus Uran-Stabzellen verschiedener Anreicherung, die äußeren Bereiche bestehen aus MOX-Stab-



▲ Mit unterschiedlichen Transportprogrammen berechnete Multiplikationskonstanten für die KRITZ-2-Anordnungen; die Ergebnisse zeigen sehr gute Übereinstimmung für alle Anordnungen.

Multiplication constants for the KRITZ-2 assemblies calculated with different neutron transport codes; for all assemblies, the results exhibit very good agreement.



▲ Mit dem Monte-Carlo-Programm MCNP berechnete radiale stabweise Spaltratenverteilung für den VENUS-2-Kern, zusammen mit einer Skizze der 1/8-Kern-Geometrie. Die Bereiche mit unterschiedlichem Brennstoff sind in verschiedenen Farben dargestellt, der äußere MOX-Bereich in Rot. Stufen in der Verteilung werden durch die unterschiedlichen Brennstoffe hervorgerufen.

Radial pin-wise fission rate distribution for the VENUS-2 core, calculated with the Monte Carlo code MCNP, along with a sketch of 1/8 core geometry. The zones with different fuels are displayed in different colours, the outer MOX zone in red. Steps in the distribution are due to the different fuel materials.

2-Kern wurden mit einer THREEDANT-Rechnung mit Wirkungsquerschnitten in 18 Energiegruppen verglichen. Die MCNP- und THREEDANT-Ergebnisse stimmen exzellent überein. Unterschiede bis zu 2,5 % gibt es lediglich am Kernrand und an den Grenzflächen zwischen den unterschiedlichen Brennstoffbereichen. Dies bestätigt, dass deterministische Transportrechnungen mit Energiegruppen im Bereich 10 bis 20 ähnlich genaue Ergebnisse für LWR-Brennstoffgitter liefern wie Monte-Carlo-Rechnungen mit nuklearen Punktdaten. Die CPU-Zeit für die THREEDANT-Rechnung beträgt einige Stunden auf einem gängigen Arbeitsplatzrechner.

Der C5G7-3D-MOX-Brennelement-Benchmark

Bei diesem reinen Rechen-Benchmark handelt es sich um die Weiterentwicklung eines früheren zweidimensionalen Benchmarks. Seine Zielsetzung ist es, die Leistungsfähigkeit moderner deterministischer Transportmethoden im Hinblick auf Ganz-

kernrechnungen ohne Homogenisierung einzelner Stabzellen auszuloten. Zu diesem Zweck wird eine 2x2-Viertelkern-Anordnung aus UO_2 - und MOX-Brennelementen definiert, die zusammen mit reflektierenden Randbedingungen ein von einem Wasserreflektor umgebenen, vereinfachten Druckwasserreaktor-(DWR)-Kern darstellt. Jedes Brennelement besteht aus einem 17x17-Gitter quadratischer Stabzellen, deren zwei verschiedene Materialzusammensetzungen der Brennstoff-Hüllrohr-Mischung bzw. dem umgebenden Moderator entsprechen. Der Benchmark gliedert sich in drei Fälle, in denen jeweils unterschiedliche Steuerstabstellungen zu untersuchen sind: den so genannten „Unrodded“-Fall mit ausgefahrenen Steuerstäben und zwei „Rodded“-Zustände mit jeweils unterschiedlich weit in den Kern eingefahrenen Steuerstäben. Zu bestimmen sind jeweils die effektiven Multiplikationskonstanten sowie die stabzellenweise aufgelösten Spaltraten für drei verschiedene axiale Schichten. Die nuklearen Daten liegen in Form einer Wirkungsquerschnittsbibliothek in sieben Energiegruppen vor, die im Rahmen der Benchmark-Spezifikation zur Ver-

fügung gestellt wird. Basierend auf diesem Wirkungsquerschnittssatz wurde zudem mit dem Monte-Carlo-Programm MCNP eine Referenzlösung zum Vergleich erzeugt.

Der vorliegende Benchmark wurde mit dem dreidimensionalen S_N -Neutronentransportcode TORT in kartesischer Geometrie gelöst. Der Verzicht auf die Homogenisierung einzelner Stabzellen erfordert dabei eine möglichst genaue Abbildung des kreisförmigen Stabquerschnitts im rechtwinkligen räumlichen Maschennetz. Dies wird durch eine $n \times n$ -Stufenfunktion erreicht, die den Stabrand insofern optimal approximiert, als die Differenzfläche zwischen Stufenfunktion und Stabrand minimiert wird, während zugleich die Stabquerschnittsfläche erhalten bleibt. Das Resultat ist eine kartesische $(2n + 1) \times (2n + 1)$ -Stabzellennodalisierung, die aufgrund ihres hohen Detaillierungsgrades für die aufwendigste Diskretisierung mit $n = 3$ bereits mehr als 1,6 Millionen Maschen erfordert. Unabhängig von der räumlichen Nodalisierung wurde auch die S_N -Ordnung variiert, wobei die drei niveausymmetrischen Quadratursätze S_4 , S_8 und S_{16} zum Einsatz kamen. Es wurden die effektive Multiplikationskonstante k_{eff} sowie die relative Abweichung der stabzellenweise berechneten Spaltraten von der Monte-Carlo-Referenzlösung als Funktion der Stabzellennodalisierung und der Quadraturordnung ausgewertet. Hinsichtlich der Multiplikationskonstanten stimmen die Rechenergebnisse mit der feinsten Raum- und Winkeldiskretisierung ($n = 3$ und S_{16}) bis auf 0,3 % mit der Referenzlösung überein. Dabei zeigt sich eine größere Abhängigkeit von der Stabzellennodalisierung als von der Quadraturordnung, die qualitativ auch auf die relative Abweichung der stabzellenweisen Spaltraten von der Referenzlösung zutrifft, wobei die Abweichung sowohl mit zunehmender Quadraturordnung und als auch mit feinerer Stabzellendiskretisierung abnimmt.

Ausblick

Die erzielten Ergebnisse zeigen die Leistungsfähigkeit von deterministischen und Monte-Carlo-Neutronentransport-Methoden zur direkten Berechnung stabweiser Reaktionsraten in heterogenen Brennstab-Anordnungen auf. Die Einflüsse auf die S_N -Lösungen, die durch Variation der Raum- und Winkeldiskretisierung sowie der Anzahl von

Energiegruppen entstehen, wurden untersucht. Die Ergebnisse wurden mit Monte-Carlo-Referenzlösungen verglichen. Aufgrund dieser Erfahrungen und der erzielten guten Übereinstimmung mit experimentellen Daten sollten durch geeignete Kombination stabweiser und teilweise homogener

Darstellungen der Kernanordnung bei gleichzeitiger Anwendung weiter optimierter Rechenmethoden ebenso präzise wie effiziente Simulationen realistischer Kernzustände möglich sein. Derartige Anwendungen werden zukünftig durch einen weiteren Anstieg der Rechnerleistung unterstützt.

transport codes: the Monte Carlo code MCNP with point data, as well as the deterministic S_N code THREEDANT and the Monte Carlo code KENO, both with few-group data in 18 energy groups. The results of the calculations show very good agreement for all assemblies. The differences are below 0.2 %. The low values from the calculations for the uranium assemblies that have generally been observed require further analyses.

Application of Deterministic and Monte Carlo Transport Methods to Critical Experiments and Benchmark Problems

The prediction of stationary states of a reactor under different plant operating and accident conditions requires the determination of design and safety parameters by calculations with a high degree of accuracy. For this reason, great efforts are made to further develop neutron kinetics models coupled with thermal-hydraulics codes. At present, most of the 3D core models for light water reactors (LWR) are based on the solution of the neutron transport equation in diffusion approximation and with two energy groups. While these approaches are essential for the development of efficient nodal solution methods, they limit the accuracy with which the local power values for single rods can be determined. In view of continuously increasing computing capacity, current neutron kinetics developments concentrate on the direct solution of the multi-group transport equation (deterministic approach) and on Monte Carlo methods which enable simulation calculations with a continuous energy dependence of the nuclear data. The validation of these transport methods should be based on extensive benchmark calculations. The OECD/NEA supports these activities by the definition of suitable benchmark problems which are paid attention to worldwide. The present contribution deals with three of these OECD/NEA benchmarks: KRITZ-2 and VENUS-2, which are based on critical experiments and the C5G7-3D MOX fuel assembly benchmark.

The KRITZ-2 and VENUS-2 benchmarks

KRITZ-2 and VENUS-2 are critical assemblies of square fuel rod lattices. In addition to the critical parameters, measured fission rate distributions are available from the experiments. The calculations on these assemblies were not only performed for comparison with the experimental data but, in particular, to compare deterministic few-group calculations with Monte Carlo reference calculations based on point data. The few-group calculations were performed with homogenised cross-sections for each pin cell. All nuclear data are based on the JEF-2.2 library which is routinely used at GRS for neutron transport calculations.

The KRITZ-2 assemblies are square lattices with uranium (KRITZ-2:1, 2:13) or MOX fuel (KRITZ-2:19) inside a vessel with light water. The measurements were performed for each assembly in a cold state at ambient temperature and in hot state at about 240 °C. Criticality was reached by adjusting the water level and the boron concentration in the moderator.

The VENUS-2 core consists of twelve units with 15x15 LWR pin cells each, arranged in a cross shape. The inner part of the core consists of uranium pin cells each, of different enrichment, the outer part consists of MOX pin cells. Forty pins in the central part of the core have been replaced by Pyrex absorber pins.

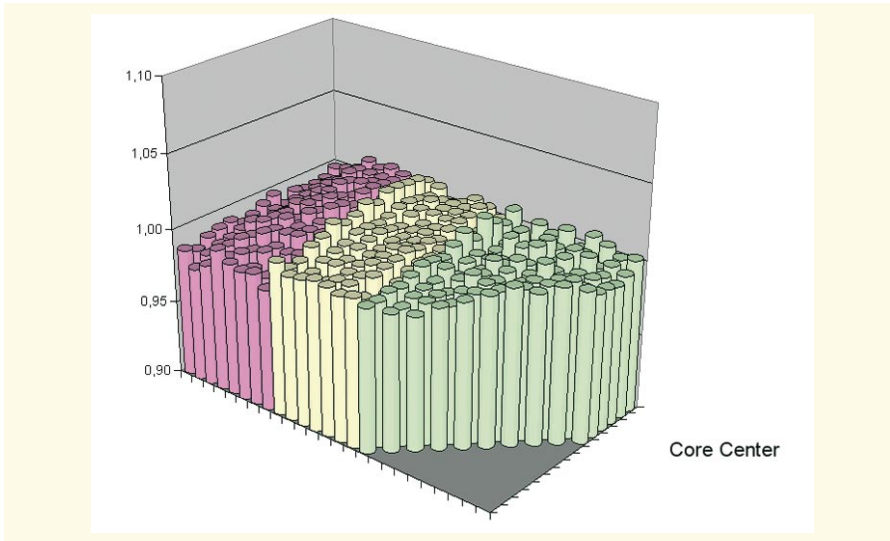
The multiplication constants for the KRITZ-2 assemblies were calculated with different

The radial pin-wise fission rate distribution for the VENUS-2 core was calculated with MCNP. The uncertainties in the values calculated pin-wise that are due to the statistical nature of the Monte Carlo method cannot be seen in the graphical representation. Between the different fuel zones, steps in the distribution are clearly visible. This shows that local parameters, such as pin-wise fission rates can be determined in a reliable manner with the Monte Carlo method.

The results of the MCNP calculations with nuclear point data for the VENUS-2 core were compared with a THREEDANT calculation with cross-sections in 18 energy groups. The MCNP and THREEDANT results show an excellent agreement. Differences of up to 2.5 % only exist at the core boundary and the interfaces between the different fuel zones. This confirms that with deterministic transport calculations with energy groups in the range of 10 to 20 similarly accurate results are obtained as with Monte Carlo calculations with nuclear point data. The computing time for the THREEDANT calculation is a few hours on a standard engineering workstation.

The C5G7-3D MOX fuel assembly benchmark

This computational benchmark is a more challenging follow-up of an earlier 2-D benchmark. Its objective is to test the ability of modern deterministic transport methods to treat core calculations without spatial homogenisation at the level of pin cells. For this purpose, a configuration consisting of a 2x2 arrangement of UO₂ and MOX fuel assemblies is defined. With reflective boundary conditions, it represents a quarter



▲ Verhältnisse der stabweisen Spaltraten für den VENUS-2-Kern, die mit dem Monte-Carlo-Code MCNP mit nuklearen Punktdaten und dem SN-Transportprogramm THREEEDANT mit 18-Gruppen-Daten berechnet wurden. Die Übereinstimmung der Ergebnisse mit beiden Berechnungsmethoden ist ausgezeichnet.

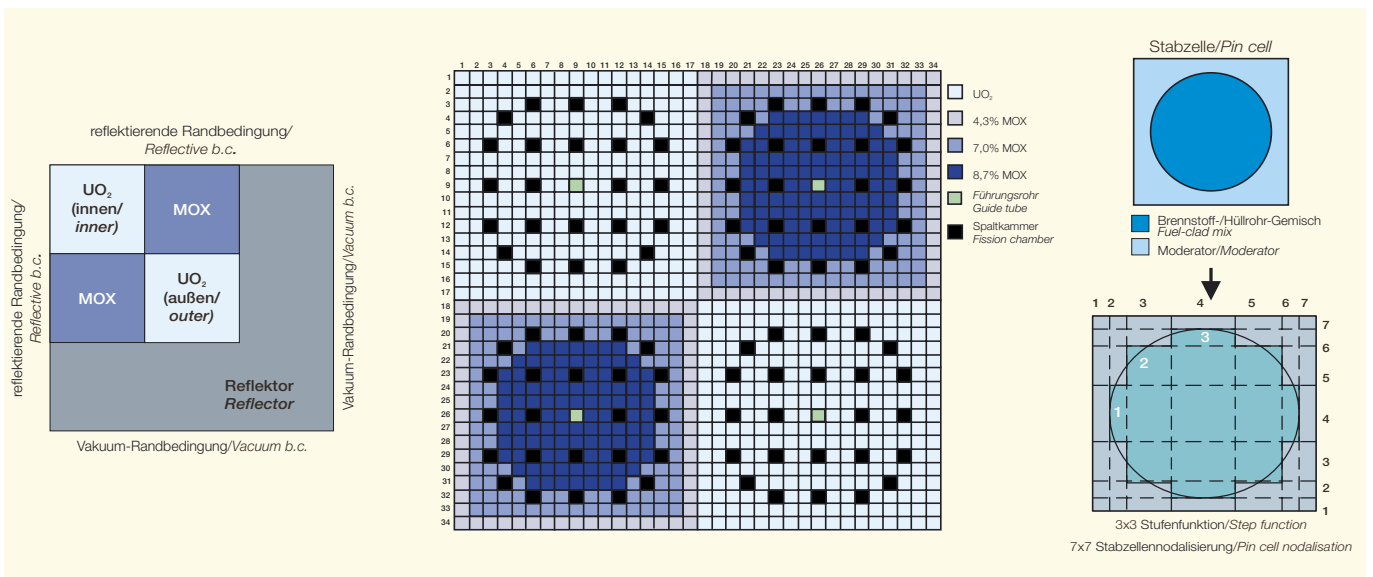
Ratios of the pin-wise fission rates for the VENUS-2 core, calculated with the Monte Carlo code MCNP with nuclear point data, and the SN transport code THREEEDANT with 18-group data, showing very good agreement between both calculation methods.

the Unrodded state and two Rodded states in which the control rod clusters are partially inserted into the core. For all three cases, the multiplication constants and the pin-wise fission rates for three different axial slices have to be calculated based on a seven-group cross section set that is provided by the benchmark specification. For comparison, a reference Monte Carlo MCNP solution based on the same cross section set is available.

This benchmark problem was solved using the 3-D S_N neutron transport code TORT. The demand for no homogenisation at the level of pin cells requires an accurate representation of the circular fuel rod within the cartesian geometry that was used for spatial discretisation. This is met by approximating the fuel rod boundary by an $n \times n$ step function such that, by strictly preserving the fuel rod's cross sectional area, the area between the actual fuel rod boundary and the step function is minimised. This results in a $(2n + 1) \times (2n + 1)$ cartesian nodalisation of each fuel pin cell. Due to this detailed pin cell discretisation, the spatial discretisation of the whole core requires more than 1.6 millions of nodes for our most-elaborate discretisation with $n = 3$. For the calculations, the S_N order

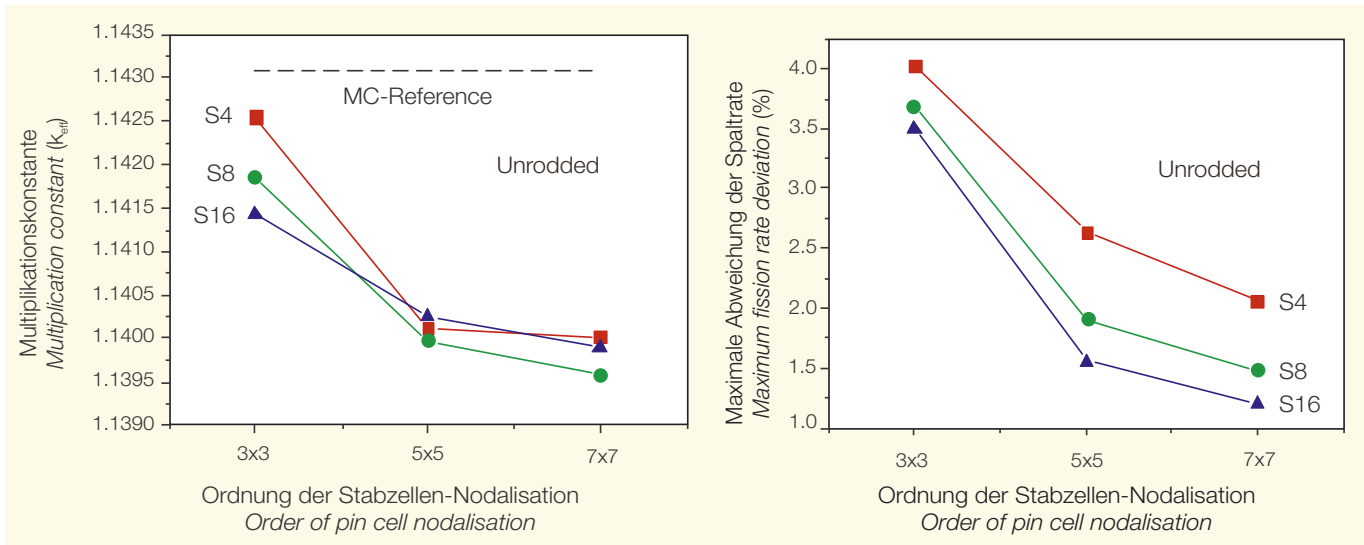
of a small PWR core surrounded by a water reflector. Each assembly consists of a 17×17 array of square pin cells with two different material compositions corresponding to

the fuel-clad mixture and the surrounding moderator. The benchmark is subdivided into three cases in which different control rod configurations have to be investigated:



▲ Links: Ansicht der C5G7-3D-Brennelement-Anordnung von oben (einschließlich Reflektor). Mitte: Stabzellenanordnung der Brennelemente. Rechts: Approximation des runden Stabzellenrandes durch eine 3x3-Stufenfunktion.

Left: Top view of C5G7-3D fuel assembly arrangement including the surrounding reflector. Centre: Pin cell layout of the fuel assemblies. Right: Approximation of the circular fuel rod boundary by a 3x3 step function.



▲ Abhängigkeit der Ergebnisse für den Zustand „Unrodded“ der Stabzellen-Diskretisierung und Quadraturordnung. Links: Effektive Multiplikationskonstante. Rechts: Maximale prozentuale Abweichung der stabzellenweisen Spaltraten von der Monte-Carlo-Referenzlösung.

Dependence of the results for the Unrodded state on the pin cell nodalisation and the quadrature order. Left: Effective multiplication constant. Right: Maximum percent deviation of calculated pin-wise fission rates from the reference Monte Carlo solution.

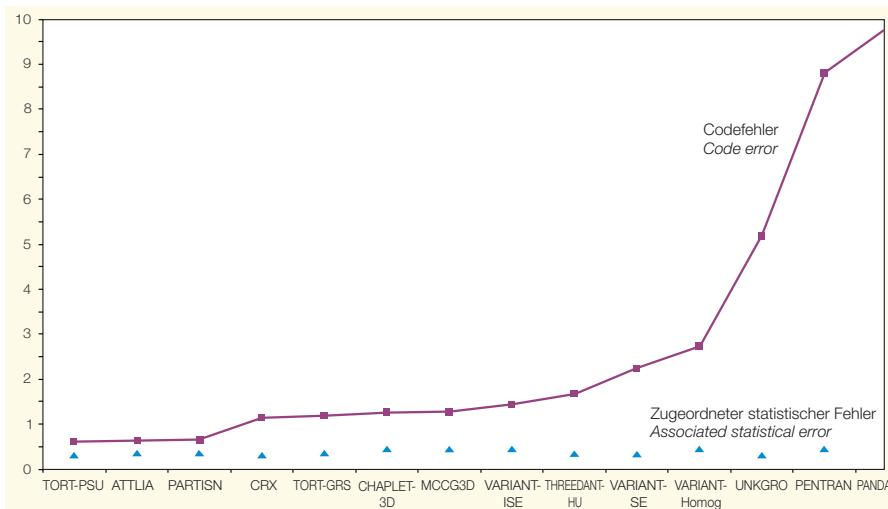
was also varied by using three different level-symmetric quadrature sets S4, S8 and S16. The effective multiplication constant k_{eff} and the relative deviation of the pin-wise fission rate from the Monte Carlo reference solution have been evaluated as a function of the order n of the pin cell nodalisation. The calculations are repeated for the three different quadrature sets used. Concerning the multiplication constants, the results

of our most-elaborate solution ($n = 3$ and S16) agree within about 0.3 % with the reference solution. Obviously, there is a stronger dependency on the order of pin cell nodalisation than on the quadrature order. This qualitatively also applies to the deviation of the pin-wise fission rate from the reference solution with the deviation getting smaller as the order of the pin cell nodalisation or quadrature increases.

Outlook

The results obtained demonstrate the capability of the deterministic and Monte Carlo neutron transport methods for the direct calculation of pin-wise reaction rates in heterogeneous fuel rod arrangements. The effects on the S_N solutions by varying the spatial nodalisation, the order of angular approximation and the number of energy groups were investigated. The solutions were compared with Monte Carlo reference solutions. The solutions have been compared with Monte Carlo reference solutions. Based on this experience and the obtained good agreement with experimental data, it should be feasible to calculate realistic core configurations by an optimum adaption of methods and by considering the combination of pin-wise and partially homogenised representations. Such applications will be supported by the further increase of computer power.

S. Langenbuch, A. Seubert,
W. Zwermann



▲ Maximaler prozentualer Fehler in der Spaltratenverteilung der GRS-TORT-Lösung für den Zustand „Unrodded“ im Vergleich mit den anderen Benchmark-Teilnehmern.

Maximum percent error in the fission rate distribution of the GRS TORT solution for the unrodded state compared to the results of the other benchmark participants.

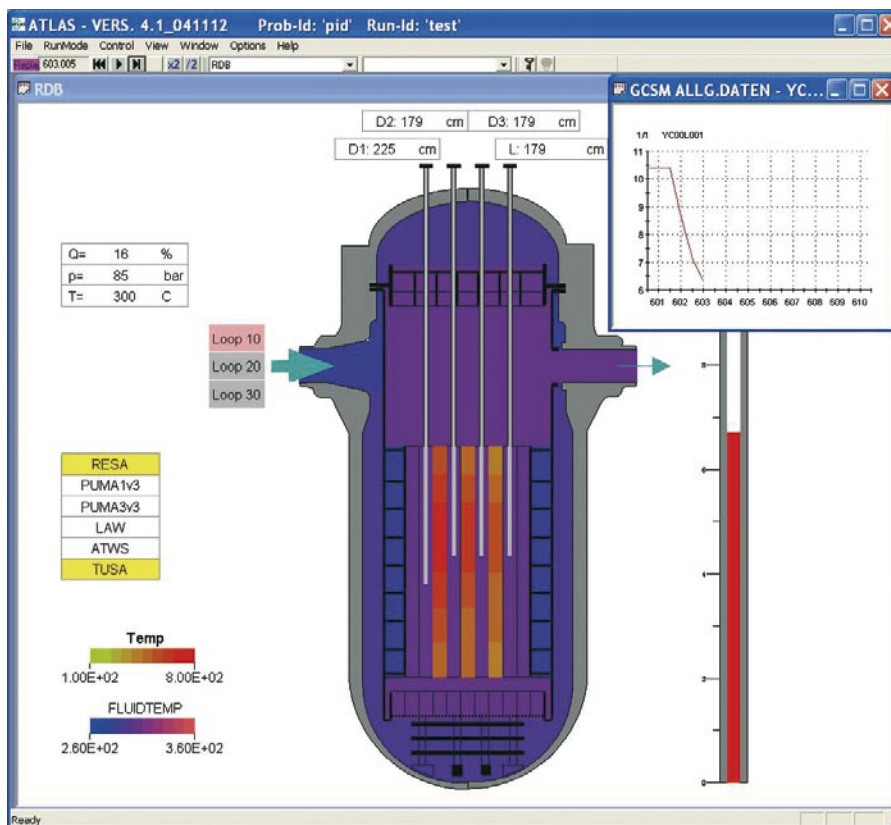
Literatur/References

Benchmark on the VENUS-2 MOX Core Measurements, NEA/NSC/DOC (2000) 7; Benchmark on the Three-Dimensional VENUS-2 MOX Core Measurements, NEA/NSC/DOC (2003) 5.
M. A. Smith et al., Benchmark on deterministic transport calculations without spatial homogenisation (2-D geometry), NEA/NSC/DOC (2003) 16; 3 D extension C5G7 MOX, NEA/NSC/DOC (2003) 6

Interaktive Anlagensimulation mit dem Analyse-simulator ATLAS

Rechenprogrammsysteme zur Simulation von Stör- und Unfallabläufen im Kühlkreislauf und im Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken sind nach langjähriger Entwicklung zu komplexen Systemen herangewachsen, die Modelle für alle wichtigen technischen und physikalischen Prozesse enthalten. Besondere Bedeutung haben die Simulation des Reaktorkühlkreislaufs mit Thermohydraulik und Wärmeübertragung, die Komponenten- und Leittechnikmodelle, die Neutronendynamik, Kernzerstörungsmodelle und die Nachbildung von Druckaufbau und Spaltproduktverhalten im Containment. Das grundlegende Ziel der ATLAS Entwicklung war es, für diese Modelle eine einheitliche Simulationsumgebung zur Verfügung zu stellen, in der die Ergebnisdaten anschaulich visualisiert werden und die Simulation interaktiv beeinflusst werden kann. Die aktuelle Weiterentwicklung von ATLAS soll den Einsatzbereich für zusätzliche Aufgaben der Reaktorsicherheitsanalyse ausbauen. Schwerpunkte bilden die Untersuchung von Methoden zur Beschleunigung der Simulationsmodelle und die Unterstützung der Störfallerkennung und der Prozedursimulation.

ATLAS wird gegenwärtig von Forschungs- und Aufsichtsorganisationen national und international für einen großen Anwendungsbereich eingesetzt. Besonders erwähnenswert sind dabei die im Auftrag des BMU erstellten detaillierten Störfallsimulatoren für deutsche Kernkraftwerke, die Durchführung von „Human Factor“ Analysen, das Training von Operateuren im Bereich schwerer Störfälle und die Anwendung als Standardvisualisierungswerkzeug für ATHLET.



▲ Benutzeroberfläche von ATLAS mit Visualisierung von Wassertemperaturen, Steuerstabstellungen und Füllstandszeitverlauf im Reaktordruckbehälter

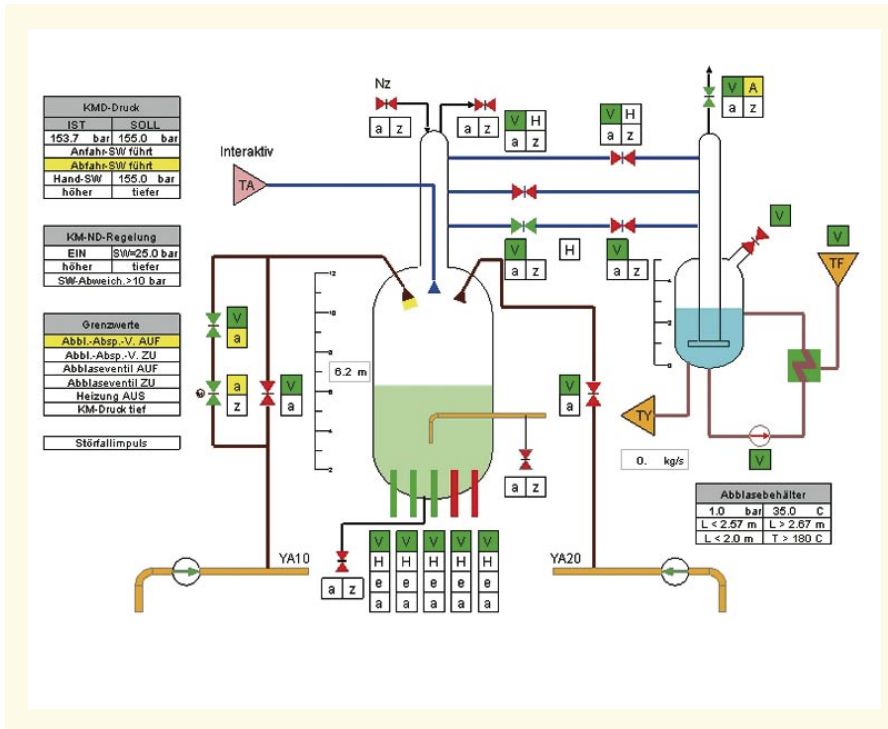
User interface of ATLAS with visualisation of water temperatures, control rod positions and time history of the water level in the reactor pressure vessel

Architektur von ATLAS

In ATLAS sind Simulation, Visualisierung und Datenmanagement als eigenständige Prozesse in einer Client-Server-Architektur realisiert. Die Simulationsmodelle senden die Ergebnisdaten an eine zentrale Datenbank (Q-Server) und erhalten von dort die interaktiven Steuerbefehle der Benutzer. Zur Abdeckung des weiten Simulationsspektrums sind die GRS-Programme ATHLET und COCOSYS in ATLAS gekoppelt. ATHLET enthält Modelle zur Simulation des Kühlkreislaufs, der Reaktorleittechnik, der Neutronendynamik und zur Kernzerstörung. In COCOSYS werden die Thermodynamik des Reaktorcontainments, das Aerosol- und Spaltproduktverhalten sowie Pyrolyse und Wasserstoff-Deflagration simuliert. Für die Gesamtsimulation schwerer Störfälle können in ATLAS die Integralcodes MELCOR und ASTEC eingesetzt werden. Die Schnittstelle zu ATLAS ist modular aufgebaut, sodass bei Bedarf weitere Modelle integriert werden können.

Die zentrale Datenbank ist als Serveranwendung speziell auf die Behandlung großer, zeitabhängiger Datenmengen ausgelegt. In der Datenbank bleiben alle generierten Daten verfügbar und können in komprimierter Form auf der Festplatte gespeichert werden. In ATLAS werden alle Simulationswerte mit einem eindeutigen Namen gekennzeichnet, der aus mehreren Schlüsselworten zusammengesetzt ist. Mit diesem Namen und dem Zeitstempel können die Daten in der Datenbank eindeutig identifiziert werden.

Das Visualisierungssystem dient zur Anzeige der Ergebnisse in verschiedenartigen Grafiken und als Benutzerschnittstelle zur Bedienung der Simulation. Die Simulationsdaten werden kontinuierlich aus der Datenbank eingespielt und die interaktiven Eingriffe, z. B. zur Bedienung von Komponenten oder zur Einleitung von Störungen, über die Datenbank an die Modelle weitergeleitet. Alle Simulationsdaten können jederzeit, auch nach Abschluss der Simulation, wieder angezeigt werden, insbesondere auch die zeitlichen Verläufe der Simulationsgrößen.



▲ Systemdarstellung eines Druckregel- und Begrenzungssystems in ATLAS und Anzeige von Zuständen wichtiger Prozesswerte und Komponenten mit interaktiven Bedienfeldern

Scheme of a pressure control and limitation system in ATLAS and display of conditions of important process values and components with interactive control panels

Visualisierung

Die Software zur Visualisierung und Bedienung von ATLAS ist für die effiziente und kostengünstige PC-Plattform mit dem Betriebssystem WINDOWS verfügbar. Das Programmsystem ist als standardisierte WINDOWS-Anwendung mit den Entwicklungswerkzeugen von Microsoft realisiert. Die Prozessdiagramme werden mit der Grafikkbibliothek OpenGL erzeugt, die wegen ihrer Standardisierung und Verbreitung auf dem PC besonders gut unterstützt wird. Die Grafiken werden im üblichen WINDOWS-Fenstersystem angezeigt, das sich bei Erfahrung mit anderen Anwendungen intuitiv bedienen lässt. Die einzelnen Bilder bestehen aus Grundobjekten, beispielsweise Ventile, Pumpen und Leitungen, die wiederum aus einfachen Grafikelementen (Linien, Flächen, Texte) zusammengesetzt sind. Den Elementen können grafische Eigenschaften wie Farbe, Transparenz, Textur, Größe oder Sichtbarkeit zugeordnet werden. Diese Eigenschaften können mit Hilfe spezieller Dynamikdefinitionen mit den Simulationenwerten verknüpft und

verändert werden. Die Erstellung der Bilder wird durch einen interaktiven Grafikeditor unterstützt. Die Grafikelemente können in einer Werkzeuggeste ausgewählt und frei in der Zeichenebene platziert werden. Zur Definition der Eigenschaften und der dynamischen Effekte sind einfache Dialoge und Werkzeuge vorhanden. Mit dem Editor kann für die simulierten Anlagen eine Bibliothek detaillierter Bilder für die einzelnen Systeme und Komponenten eingerichtet werden, die in Verbindung mit den Simulationsdaten die Zustände und dynamischen Vorgänge, z. B. die Wassertemperaturen, Steuerstabstellungen und Füllstand im Reaktor Druckbehälter, übersichtlich veranschaulichen.

Die Darstellung von Zeitverläufen von Simulationsgrößen wird von einem speziellen und leistungsfähigen 2D-Chart-Modul durchgeführt, das eine Vielzahl interaktiver Lay-out-Optionen wie Skalierung, Achsdesign, Legendendefinition ermöglicht. In einem Diagramm sind mehrere Zeitkurven darstellbar; mehrere Diagramme können in einem Fenster zusammengefasst werden.

Schlüsselworte, die im Visualisierungsfenster in einer Baumdarstellung eingeblendet werden, ermöglichen den Zugriff auf alle Simulationswerte. Mit einer entsprechenden Auswahl können die Zahlenwerte und Zeitverläufe angezeigt werden. In einigen Fällen können die Werte interaktiv verändert werden, um Störungen zu simulieren.

Anwendungen in der Anlagensimulation

In der Reaktorsicherheitstechnik sind Störfallanalysen wichtig. Sie sind notwendig, um aufgetretene Ereignisse und Fragestellungen in der probabilistischen Sicherheitsanalyse zu klären oder spezielle Phänomene und Maßnahmen beim Störfallablauf zu untersuchen. Für diesen Zweck sind im Auftrag des BMU für mehrere deutsche Druck- und Siedewasserreaktoren anlagenspezifische Störfallsimulatoren auf Basis von ATLAS und ATHLET erstellt worden. Diese besitzen eine sehr detaillierte und genaue Abbildung der realen Anlagen, besonders auch im Bereich der Reaktorhilfssysteme und der Leittechniksimulation. Auch für russische Anlagen vom Typ WWER-1000/320 sind in Zusammenarbeit mit den Betreibern und Herstellern entsprechende Simulatoren verfügbar. Zu den einzelnen Simulatoren gehört stets eine spezielle Bildbibliothek, die eine anlagenspezifische Visualisierung und die Bedienung aller wichtigen Reaktorsysteme und die Auslösung einer Vielzahl von Ausfällen oder Störungen ermöglicht. Beispielsweise kann der Benutzer in der Darstellung des Druckregel- und Begrenzungssystems eines Druckwasserreaktors die Zustände wichtiger Komponenten und Prozesswerte überprüfen. Die Stellung von Ventilen, offen oder geschlossen, wird durch grüne oder rote Einfärbung direkt angezeigt und kann durch Anklicken der Felder „a(uf)“ oder „z(u)“ interaktiv verändert werden, um damit ein fehlerhaftes Verhalten in diesem System zu simulieren.

Nicht nur bei der Analyse technischer Fragestellungen, sondern auch bei der Bedienung komplexer Simulationsmodelle, der Veranschaulichung komplizierter Prozessdynamik und der Analyse von Mensch-Maschine-Wechselwirkungen leistet ATLAS wertvolle Hilfestellungen. Die Anwender des Systemcodes ATHLET können mit geringem

Aufwand, fast automatisch, schematische Darstellungen des simulierten Rohrleitungssystems und der Leittechnikmodelle erzeugen und mit den dynamischen Ergebnissen verbinden. Die Analytiker erhalten damit einen sehr guten Überblick über zusammenhängende, wichtige Prozessgrößen. Eine weitere Anwendung ist die Schulung von Kraftwerkspersonal auf dem Gebiet der Phänomene bei schweren Störfällen. Diese können mit Integralcodes simuliert werden und die Ergebnisse, z. B. das Verhalten des Reaktorkerns bei unzureichender Kühlung, mit geeigneten Grafiken verständlich gemacht werden. Entsprechende Seminare wurden bei der GRS und Betreibern bereits erfolgreich durchgeführt. Auch der Einfluss der Schnittstelle zwischen Mensch und Maschine bei der Untersuchung menschlicher Fehlhandlungen in Kernkraftwerken („Human Factor“-Analysen) kann mit ATLAS analysiert werden. In der GRS wurden auf diesem Gebiet mit ATLAS Untersuchungen zur ergonomischen Gestaltung von Prozessdiagrammen für die Kraftwerkswarte und zur Ausführung von Bedienprozeduren durch Operateure mit simulierten Störfällen durchgeführt.

Ausblick

ATLAS wird zurzeit mit der Förderung des BMWA weiterentwickelt, damit neue Anwendungen in der Reaktorsicherheitsanalyse ermöglicht werden. Generell besteht das Problem, dass die Simulationsmodelle für einige Störfälle erhebliche Rechenzeit benötigen. Die hohen Simulationszeiten erschweren oder verhindern Anwendungen, in denen eine Vielzahl von Simulationsrechnungen oder Echtzeitfähigkeit benötigt wird. Am Beispiel des Systemcodes ATHLET werden daher Methoden entwickelt, einzelne Teile des Programms parallel auf mehreren Prozessoren auszuführen und die Verteilung der Simulationen in einem Rechnerverbund (Cluster) zu automatisieren. Ein anderes Problem bei der Analyse ist die Identifikation nicht bekannter Anfangs- und Randbedingungen wie Größe und Lage eines Lecks bei der Simulation eines Kühlmittelverluststörfalls. Verfahren auf Basis neuronaler Netze sind in der Lage, die vorliegende Störung aus verfügbaren Daten zu erkennen. Ein Diagnoseverfahren dieser Art könnte auch eine Grundlage für ein Notfallunter-

stützungssystem bilden, da Anlagendaten auch dort nur sehr beschränkt verfügbar sind. Ebenso sind die Analyse und Nachbildung von Bedien- und Notfallprozeduren in vielen Untersuchungen bedeutend. In den Prozeduren sind Maßnahmen beschrieben, die vom Betriebspersonal abhängig vom Anlagenzustand durchzuführen sind. Die Simulation wird erheblich erleichtert, wenn die Vorgehensweise und die Maßnahmen

mit einem Werkzeug zur Prozedurnachbildung automatisiert werden können.

Es ist absehbar, dass ATLAS bei neuen Analyseanforderungen, wesentlichen Änderungen der Simulationsmodelle und der Kraftwerksanlagen und dem Fortschritt in der Computertechnik entsprechend angepasst und erweitert wird.

Interactive Plant Simulation with the ATLAS Analysis Simulator

After many years of development, computer code systems for the simulation of incidents and accidents in the reactor cooling system and in the containment of nuclear power plants have become complex systems which include models for all important technical and physical processes. Of special importance are the simulation of the reactor cooling system with thermal hydraulics and heat transfer, the component and I&C models, neutron dynamics, core degradation models and the modelling of pressure build-up and fission product behaviour in the containment. The principal aim of the ATLAS development was to provide a uniform simulation environment for these models in which the results are visualised by expressive graphics and the simulation can be influenced interactively. The current work on the further development of ATLAS shall serve to extend the scope of application for additional tasks of the reactor safety analysis. The work concentrates on the examination of methods for the acceleration of the simulation models and the support of incident identification and procedure simulation.

ATLAS is currently applied by research and supervisory institutions at the national and international level for a broad range of applications. In this respect, especially worth mentioning are the detailed analysis simulators for German nuclear power plants developed on behalf of the BMU, the performance of "human factor" analyses, the training of operators in the field of severe accidents and the application as standard visualisation tool for ATHLET.

The ATLAS architecture

In ATLAS, simulation, visualisation and data management are realised as separate processes in a client/server architecture. The simulation models send the results to a central database (Q-server) and receive the interactive control commands of the users from there. In order to cover the broad simulation spectrum, the GRS codes ATHLET and COCOSYS are coupled to ATLAS. ATHLET contains models for the simulation of the reactor cooling system, the reactor I&C, neutron dynamics and core degradation. COCOSYS simulates the thermal dynamics of the reactor containment, the aerosol and fission product

behaviour as well as pyrolysis and hydrogen deflagration. For the comprehensive simulation of severe accidents the integral codes MELCOR and ASTEC can be applied in ATLAS. The interface with ATLAS is modular so that further models can be integrated if required.

The central database is designed as server application especially for the handling of large and time-dependent amounts of data. In the database, all data generated remain available and can be stored on the hard disk in compressed format. In ATLAS, all simulation values are labelled with a unique name that is composed of several key words. With this name and the time



▲ Reaktorsicherheitsanalyse mit ATLAS im Analysezentrum der GRS

Reactor safety analysis with ATLAS at the GRS analysis centre

stamp, the data in the database can clearly be identified.

The visualisation system serves to display the results in different graphics and as user interface for the control of the simulation. The simulation data are continuously retrieved from the database and the interactive actions, e. g. for the operation of components or the initiation of disturbances, transferred to the models via the database. All simulation data can be displayed repeatedly at any time, even after termination of the simulation, especially the time sequences of the simulation variables.

Visualisation

The software for the visualisation and control of ATLAS runs on the efficient and competitive PC platform with the WINDOWS operating system. The program is realised as standardised WINDOWS application with the development tools of Microsoft. The process diagrams are generated with the graphics library OpenGL which is supported particularly well on PC because it is widely spread and standardised. The graphics are displayed in the standard window system

which can be used intuitively in case of experiences with other applications. The different graphics consist of basic objects, for example valves, pumps and pipes, which in turn are composed of simple graphical elements (lines, fill areas, texts). Graphical properties such as colour, transparency, texture, size or visibility can be assigned to the elements. These properties can be linked with the simulation values and changed by means of special dynamic functions. The generation of the graphics is supported by an interactive graphic editor. The graphical elements can be selected in a tool bar and freely positioned on the projection plane. For the definition of the properties and the dynamic effects, simple dialogues and tools are available. With the editor, a library of detailed graphics can be generated for the simulated plants for individual systems and components which, together with the simulation data, illustrate the dynamic processes, e. g. the water temperatures, control rod positions and water level in the reactor pressure vessel in a comprehensive way.

The time series of the simulation parameters is displayed by means of a special and sophisticated 2D-chart module which

provides a large number of interactive layout options, such as scaling, axis design and legend definition. In a diagram, several trend curves can be shown simultaneously and several diagrams can be comprised in a single window.

Key words, which are shown in a special dialogue window in form of a network tree, enable the access to all simulation values. With an appropriate selection, numerical values and time sequences can be displayed. In some cases, the values can be changed interactively in order to simulate disturbances.

Applications in plant simulation

In the field of reactor safety technology, accident analyses are of importance. They are necessary to clarify events occurred and questions in connection with the probabilistic safety analysis or to investigate special phenomena and measures during accident sequences. For this purpose, plant-specific analysis simulators were developed on behalf of the BMU for several German pressurised and boiling water reactors on the basis of ATLAS and ATHLET. These simulators model the real plants very detailed and accurately, especially with regard to the reactor auxiliary systems and the simulation of I&C. Similar simulators are also available for Russian plants of the VVER-1000/320 type, developed in co-operation with the utilities and plant manufacturers. For each simulator there is a special graphics library which enables a plant-specific visualisation and the operation of all relevant reactor systems as well as the initiation of a multitude of failures and anomalies. The user, for example, can check the conditions of important components and process values in the process diagram of the pressure control and limitation system of a pressurised water reactor. The position of valves, open or closed, is directly shown by green or red colouring and can be changed interactively by clicking on the fields "a" (auf – open) or "z" (zu – closed) in order to simulate a faulty behaviour in this system.

ATLAS is not only a valuable help in the analysis of technical issues but also in the

operation of complex simulation models, the visualisation of complicated process dynamics and the analysis of man-machine interactions. With little effort, the users of the des ATHLET system code can generate, nearly automatically, schemes of the simulated piping system and the I&C models and couple them with the dynamic data of the simulation. In this way, the analysts get a good overview of interrelated, important process parameters. Another application is the training of plant personnel in the field of phenomena during severe accidents. These can be simulated with integral codes and the results, e. g. the behaviour of the reactor core in case of insufficient cooling, can be made comprehensible by means of appropriate graphics. Corresponding seminars have already been performed at GRS and the utilities with success. The influence of the interface between man and machine can be analysed with ATLAS when investigating human errors at nuclear power plants ("human factor" analyses). At GRS, ATLAS was applied in this field for studies on the ergonomic design of process

diagrams for the control room and on the performance of operating procedures by operators with simulated accidents.

Outlook

At present, ATLAS is further developed under the sponsorship of the Federal Ministry of Economics and Labour (BMWA) to enable new applications in the reactor safety analysis. In general, there is the problem that the simulation models require considerable computing times for some accidents. These long computing times make applications difficult or impossible in which numerous simulation calculations or real-time capability is required. Thus, methods are developed for the ATHLET system code as an example to run specific parts of the program in parallel on several processors and to automate the distribution of the simulations in a computer network (cluster). Another problem for the analysis is the identification of unknown initial and boundary conditions, such as size and

location of a leak, for the simulation of a loss-of-coolant accident. Methods on the basis of neural nets are able to identify faults or incidents from the available process data. Such a diagnosis method could also be the basis for an emergency support system since plant data are only available to a very limited extent also in this case. The analysis and modelling of control and emergency procedures is also important in many studies. The procedures describe measures which are to be performed by the operating personnel in dependence on the plant condition. The simulation is considerably facilitated if the procedure and the measures can be automatized with a procedure modelling tool.

It is foreseeable that ATLAS will be adapted and extended in case of new analysis requirements, major modifications of the simulation models and the plants and progress in computer technology.

Th. Voggenberger

4

Reaktorsicherheitsanalysen

Reactor Safety Analyses

Mit dem Ziel, die Arbeitsschwerpunkte kundenorientiert zu koordinieren und die Zuständigkeiten für Forschung und Entwicklung sowie für die Fachberatung bei Aufsicht und Genehmigung klarer zu strukturieren teilte die GRS 2004 das Geschäftsfeld Reaktorsicherheit in die Fachbereiche Reaktorsicherheitsforschung und Reaktorsicherheitsanalysen auf. Trotz dieser Aufteilung bleiben die Aufgaben der Reaktorsicherheitsforschung und der Bewertung sicherheitstechnischer Fragestellungen einschließlich der langjährigen Praxis der Auswertung von Betriebserfahrungen eng verzahnt, um die Synergien der jeweiligen Fachkompetenzen zu nutzen und den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zu erfassen sowie bei dessen Entwicklung mitzuwirken. Diese enge, praktische Verzahnung wird von dem neu eingeführten Lenkungsinstrument „Programmgruppe Reaktorsicherheit“ unterstützt. Dessen Aufgabe ist es auch, die strategischen Planungen der GRS für die zukünftigen fachlichen Schwerpunkte dieses Geschäftsfeldes zu entwickeln und die Ressourcenplanung zum Kompetenzerhalt für die einzelnen Fachdisziplinen dem Bedarf anzupassen.

Reaktorsicherheitsanalysen – fachliche Grundlage für behördliche Aufsicht und Genehmigung

Für ihre Reaktorsicherheitsanalysen nutzt die GRS den nationalen und internationalen Erfahrungsrückfluss, um das Sicherheitsniveau der in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerke zu erhalten und zu verbessern. Weiterhin fließen in die Analysen aktuelle sicherheitstechnische Fragestellungen zum Verhalten der Anlage oder ihrer technischen Systeme im Kraftwerksbetrieb oder bei aufgetretenen oder theoretisch

angenommenen sicherheitsrelevanten Ereignissen ein. Analyseinstrumente wie z. B. der Analysesimulator oder anerkannte ingenieurtechnische Methoden stehen für diese Untersuchungen zur Verfügung. Zunehmend an Bedeutung gewinnen dabei Untersuchungen, die sich nicht nur auf technische Sachverhalte konzentrieren, sondern menschliche und organisatorische Sicherheitsaspekte sowie das Zusammenwirken von Technik, Mensch und Organisation einbeziehen.

Im Jahr 2004 waren folgende Themen Schwerpunkte von Reaktorsicherheitsanalysen:

Weiterleitungsnachrichten

Mit so genannten Weiterleitungsnachrichten informiert die GRS im Auftrag der Bundesaufsicht die deutschen Kernkraftwerksbetreiber und die Aufsichtsbehörden der Bundesländer sowie andere in der Nutzung des Erfahrungsrückflusses eingebundene Organisationen über aktuelle besonders bedeutsame sicherheitstechnische Erkenntnisse, z. B. aufgrund aufgetretener Ereignisse oder aufgrund von Forschungsergebnissen. Sie beinhalten Aussagen zur Übertragbarkeit der Erkenntnisse auf andere Anlagen, zur sicherheitstechnischen Bedeutung und Empfehlungen für notwendige sicherheitstechnische Aktionen. Im Verlauf eines Jahres werden ca. 10 bis 15 dieser Weiterleitungsnachrichten erstellt. Drei Weiterleitungsnachrichten werden nachfolgend wegen ihrer übergeordneten Bedeutung detaillierter präsentiert:

- Die erste Weiterleitungsnachricht behandelt Befunde an sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten, die insbesondere auf Mängel in

der Instandhaltungsdokumentation zurückzuführen waren. Ihr liegen Ereignismeldungen aus mehreren Anlagen zugrunde. Zunächst wurde in einer Anlage das Fehlen so genannter „Erdbebenstifte“ bemerkt. Diese Stifte verbinden die Befestigungsfüße sicherheitstechnisch wichtiger Pumpenmotoren mit der Grundplatte. Die Stifte sollen zusammen mit den zusätzlich vorhandenen Befestigungsschrauben im Falle äußerer dynamischer Einwirkungen, insbesondere bei einem Erdbeben, die horizontalen Kräfte abtragen. Die sicherheitstechnische Bedeutung fehlender Stifte resultierte zunächst unmittelbar aus der jeweiligen Sicherheitsfunktion der betroffenen Komponente. Die Ursache für das Fehlen der Erdbebenstifte war im Detail von Anlage zu Anlage unterschiedlich. Es zeigte sich, dass während der Inbetriebnahme der Anlagen die so genannten Vorprüfunterlagen fortgeschrieben wurden, aber die aktuelle Fassung bezüglich der Vorgaben für die Stiftmontage nicht in die Instandhaltungsunterlagen übernommen wurden. Die Stifte fehlten aber auch, weil aufgrund neuerer Instandhaltungsstrategien Pumpenmotore nach der Revision in anderen Anlagen zum Einsatz kamen. Dadurch stimmten die Bohrungen für die Stifte im Motorgehäuse und in der Grundplatte nicht mehr überein. In diesen Fällen wurde zwischenzeitlich zwar nachgewiesen, dass die Abtragbarkeit horizontaler Kräfte auch ohne die Stifte alleine durch die Befestigungsschrauben gewährleistet ist. Diese Nachweise waren aber in der Regel nicht in die Instandhaltungsunterlagen eingeflossen. Bei einigen Anlagen wurde dieser Nachweis nachträglich geführt.

Die Empfehlungen der Weiterleitungsnachricht konzentrierten sich auf die qualitätsgesicherte Sicherstellung der Übernahme von Vorgaben der Vorprüfunterlagen in die Instandhaltungsunterlagen wie beispielsweise Montageanleitungen.

- Eine weitere Weiterleitungsnachricht betraf Störungen, welche am Hubwerk einer Brennelement-Wechselmaschine bei der Handhabung von Brennelementen aufgetreten sind. Das Hubwerk setzte sich bei der Bedienung entgegen der vom Steuerhebel vorgegebenen Fahrtrichtung in Bewegung. Diese Störungen waren auf Fehler in dem mit digitaler Leittechnik ausgerüsteten Steuerungssystem zurückzuführen und betrafen insbesondere die Software. Eine besondere Bedeutung erhält dieses Ereignis vor dem Hintergrund, dass die Kernkraftwerksbetreiber planen, die teilweise jetzt schon betrieblich eingesetzte digitale Leittechnik in das Reaktorschutzsystem auszuweiten. Die Empfehlungen der Weiterleitungsnachricht betrafen zum einen konkrete Überprüfungen vergleichbarer Steuerungen in anderen Anlagen, zum anderen aber auch die erforderliche Qualitätssicherung bei der Erstellung sicherheitstechnisch wichtiger Software. Weiterhin sollte geprüft werden, ob durch die Installation redundanter Überwachungseinrichtungen an der Brennelement-Wechselmaschine einer Fehlsteuerung entgegengewirkt werden kann.
- Die dritte Weiterleitungsnachricht behandelt Befunde an Antrieben sicherheitstechnisch wichtiger Armaturen, deren Bedeutung durch grundsätzliche Mängel im Prüfkonzept gekennzeichnet war. Grundsätzlich sind die Antriebe in allen Kernkraftwerken so ausgelegt, dass sie sich bei Überlastung selbstständig abschalten, um einen größeren Schaden an den Armaturen und an der Integrität des Gehäuses zu vermeiden. Im vorliegenden Fall waren in einem Kraftwerk einige der Antriebe gegen moderne Typen ausgetauscht worden. Dabei sollte auch die erwähn-

te Schutzabschaltung (Drehmomentabschaltung) geändert und neuen Erkenntnissen angepasst werden. Die Schutzabschaltung wurde durch eine Änderung der elektrischen Anschlüsse (Verdrahtung) von Signalkabeln angepasst. Bei einer Sonderprüfung stellte das Personal fest, dass bei einigen der geänderten Armaturentriebe die Schutzabschaltung unwirksam war. Ursache waren Fehler bei der Verdrahtung. Die Fehler konnten bei der Prüfung der Antriebe auf dem Prüfstand nicht erkannt werden, weil die fehlerhaft geänderte Verdrahtung mit den elektrischen Anschlüssen zur Leittechnik des Prüfstands so übereinstimmte, dass die Armatur ein richtiges Verhalten zeigte. Auch ein vor Ort durchgeführter Test konnte die Fehler nicht erkennen, weil die spezifische Gestaltung der Testschaltung an der Armatur den Fehler unterdrückte. Dem Personal war dieses Verhalten nicht bekannt. Die Weiterleitungsnachricht empfahl, Armaturentriebe des betroffenen Typs in anderen Anlagen zu überprüfen. Insbesondere wurde aber darauf hingewiesen, dass die Situation von Prüfständen mit der vor Ort vorhandenen übereinstimmen sollte, um realistische Prüfungen durchführen zu können. Gegebenenfalls sollten vorhandene Abweichungen untersucht und bewertet werden.

Stellungnahmen und Analysen

Die im Jahr 2004 zur Unterstützung der Bundesaufsicht ausgearbeiteten Stellungnahmen und Analysen betrafen vorrangig sicherheitstechnische Bewertungen in- und ausländische Ereignisse. Die GRS gab darüber hinaus mehrere Stellungnahmen zu dem, von den Medien verfolgten Ereignis in dem japanischen Kernkraftwerk Mihama 3 vom 9. August 2004 ab. In diesem Kernkraftwerk war es zu einem Leitungsbruch im nicht radioaktiven Speisewasserdampfkreislauf gekommen, bei der mehrere Menschen durch fliegende Bruchstücke und Verbrühungen durch heißes Wasser zu Tode kamen. Ursache des Bruchs war eine spezifische Form der Korrosion (Erosionskorrosion), die auf Defizite in den

Prüfvorgaben zurückzuführen ist. Die GRS-Stellungnahmen bezogen sich einerseits auf die sicherheitstechnische Bedeutung des Ereignisses, da durch den Leitungsbruch die Hauptwärmesenke ausfiel. Andererseits befasste sich die GRS mit dem ursächlichen Schadensmechanismus. Dazu hatte sie schon in der Vergangenheit bereits mehrfach in Form von Weiterleitungsnachrichten auf erforderliche Prüfvorgaben hingewiesen, die nach ihrem Kenntnisstand in den deutschen Kernkraftwerken berücksichtigt werden.

Im Jahr 2003 traten großflächige Ausfälle in der Stromversorgung in den USA und in Kanada, Schweden, Dänemark, Italien sowie in London auf. Hier stellte sich die Frage nach den Auswirkungen eines Netzausfalls auf die deutschen Kernkraftwerke. Die GRS wertete diese Vorfälle generisch aus und stellte dar, welche Ursachen und Konsequenzen die großflächigen Ausfälle der Stromversorgung hatten und wie sich die Netzausfälle auf die im betroffenen Gebiet und im Umfeld des Netzausfalls liegenden Kernkraftwerke auswirkten. Um mögliche Auswirkungen auf die Sicherheit von Kernkraftwerken zu beurteilen, analysierte die GRS deutsche Betriebserfahrungen anhand meldepflichtiger Ereignisse und internationale Betriebserfahrungen zu Netzausfällen mit Auswirkungen auf Kernkraftwerke anhand von Meldungen an das „Incident Reporting System (IRS)“ der OECD/IAEA. Zusätzlich wurden die Maßnahmen im Verbundnetz und in den deutschen Kernkraftwerken zur Beherrschung von Netzausfällen und Netzstörungen erläutert.

Wegen seiner möglichen Übertragbarkeit auf ältere Kernkraftwerke in Deutschland befasste sich die GRS eingehend mit einem Ereignis, bei dem es zu einer Reaktorschnellabschaltung infolge eines Kurzschlusses in der elektrischen Versorgung gekommen war. Untersuchungen hatten ergeben, dass die Ursache des Kurzschlusses auf eine fortgeschrittene Alterung des Kabels zurückzuführen war und mehrere Kabel Alterungseffekte aufzeigten. Aufbauend auf diese Erfahrungen hat die GRS eine generische Untersuchung zum Alterungsverhalten von Kabeln begonnen, bei der auch die Möglichkeiten einer Überwachung von Kabeln auf Alterungsphänomene geprüft werden.

Im Jahr 2004 wurde auch eine umfangreiche generische Auswertung fertig gestellt, in der Ereignisse bei der Handhabung nuklear-technischer Teile im Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken untersucht werden. Der Bericht ergänzt die bisher zu diesem Themenkomplex verfassten Weiterleitungsnachrichten. Zunächst wurde für jedes Ereignis die Ursache analysiert. Dabei stellte sich heraus, dass ungefähr die Hälfte der Ereignisse auf menschliche Fehler zurückzuführen war. Dieser relativ hohe Anteil ist durch eine Vielzahl von Handmaßnahmen, Beobachtungs- und Kommunikationsvorgängen bei den durchzuführenden Arbeiten begründet. Bei Untersuchung der Rolle von

Faktoren, die das menschliche Handeln beeinflussen, stellte sich heraus, dass hier ergonomische Mängel und ungeeignete Arbeitsmittel im Vordergrund standen. Weitere Ursachen, die zu den Störungen beigetragen haben, waren Mängel in Prüfkonzepten und fehlende Prüfungen nach Instandhaltungsmaßnahmen. Die Empfehlungen dieses Berichts beinhalten im Einzelnen die konsequente Anwendung des Vier-Augen-Prinzips, das Verwenden von Checklisten, die ergonomische Gestaltung von Anzeigen sowie die Automatisierung von fehleranfälligen Tätigkeiten. Dadurch sollen solche aufgetretenen Handhabungsstörungen in Zukunft vermieden werden.

the findings to other plants, on the safety significance and recommendations for necessary safety-related actions. In the course of one year, about 10 to 15 of these information notices are prepared. Three information notices are presented in the following in more detail due to their generic significance:

- The first information notice deals with indications detected at safety-relevant components which were mainly due to deficiencies in the maintenance documentation. This documentation is based on reported events from several plants. First of all, it was noticed at a plant that so-called “earthquake fixture pins” were missing. These pins fix safety-relevant pumps to the housing. Together with the additional mounting bolts, the pins shall transfer the horizontal loads particularly in case of an earthquake. The safety relevance of missing pins firstly results directly from the respective safety function of the component affected. In detail, the cause for missing earthquake fixture pins was different from plant to plant. It showed that during plant start-up the so-called review documents were updated but the latest version regarding the requirements for pin mounting was not included in the maintenance documents. However, the pins were also missing because pump motors were used at other plants after in-service inspection due to newer maintenance strategies. Thus, the bores for the pins in the crankcase did no longer correspond to those in the base plate. In these cases, it meanwhile has been demonstrated that the transferability of horizontal loads is also ensured without the pins by the mounting bolts alone. However, these demonstrations were generally not taken into account in the maintenance documents. For some plants, the transferability was demonstrated subsequently. The recommendations of the information notice concentrated on the quality-assured verification that the requirements of the review documents, such as mounting instructions, were included in the maintenance documents.

Reactor Safety Analyses

With the aim to co-ordinate focal points of work in a customer-oriented manner and to have a clearer structure of the responsibilities for research and development and for the technical assistance in licensing and supervision, GRS divided the field of work “reactor safety” into the technical divisions reactor safety research and reactor safety analyses. Despite this separation, the tasks of reactor safety research and the assessment of safety-related issues, including the many years of practice in evaluating operating experience, remain closely interrelated in order to use the synergies of the respective technical competencies, to determine the state of the art in science and technology and to participate in its development. This close practical interrelationship is supported by the “Reactor Safety Programme Group”. Its task is also to develop the strategic plannings of GRS for future focal points of the field of work and to adapt the resource planning to maintain competence for the respective technical disciplines according to requirements.

Reactor safety analyses – technical basis for regulatory licensing and supervision

For its reactor safety analyses, GRS refers to the national and international experience feedback to maintain and further improve the safety level of the German nuclear power plants in operation. Further, topical safety-related issues related to the behaviour of the plant or its technical systems during plant operation or safety-relevant events occurred or hypothetically postulated are considered in the analyses. Analysis instruments, such as the analysis simulator or accepted engineered methods, are available for these investigations. In this respect, investigations not only concentrating on technical aspects but also taking into consideration human

and organisational safety aspects as well as the interaction of technology, man and organisation are increasingly gaining importance.

In 2004, reactor safety analyses mainly concentrated on the following issues:

Information notices

On behalf of the federal supervisory authority, GRS informs by means of so-called information notices the German nuclear power plant operators and the supervisory authorities of the Länder and other organisations involved in the use of experience feedback about new findings of special safety significance, e. g. from events occurred or research results. They include statements on the applicability of

- Another information notice concerned disturbances occurred at the hoisting gear of a refuelling machine during handling of fuel elements. During operation, the hoisting gear moved in the direction opposite to that demanded by the control lever. These disturbances were due to errors in the control system equipped with digital instrumentation and control and affected, in particular, the software. This event gains special importance against the background that the power plant operators plan to extend the digital instrumentation and control, in parts already used for operation, for the reactor protection system. On the one hand, the recommendations of the information notice concerned detailed examinations of comparable controls at other plants but, on the other hand, also the required quality assurance regarding the development of safety-relevant software. Further, it should be checked whether erroneous control can be counteracted by installation of redundant monitoring instruments at the refuelling machine.
- The third information notice deals with indications at actuators of safety-relevant valves whose significance was due to general deficiencies in the test concept. In principle, the actuators at all nuclear plants are designed such that they switch off automatically in case of overload to prevent major damage to the valves and to the integrity of the housing. In the present case, some actuators at a power plant were replaced by modern types. Within the framework of the replacement, the mentioned torque switch was to be modified and adapted to new findings. The safety switch was adapted by modification of the electrical connections (wiring) of signal cables. During a special inspection, the personnel detected that in case of some valve actuators the safety switch was ineffective. This was due to erroneous wiring. It was not possible to detect the errors during inspection of the actuators on the test stand because the modified and wrong wiring corresponded with the electrical connections to the instrumentation

and control of the test stand in such a way that the valve showed proper behaviour. It was also impossible to detect the errors by means of an in-situ test because the specific layout of the test switch at the valve suppressed the error. This behaviour was not known to the personnel. The information notice recommended to check the valve actuators of the type concerned at other plants. However, it was particularly pointed out that the situation of test stands should correspond with the situation on site to enable realistic tests. Where appropriate, existing deviations should be analysed and assessed.

Statements and analyses

The statements and analyses prepared in support of the federal supervisory authority in 2004 primarily concerned safety assessments of events in Germany and abroad. Moreover, GRS made several statements on the event at the Japanese Mihama 3 nuclear power plant on 9 August 2004, which was followed by the media. A pipe rupture occurred at this power plant in the non-radioactive water/steam cycle during which several people were killed by the impact of missiles or scalded to death by hot water. The rupture was due to a specific type of corrosion (flow-accelerated corrosion) resulting from deficiencies in the test specifications. On the one hand, the GRS statements referred to the safety significance of the event because the pipe rupture resulted in a loss of the main heat sink. On the other hand, GRS dealt with the primary damage mechanism. On this item, GRS had already repeatedly pointed out necessary test specifications in form of information notices which are considered at German nuclear power plants according to its state of knowledge.

In 2003, major blackouts occurred in the USA and Canada, Sweden, Denmark, Italy and in London. In this respect, the question was raised what consequences a power failure could have for German nuclear power plants. GRS prepared a generic evaluation of these events and described which causes and consequences extensive power failures had and which consequences

resulted for the nuclear power plants located in the areas concerned and their surroundings. In order to assess potential impacts on the safety of nuclear power plant, GRS analysed German operating experiences by means of reportable events and international operating experience on power failures with impacts on nuclear power plants, using reports to the "Incident Reporting System (IRS)" of the OECD/IAEA. In addition, explanations were given on the measures taken in the power grid and in the German nuclear power plants for the control of power failures and faults.

Due to its possible applicability to older nuclear power plants in Germany, GRS thoroughly dealt with an event with reactor scram due to a short circuit in power supply. Investigations revealed that the short circuit resulted from the advanced age of the cable and several cables showed ageing effects. On the basis of these experiences, GRS reviewed present knowledge on the ageing behaviour of cables, also checking the possibilities of monitoring cables with regard to ageing phenomena.

Further, a comprehensive generic evaluation was completed in 2004 in which events in connection with the handling of nuclear components in the containment of nuclear power plants are examined. The report supplements the information notices prepared on the related topics so far. At first, the cause was analysed for each event. The analysis showed that about half of the events was due to human error. This relatively high contribution results from the large number of manual operations, observation and communication processes involved with the work to be performed. When investigating the role of factors influencing human performance it showed that ergonomic deficiencies and unsuitable work equipment were in the foreground. Further causes contributing to the failures were deficiencies in the test concepts and missing tests after maintenance measures. The recommendations of this report contain, in particular, the consequent application of the two-man rule, the use of checklists, ergonomic displays, as well as automation of error-prone activities. This way, improper handling shall be avoided in the future.

H. Liemersdorf

Extreme Witterungseinflüsse und ihre Bedeutung für die Sicherheit deutscher Kernkraftwerke

Witterungseinflüsse auf Kernkraftwerke werden bereits bei der Auslegung berücksichtigt. Die Extremereignisse der letzten Jahren, wie z. B. das Unwetter Ende Dezember 1999 in Frankreich, das zu einem Überflutungsereignis im Kernkraftwerk Blayais führte, die Sommerhochwasser der Jahre 1997 an der Oder und 2002 an der Elbe sowie die Hitzeperiode des Sommers 2003, die Betriebseinschränkungen bei Kernkraftwerken und konventionellen Kraftwerken in ganz Europa erforderlich machte, waren der Anlass deutsche Kernkraftwerke im Hinblick auf witterungsbedingte Einwirkungen zu überprüfen. Die Hauptziele der Überprüfung sind festzustellen, ob der Status der Anlagen den aktuellen Anforderungen, die sich aus extremen Witterungsverhältnissen ableiten, genügt und vorhandene Auslegungsreserven im Hinblick auf eine eventuelle Zunahme der Häufigkeit und Intensität extremer Witterungsverhältnisse infolge des Klimawandels zu ermitteln.

Die wichtigsten hierbei zu berücksichtigenden Witterungseinflüsse sind Blitzschlag, Stürme, extreme Schneefälle, extreme Temperaturen, Trockenheit (niedrige Wasserstände in den Flüssen) und Hochwasser. Im Folgenden wird über die Betriebserfahrung deutscher Kernkraftwerke mit Hochwasserereignissen und hohen Umgebungs- und Flusswassertemperaturen in den letzten Jahren berichtet.

Deutsche Betriebserfahrung zum Einfluss von Hochwasserereignissen

Auswirkung von Hochwasserereignissen auf die Sicherheit von Kernkraftwerken

Ein extrem hoher Flusswasserstand, das heißt Hochwasser, kann durch Überschwemmung des Anlagegeländes und eine nachfolgende Überflutung von sicherheitsrelevanten Gebäuden die Sicherheit von Kernkraftwerken gefährden. Ein Ausfall von sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten wie z. B. Nebenkühlwasserpumpen oder Kurzschlüsse in elektrischen Einrichtungen wären die Folge. Des Weiteren können der Zugang zur Anlage und die Versorgung mit notwendigen Betriebsmitteln infolge einer Überschwemmung unterbrochen werden.

Deutsche Kernkraftwerke sind gegen Hochwasser entsprechend den Anforderungen der KTA-Regel 2207 ausgelegt. Das nach dieser Regel zu berücksichtigende Bemessungshochwasser ist das Hochwasser mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Jahr. Die Anlagen in Küstennähe und an Flussstandorten sind durch eine entsprechende Höhenlage oder ausrei-

chend bemessene Deiche geschützt. In einem weiteren Auslegungsschritt werden auch die potentiellen Folgewirkungen eines unterstellten Deichbruchs betrachtet. Dabei wird durch die Höhenlage des Standortgeländes und/oder durch die Dichtheit der unteren Gebäudebereiche das Eindringen von Wasser in sicherheitsrelevante Gebäude verhindert. Zusätzlich können temporäre Maßnahmen zum Hochwasserschutz angewendet werden, wie beispielsweise Dammbalken in überflutungsgefährdeten Türleibungen. In den Betriebshandbüchern einiger Anlagen finden sich auch Vorgaben zur Abschaltung und Überführung der Anlage in den gesicherten abgeschalteten Zustand, z. B. beim Erreichen eines Grenzwasserstandes, welcher unterhalb des Bemessungshochwassers liegt.

Das Elbehochwasser 2002

Zwischen dem 1. und 12. August 2002 traten in Zentraleuropa mehrere Starkniederschlagsereignisse auf, in deren Folge Oder und Elbe außergewöhnlich starkes Hochwasser führten. In einem Band, das sich von Berlin über Dresden und Prag bis nach Salzburg erstreckte, wurden innerhalb von 13 Tagen über 100 mm Niederschläge gemessen, mehr als die für den gesamten Monat August zu erwartende mittlere

Niederschlagsmenge. Da die betroffenen Regionen zum Einzugsgebiet der Elbe gehören, flossen die Niederschläge über die Elbe und ihre Nebenflüsse ab. Dies führte zu Abflussraten einer Größenordnung von $4.000 \text{ m}^3/\text{s}$ (zum Vergleich: In Dresden beträgt der normale mittlere Abfluss $320 \text{ m}^3/\text{s}$) und dementsprechend zu erheblichen Pegelanstiegen, die trotz Flutungs- und anderer Schutzmaßnahmen insgesamt 12 Deichbrüche entlang der deutschen Elbestrecke verursachten.

Von dieser Flutkatastrophe waren die vier am Unterlauf der Elbe gelegenen Kernkraftwerke in unterschiedlichem Umfang betroffen. Für drei dieser Kraftwerke wird ein mögliches Hochwasser nicht maßgebend durch den Wasserstand der Elbe bestimmt, sondern resultiert im Wesentlichen aus einer Sturmflut der Nordsee und deren Auswirkungen im Unterlauf der Elbe. Im Verlaufe des Sommerhochwassers 2002 wurde bei keiner dieser Anlagen ein Wasserstand erreicht, der den regulären Betrieb beeinträchtigt hätte.

Am vierten Standort (ELBE-3) ist der Abfluss von Niederschlägen über die Elbe ausschlaggebend für eine eventuelle Überflutung. Hier lag der höchste erreichte Wasserstand etwa einen Meter unter dem Niveau des Kraftwerksgeländes. Dies führte dazu, dass die im Betriebshandbuchvorgesehenen Hochwasserschutzmaßnahmen vorbereitet wurden, jedoch aufgrund der günstigen Entwicklung der Hochwassersituation nicht zum Einsatz kamen.

Auch wenn die Flutkatastrophe im August 2002 den Betrieb keines der vier Kernkraftwerke beeinträchtigte, ist dieses Ereignis von Bedeutung für die Hochwasserauslegung von Kernkraftwerken. Der Wasserstand der Elbe aus dem Jahr 1845, der als 1.000-jähriges Hochwasser (Eintrittswahrscheinlichkeit 10^{-3} pro Jahr) eingestuft war, wurde nach weniger als 150 Jahren nicht nur wieder erreicht sondern sogar deutlich überschritten. Dieses Ereignis und die Tatsache, dass am Standort Krümmel im Januar 2003 ein nur geringfügig niedriger Wasserstand als im August 2002 gemessen wurde sowie die Beobachtung, dass auch an anderen

mitteleuropäischen Flüssen in den letzten Jahren gehäuft extreme Hochwasser auftraten, zeigen deutlich, dass die Methodik zur Ermittlung von Extremwasserständen überprüft werden muss.

Auslegung der deutschen Kernkraftwerke gegen Hochwasser

Die vom Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit im Jahr 2000 durchgeführte Länderumfrage zur Auslegung der deutschen Kernkraftwerke gegen Hochwasser, die vor dem Hintergrund des Überflutungsereignisses im französischen Kernkraftwerk Blayais durchgeführt wurde, bekam durch die Hochwasserereignisse im August 2002 erneut Aktualität. Jedoch erlaubt die Auswertung der Länderumfrage durch die GRS keine endgültige Beurteilung über den aktuellen Status des Hochwasserschutzes in deutschen Kernkraftwerken. Ein Grund hierfür sind im Einzelnen nicht bekannte unterschiedliche methodische Vorgehensweisen bei der Ermittlung des Bemessungshochwassers durch die Betreiber/Hersteller bei der Auslegung der Anlagen und damals fehlende entsprechende Vorgaben im Regelwerk.

Die aktualisierte KTA-Regel 2207 schließt diese Lücke indem sie ein mögliches Verfahren zur Bestimmung des Bemessungshochwassers entsprechend dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik vorgibt. Damit wird ein Vergleich der Bemessungswasserstände unter Sicherheitsgesichtspunkten möglich. Die aktualisierte Regel sieht zudem die Entwicklung eines anlagenspezifischen Konzeptes zum Hochwasserschutz vor, welches das Zusammenwirken der einzelnen Schutzmaßnahmen aufzeigt. Darüber hinaus sollen in diesem Konzept auch Lastkombinationen, wie z. B. das zeitgleiche Auftreten eines Erdbebens, berücksichtigt werden. Obwohl davon auszugehen ist, dass die deutschen Kernkraftwerke die Anforderungen der aktualisierten KTA-Regel erfüllen, sind die anlagenspezifischen Nachweise noch, z. B. im Rahmen der anstehenden Sicherheitsüberprüfungen, zu erbringen.

Deutschen Betriebs- erfahrung zum Einfluss von hohen Umgebungs- und Flusswassertemperaturen

Auswirkung von hohen Umgebungs- und Flusswassertemperaturen auf die Sicherheit von Kernkraftwerken

Extreme Temperaturen können wichtige Sicherheitssysteme in Kernkraftwerken beeinträchtigen. Bei niedrigen Temperaturen sind hierbei insbesondere Vereisungseffekte im Bereich des Kühlwassersystems zu berücksichtigen. Erfahrungen in Ländern wie in den USA oder in Kanada zeigen, dass Ereignisse wie z. B. die Vereisung des Einlaufbauwerkes durch Schwebeisbildung zu „Common-mode“-Ausfällen führen können. Da sich sicherheitstechnisch relevante Auswirkungen jedoch im Allgemeinen durch gezielte Instandhaltung und temporären Maßnahmen vermeiden lassen, wird im Folgenden nur das andere Extrem, hohe Temperaturen, betrachtet.

Witterungsverhältnisse mit extrem hohen Temperaturen können auf Kernkraftwerke grundsätzlich über zwei Pfade einwirken: hohe Flusswassertemperaturen und hohe Umgebungstemperaturen.

Werden eine bestimmte Aufwärmspanne zwischen Einlauf- und Auslauf-temperatur überschritten, sind aus wasserrechtlichen Gründen oder aufgrund einer Überschreitung der für die Sicherheitsnachweise verwendeten Nebenkühlwassertemperatur Gegenmaßnahmen (Leistungsreduktion oder Abschaltung der Anlage) erforderlich.

Die Bewertung der Auswirkungen extrem hoher Flusswassertemperaturen auf die Funktion des Not- und Nachkühlsystems muss anlagenspezifisch überprüft werden, da nicht alle deutschen Kernkraftwerke ausschließlich Flusswasser als Wärmesenke für die Nachwärmeabfuhr verwenden. Manche Anlagen führen die Wärme des gesicherten Nebenkühlwassersystems über Kühlturmzellen ab; einige dieser Anlagen verwenden

außerdem Brunnen- statt Flusswasser zum Betrieb der Kühlturmzellen. Zudem verfügen deutsche Kernkraftwerke für diese Kühlsysteme über unterschiedliche Auslegungsreserven, die einen sicheren Betrieb der Anlage auch bei höheren Flusswassertemperaturen ermöglichen würden.

Bei einer Überprüfung der möglichen Auswirkungen auf die Raumkühler des Schaltanlagegebäudes, Notstromgebäudes und der Kältemaschine für das Lüftungssystem muss außer dem Einfluss von hohen Flusswassertemperaturen auch der Einfluss von hohen Umgebungstemperaturen berücksichtigt werden. Sollten diese sicherheitstechnisch relevanten Lüftungssysteme nicht über ausreichende Auslegungsreserven verfügen, müssen die Folgen höherer Raumtemperaturen für wärmeempfindliche Bauteile wie Elektro-nikelemente überprüft werden.

Die extreme Hitzeperiode im Sommer 2003

Der Sommer des Jahres 2003 zeichnete sich durch eine lange anhaltende Hitze- und Trockenperiode in Mitteleuropa aus. Dies führte an vielen Flüssen zu einem Anstieg der Wassertemperaturen sowie zu ungewöhnlich niedrigen Pegelständen.

Ende August 2003 versandte das BMU eine Fragenliste an die Länder, um durch einen Vergleich der erbrachten Nachweise für die sicherheitstechnisch wichtige Not- und Nachkühlung (bezogen auf Anlagezustände, die besondere Anforderungen an die Kühlkette stellen, vornehmlich Kühlmittelverluststörfälle, bei denen keine sekundärseitige Wärmeabfuhr möglich ist) und der tatsächlich aufgetretenen Temperaturen den sicherheitstechnischen Zustand der Kernkraftwerke unter den ungewöhnlichen Witterungsbedingungen zu bewerten. Die Tabelle gibt einen Überblick über die genannten Zahlenwerte.

Im August 2003 wurden die Nebenkühlwassertemperaturen, für die Nachweise zum sicheren Betrieb vorlagen, bei sieben Anlagen überschritten. Für eine der Anlagen wurde nachträglich der Nachweis erbracht, dass der Auslegung bereits eine

Anlage Plant	Leistungs- reduktion Power reduction	T _{NKW} [°C] gemessen im August 2003 measured in August 2003	T _{NKW} [°C] Sicherheitsnachweise Safety demonstration	F _{NKW} [m ³ /s] erforderlich necessary
DONAU-1	–	19...22	22.0	1.9
DONAU-2	–	19...22	22.0	1.9
ELBE-1	w	≤ 25.2	26.0	1.0
ELBE-2	w	≤ 24.9	24.0 ⁽¹⁾	1.9
ELBE-3	w	≤ 27.2	25.0 ⁽⁴⁾	5.0
ELBE-4	w/r	20.4...27.0	30.0	0.4
EMS-1 ⁽²⁾	–	18.3...26.9	28.0	0.6
ISAR-1	w	21...25	23.0 ⁽³⁾	1.3
ISAR-2	–	21...24	28.0	2.3
MAIN-1	–	22...26	29.0	2.0
NECKAR-1 ⁽⁷⁾	r	≤ 29.1	26.2	2.5
NECKAR-2	r	≤ 29.1	31.0	4.0
NECKAR-3 ⁽⁵⁾	w	≤ 26.9	25.0	1.7
RHEIN-1	–	–	–	–
RHEIN-2	w	24.2...29.1	30.8	1.5
RHEIN-3 ⁽⁷⁾	r	≤ 27.0	24.7 (29)	4.7
RHEIN-4 ⁽⁷⁾	r	≤ 27.0	25.0 (29)	8.0
WESER-1	–	17.5...25.1	28.0	2.0
WESER-2	w	21.2...26.0	28.0 ⁽⁵⁾	1.4

w = Leistungsreduktion aus wasserrechtlichen Gründen/power reduction for reasons related to water utilisation legislation

r = Leistungsreduktion auf behördliche Anordnung/power reduction due to regulatory requirement

⁽¹⁾ Sicherheitsreserven bis 26,2 °C bei Nennlast und bis 27,5 °C bei Kühlmittelverluststürfällen./Safety margins up to 26.2 °C at rated power and up to 27.5 °C for loss-of-coolant accidents.

⁽²⁾ Notnebenkühlwasser mit Flusswasser gekühlt, Nebenkühlwasser über Kühlturmzellen./Emergency service water cooled via river water, auxiliary service water cooled via cooling tower cells

⁽³⁾ Bis 29 °C bei reduzierter Leistung/Up to 29 °C at reduced power

⁽⁴⁾ Die Dieselmotoren sind mit 15 % Sicherheitsreserve ausgelegt./The coolers of the diesel generator units are designed with 15 % safety margin

⁽⁵⁾ Anlage zur Revision abgefahren./Plant shut down for maintenance inspection

⁽⁶⁾ Leistungsreduktion aus wasserrechtlichen Gründen bereits ab 20 °Celsius erforderlich./Power reduction already required at 20 °C for reasons related to water utilisation legislation

⁽⁷⁾ Im August 2003 wurden neue Nachweise erbracht (Werte in Klammern)./In August 2003, new safety demonstrations were conducted (values given in brackets)

▲ Im Sommer 2003 an den deutschen Kernkraftwerkstandorten erreichte Nebenkühlwassertemperatur (T_{NKW}) und in den Sicherheitsnachweisen verwendete Werte. Die zum sicheren Betrieb erforderliche Nebenkühlwassermenge (F_{NKW}) war während der gesamten Hitzeperiode an allen Standorten vorhanden. Zur Anlage RHEIN-1 liegen keine Angaben vor.

Service water temperatures (TSW) measured in summer 2003 at German nuclear power plants and values used for safety demonstrations. The flow rate (FSW) of cooling water necessary for safe operation was available at every site at any time. On RHEIN-1, no information is available.

Flusswassertemperatur von 31 °C und nicht wie zunächst angegeben von 26,3 °C zugrunde lag.

Vier der betroffenen Kernkraftwerke wurde aus wasserrechtlichen Gründen und drei aufgrund einer behördlichen Anordnung (Überschreitung der maximalen Nebenkühlwassertemperatur, für die ein Nachweis vorlag) mit reduzierter Leistung betrieben. Von allen sieben Anlagen, mit Ausnahme von NECKER-3, wurden neue Nachweise für höhere Temperaturen erbracht.

Wie aus der Tabelle ersichtlich, wurden im Sommer 2003 Flusswassertemperaturen von bis zu 29.1 °C erreicht. Diese Temperatur ist nicht mehr weit von der Auslegungstemperatur (32 °C) für die Dieselkühlung entfernt. Inwieweit darüber hinaus die Dielektriker über Reserven verfügen, wurde bisher nicht überprüft.

Schlussfolgerung

Obwohl die Sicherheit der deutschen Kernkraftwerke in der Vergangenheit auch durch extreme Witterungsbedingungen nicht signifikant beeinträchtigt wurde, haben die begrenzten Reserven hinsichtlich der Temperaturen für die Sicherheitsnachweise zum Not- und Nachkühlssystem während der Hitzeperiode im Sommer 2003 und die Häufigkeit und Intensität der Hochwasserereignisse an der Elbe in den letzten Jahren gezeigt, dass es notwendig ist, den sicherheitstechnischen Zustand der deutschen Kernkraftwerke im Hinblick auf den Einfluss extremer Witterungsbedingungen zu überprüfen.

Mögliche Auswirkungen noch ungünstigerer Witterungsverhältnisse sollten ebenfalls untersucht werden, um auch langfristig den sicheren Betrieb der Kernkraftwerke gewährleisten zu können. Dies erfordert eine detaillierte Ermittlung vorhandener Sicherheitsreserven und, sofern erforderlich, die Anpassung der Lastannahmen in den Sicherheitsnachweisen. Besondere Aufmerksamkeit ist auch Maßnahmen zur Vorbeugung und Begrenzung der Auswirkungen witterungsbedingter Einflüsse zu widmen.

Extreme Weather Conditions and Their Impact on the Safety of German Nuclear Power Plants

The influence of various weather conditions on nuclear power plants is already considered in their design. Nevertheless, a review of German nuclear power plants with respect to the potential impact of extreme weather conditions was initiated due to a couple of events having occurred in the past few years, such as the extreme storm in France end of December 1999 resulting in the flooding of the Blayais nuclear power plant, the summer floods at the German Oder River in 1997 and the Elbe River in 2002, as well as the long lasting extreme drought and heat in summer 2003 resulting in operational limitations of nuclear and non-nuclear power plants all over Europe. The major goals of the review are to check if the requirements implemented in the design are still state-of-the-art with regard to extreme weather conditions and to establish existing safety margins with respect to a potential increase in the severity of weather conditions due to climatic changes.

Lightning, storms, extreme snowfall, extreme temperatures, low water levels, and floods are the most important weather conditions to be considered. In the following, the operating experience of German nuclear power plants regarding floods and high ambient and water temperatures is outlined.

German operating experience on the impact of floods

Impact of floods on the safety of nuclear power plants

Extremely high river water levels, i. e. floods, may endanger the safety of nuclear power plants by inundation of the plant site with subsequent flooding of safety-related buildings. This could lead to a failure of safety-related components, such as auxiliary service water pumps, and to short circuits. Furthermore, the access to the plant and the supply with important operating materials/equipment may be interrupted due to an inundation.

German nuclear power plants are designed against flooding according to the requirements of KTA Standard 2207. The design flood to be considered according to this safety standard is the flooding with an occurrence probability of 10^{-4} per year. The plants in coastal regions and those at river sites are protected by location at respective elevations or adequately designed dikes. In a further design step, the potential effects of dike bursting are considered. Here, the intrusion of water into safety-relevant buildings is prevented by the elevated location of the plant site and/or

the impermeability of the lower plant areas. In addition, temporary flood protection measures can be taken, e. g. stop logs in flood-endangered reveals. Some plant operation manuals include specifications on safe plant shutdown, e. g., when reaching a specified water level below the design flood level.

The Elbe flood in the year 2002

Between 1 and 12 August 2002, several In August 2002, extreme flood events occurred at the rivers Oder and Elbe due to heavy precipitation over Central Europe. In a band, extending from Berlin via Dresden and Prague to Salzburg, precipitation of more than 100 mm was measured within 13 days, which is more than the medium precipitation volume expected for the entire month of August. Since the affected regions belong to the catchment basin of the Elbe River, the drainage of the precipitations took place via the Elbe and its tributaries. This led to drainage rates in the range of 4,000 m³/s (For comparison: In Dresden, the normal average drainage is 320 m³/s.) and thus to considerably high water levels causing 12 dike breaks along the German part of the Elbe in spite of controlled flooding and other protection measures.

This flood disaster affected the four power plants located at the lower reaches of the

Elbe River to different degrees. For three of these power plants, potential flooding is not primarily dependent on the drainage of precipitations via the Elbe River but mainly is a result of a storm surge of the North Sea and its influence in the lower reaches of the Elbe River. During the summerflood 2002, none of these plants was affected to an extent, which would have impaired normal operation.

At the fourth site (ELBE-3), the draining of precipitation from the catchment basin of the Elbe River is the determining parameter for a potential flooding. The highest water level reached in August 2002 was approximately one meter below the ground level of the site. This triggered the preparation of flood protection measures foreseen in the instruction manual, but these measures were finally not taken because of the favourable development of the flood situation.

Although the catastrophic flood in August 2002 did not really impair the operation of the four nuclear power plants, this event is of importance with respect to the design of nuclear power plants against flooding: The Elbe river water level of the year 1845, classified as 1,000 year flood (occurrence probability of 10^{-3} per year) was not only reached but significantly exceeded within less than 150 years. This event as well as the fact that the water level measured at the Krümmel site in January 2003 was only insignificantly lower than the one of August 2002, and furthermore that extreme flood water levels have also been measured during the last years for various Central European rivers, clearly show that the assessment methods for extreme water levels must be reviewed.

Design of the German nuclear power plants against flooding

The *Länder* survey on the design of German nuclear power plants against flooding conducted by the Ministry for the Environment, Nature Conservation and Reactor Safety in 2000 against the background of the flooding event at the Blayais nuclear power plant in France regained attention after floods in August

2002. However, the evaluation of the *Länder* survey by GRS does not allow a final assessment of the current state of flood protection at German nuclear power plants. This is due, among other things, to the different methodologies and approaches used by the operators/suppliers for defining the design flood level, which are not known in detail, and to missing specific provisions in the nuclear regulations in effect at that time.

The amended KTA Standard 2207 fills this gap by providing a potential approach for determining the design flood level in accordance with the state of the art in science and technology. This a comparison of the design water levels of different plants under consideration of safety aspects. The amended standard also requires the development of a plant-specific concept for flood protection which demonstrates the appropriateness of the combination of the individual measures. Furthermore, the concept shall consider load combinations, such as flooding with simultaneous occurrence of an earthquake. Although it can be assumed that the German nuclear power plants comply with the requirements of the amended standard, this still has to be verified for each plant, e. g. within the framework of the periodic safety reviews.

German operating experience on the impact of extreme ambient and water temperatures

Impact of extreme ambient and water temperatures on the safety of nuclear power plants

Extreme temperatures may impair important safety systems in nuclear power plants. In case of low temperatures, special attention is to be paid to icing effects in the area of the cooling water system. Experiences in countries, such as in the USA or in Canada show that, e. g., icing of the intake structure due to the formation of floating ice may lead to common-mode failures. This can, in general, be prevented by maintenance and temporary measures. Therefore, in the following, only the other extreme, high temperatures, is considered.

The impact of extremely high temperatures on the nuclear power plants can generally take place via two paths: high river water temperatures and high ambient temperatures.

If a specified difference between intake temperature and discharge temperature or a specified discharge temperature is exceeded, countermeasures (power reduction or plant shut-down) have to be taken for reasons related to water utilisation legislation or due to an excess of the maximum auxiliary service water temperature used for the safety demonstrations.

Not all German nuclear power plants exclusively use river water as heat sink for residual heat removal. Therefore, the effects of extremely high river water temperatures on the function of the emergency core cooling and residual-heat removal system require a plant-specific examination. At some nuclear power plants, the heat of the secured auxiliary service water system is removed via cooling tower cells; some of these plants also use well water instead of river water for the operation of the cooling tower cells. In addition, the design margins for these cooling systems are different in German nuclear power plants, enabling safe plant operation even in case of higher river water temperatures.

In addition to the impact of high river water temperatures, the analysis of the potential effects of the room coolers of the switchgear building, the emergency diesel building and the refrigerating unit for the ventilation system also has to consider the impact of high ambient temperatures. If these safety-relevant ventilation systems should not have sufficient design margins, the impacts of higher room temperatures on heat-sensitive components, such as electronic elements, have to be analysed.

The extreme heat wave in summer 2003

The summer 2003 is well known for its long-lasting very dry period with high temperatures in Central Europe resulting in an increase of the river water temperatures and unusually low water levels.

At the end of August 2003, the BMU sent a questionnaire to the *Länder* regarding the temperature specifications for the safety-relevant emergency core cooling and residual heat removal system (referring to plant conditions with special requirements on the cooling chain, in particular loss-of-coolant accidents, where no secondary-side heat removal is possible) and the temperatures measured at the sites to assess the safety status of the German nuclear power plants with respect to the unusual weather conditions. The table gives a summary of the numerical values stated in response to the questionnaire.

In August 2003, the auxiliary service water temperatures exceeded the temperatures, for which demonstrations on the safe operation were available, at seven plants. For one of these nuclear power plants, it was subsequently demonstrated that the design already considered a river water temperature of 31 °C and not, as initially stated, 26.3 °C.

Four of the nuclear power plants affected were operated with reduced power for reasons related to water utilisation legislation and three by order of the responsible authority (excess of the maximum auxiliary service water temperature for which a safety demonstration was available). Except for NECKAR-3, new demonstrations on safe operation for higher temperatures were submitted for all seven plants.

As shown in the table, river water temperatures of up to 29.1 °C were reached in summer 2003. This temperature is not far from the design temperature (32 °C) for diesel cooling. To which extent the design of the diesel coolers has margins beyond this value, has not been examined yet.

Conclusions

Although the safety of German nuclear power plants was not significantly impaired by extreme weather conditions in the past, the limited margins in terms of the temperatures

used for the safety demonstrations of the emergency core cooling and residual-heat removal system during the heat wave in summer 2003 and the frequency and intensity of floods at the Elbe River in the last few years revealed the necessity to review the safety status of German nuclear power plants with respect to the impacts of extreme weather conditions.

Potential impacts of even worse weather conditions should likewise be anticipated to ensure the safe operation of nuclear power plants also in the long-term. This requires a precise determination of the existing safety margins and, if necessary, an adaptation of the load assumptions in the safety demonstrations. Special attention should also be paid to measures to prevent or mitigate weather-induced effects.

G. Thuma, J. Rodriguez

Aktuelle Entwicklungen im Sicherheitsmanagement in deutschen Kernkraftwerken

In den vergangenen Jahren ist in Deutschland das Bewusstsein der Bedeutung des Sicherheitsmanagements für den sicheren Betrieb der Kernkraftwerke gestiegen. Entsprechend hat es bei den Betreibern der Kernkraftwerke wie auch bei den Behörden verstärkte Anstrengungen gegeben, geschlossene und wirksame Sicherheitsmanagementsysteme in den Kernkraftwerken zu implementieren. Im Folgenden wird auf die wesentlichen Aktivitäten von Behörden und Betreibern sowie auf die bisher gewonnenen Erfahrungen eingegangen.

Regulatorische Aktivitäten

Eine wesentliche Aktivität auf Behördenseite war die Erfassung des Ist-Standes des Sicherheitsmanagements in den deutschen Kernkraftwerken durch das BMU. Das Ergebnis war, dass in den deutschen Kernkraftwerken keine durchgehenden Sicherheitsmanagementsysteme implementiert waren. Als Folge forderten das BMU und die Länderbehörden, dass in allen deutschen Kernkraftwerken ein umfassendes Sicherheitsmanagement-System eingeführt werden muss. Die Betreiber stimmten dem zu.

Um ein bundeseinheitliches Vorgehen bei der Einführung und Bewertung der Sicherheitsmanagement-Systeme zu erreichen, wurden von der GRS im Auftrag des BMU Grundlagen für Sicherheitsmanagementsysteme in Kernkraftwerken erarbeitet, die im Frühjahr 2004 vom BMU veröffentlicht worden sind. Sie geben einen Rahmen für Sicherheitsmanagement-Systeme vor, lassen aber gleichzeitig den Betreibern ausreichend Raum für die individuelle Gestaltung ihrer Sicherheitsmanagement-Systeme. Im Rahmen der Fortschreibung des deutschen kerntechnischen Regelwerks sollen die Anforderungen an Sicherheitsmanagement-Systeme in geschlossener Form in das kerntechnische Regelwerk aufgenommen werden.

Erste Erfahrungen bei der Entwicklung von Sicherheitsmanagement-Systemen haben gezeigt, dass es sinnvoll ist, zu einigen Elementen des Sicherheitsmanagements über das Grundlagenpapier hinausgehende Anforderungen zu erarbeiten. Entsprechende Arbeiten werden zurzeit von der GRS im Auftrag des BMU durchgeführt. Die

Arbeiten sollen im Jahr 2005 abgeschlossen werden.

Aktivitäten der Betreiber

Im Jahr 1998 kam es im Kernkraftwerk Unterweser (KKU) zu einem Ereignis, das erhebliche Mängel im Sicherheitsmanagement der Anlage aufzeigte. Dies führte u. a. beim Betreiber wie auch bei der zuständigen Landesbehörde zu Überlegungen, die Sicherheitsleistung geeignet zu messen und zu verfolgen. Ziel dabei war, Mängel in der Sicherheitsleistung rechtzeitig zu erkennen und zu beheben.

Daraufhin begann der Betreiber, in Zusammenarbeit mit der GRS, ein Indikatoren-system auf Basis eines Prozessmodells zu entwickeln. Es zeigte sich rasch, dass die Fokussierung auf ein reines Indikatoren-system mit einer Reihe von Einschränkungen verbunden war. Daher entschied der Betreiber, ein integriertes Managementsystem zu entwickeln und einzuführen. Das integrierte Managementsystem soll dabei das Sicherheitsmanagement als einen wesentlichen Bestandteil umfassen.

Im Laufe des Jahres 2001 kam es in zwei weiteren deutschen Anlagen zu Ereignissen, die ebenfalls erhebliche Mängel in verschiedenen Bereichen des Sicherheitsmanagements der Anlagen aufzeigten. Daraufhin wurde vom BMU und den zuständigen Landesbehörden gefordert, dass in beiden Anlagen ein umfassendes Sicherheitsmanagement-System implementiert werden müsse. Die betroffenen Betreiber sagten dies zu.

Als Folge hat die EnBW im Sommer 2001 begonnen, für ihre Kernkraftwerke ein indi-

katorgestütztes Sicherheitsmanagement-System (SMS) auf Basis eines geeigneten Prozessmodells zu erstellen. Im Auftrag der Landesbehörde begleitet die GRS diese Entwicklung. Während der Arbeiten wurde deutlich, dass die Entwicklung und Einführung eines weiteren getrennten Management-Systems neben den bereits existierenden Management-Systemen wie dem Qualitäts- und Umweltmanagement-System im Sinne einer Gesamtbetrachtung nicht Ziel führend ist. Aus diesem Grund wurde, wie schon vorher im KKV, beschlossen, die im Rahmen des SMS erstellte Prozesslandschaft zu einem integrierten Management-System weiterzuentwickeln und das SMS darin zu integrieren.

Um die Zielerreichung hinsichtlich der sicherheitstechnischen Anforderungen in den Prozessen zu messen, sind vorrangige Messungen mit Indikatoren auf Ebene der sicherheitsrelevanten Prozessschritte vorgesehen. Dies hat den Vorteil, dass die Indikatoren aufgrund ihrer direkten Verknüpfung mit den Prozessen frühzeitig und spezifisch auf Abweichungen vom Soll-Zustand hinweisen, sodass rechtzeitig gegengesteuert werden kann. Solche Indikatoren lassen sich damit als Frühwarnsystem eines nicht optimal funktionierenden Prozesses nutzen.

Die Einführung des integrierten Management-Systems und des Sicherheitsmanagements soll nach heutigem Kenntnisstand Ende 2005 abgeschlossen sein.

Parallel wurde zu den obigen Aktivitäten auf der Ebene der Vereinigung der deutschen Betreiber (VGB) ein gemeinsames Konzept der Betreiber zur Optimierung des Sicherheitsmanagement-Systems entwickelt und Mitte 2003 vorgestellt.

Bisherige Erfahrungen und Folgerungen

Die Frage, was genau unter einem Sicherheitsmanagement-System zu verstehen ist, wird derzeit in Deutschland noch kontrovers diskutiert. Auf der einen Seite gibt es die Auffassung, dass das Sicherheitsmanagement-System ein eigenes getrenntes Management-System sein sollte, das im

Wesentlichen aus einem Führungsprozess besteht. Die andere Position versteht unter dem Sicherheitsmanagement-System ein umfassendes und geschlossenes Management-System heutiger Prägung, das alle für die Sicherheit bedeutsamen Tätigkeiten beinhaltet. Dabei wird es als zweckmäßig angesehen, das Sicherheitsmanagement-System als einen Bestandteil eines integrierten Management-Systems zu implementieren. Diese Position deckt sich mit dem Verständnis der GRS.

In der Industrie außerhalb der Kerntechnik lässt sich ein klarer Trend zu umfassenden Management-Systemen erkennen, in denen alle für die Unternehmen wichtigen Aspekte wie Produktqualität, Arbeitssicherheit, Umweltschutz, Kosten usw. integriert sind. Eine wesentliche Begründung hierfür ist, dass sich eine größere Zahl getrennter Management-Systeme nur mit hohem Aufwand koordinieren lässt und zu erheblichen Schnittstellenproblemen führt. Daher trafen sowohl die EnBW als auch das KKK die Entscheidung, ein integriertes Management-System einzuführen, das alle Aspekte des Sicherheitsmanagements beinhaltet. Beide Betreiber folgen damit der Entwicklung in anderen Industriezweigen.

In der Industrie außerhalb der Kerntechnik ist es heute üblich, das integrierte Management-System auf der Grundlage der Anforderungen der EN ISO 9000:2000 ff aufzubauen. Dabei bildet ein Prozessmodell, wie dies in der Norm vorgeschlagen wird, die wesentliche Basis. Diesem Weg folgen auch die EnBW und das KKK.

Die Erfahrungen der EnBW und des KKK zeigen, dass die Erstellung und Einführung eines umfassenden Prozessmodells aufwändig ist. Die Erfahrungen zeigen weiter, dass dabei in nennenswertem Umfang Schwachstellen sowie Verbesserungs- und Optimierungspotentiale erkennbar werden. Als Folge entsteht ein Bedarf, Änderungen an der bestehenden Ablauforganisation und damit z. T. auch an der Aufbauorganisation durchzuführen. Ein weiterer Änderungsbedarf bezüglich Aufbau- und Ablauforganisation ergibt sich aus der Umsetzung des Prozessmodells selbst. Ein Beispiel ist die Forderung nach so genannten Prozessbetreuern, die entsprechend in die Organisa-

tion eingebunden werden müssen. Solche Veränderungen müssen sorgfältig geplant und umgesetzt werden, damit keine nachteiligen Folgen für die Sicherheit entstehen. In der Regel lassen sie sich aus diesem Grund auch nur in Schritten umsetzen.

Die genannten Erfahrungen bei der Einführung von Prozessmodellen decken sich mit den Erfahrungen aus anderen Industriezweigen. Danach lässt sich der volle Nutzen aus einem prozessorientierten Vorgehen nur dann ziehen, wenn die Bereitschaft besteht, gegebenenfalls die Aufbau- und Ablauforganisation entsprechend den aus dem Prozessansatz resultierenden Erfordernissen anzupassen.

Eine wesentliche Anforderung an ein Managementsystem ist die Forderung nach Geschlossenheit. Hierunter versteht man, dass der „Plan-Do-Check-Act“-Zyklus (PDCA-Zyklus) umgesetzt sein muss. Dabei stellt sich die Frage, ob die Forderung nach Geschlossenheit nur auf der Ebene des Management-Systems zu erfüllen ist, oder ob auch auf Prozessebene ein geschlossener PDCA-Zyklus umzusetzen ist. Eine wichtige Aufgabe des geschlossenen PDCA-Zyklus ist die ständige Verbesserung der Prozesse. Daher ist anzustreben, dass der PDCA-Zyklus nicht nur auf der Ebene des Management-Systems sondern auch für jeden Prozess geschlossen ist.

Ein Problem, welches generell bei Einführung eines prozessorientierten Vorgehens entsteht, ist das Nebeneinander von Prozessdokumentation und existierenden Betriebsvorschriften. Hierdurch wird eine große Zahl von Sachverhalten gleichzeitig in unterschiedlichen Betriebsdokumenten geregelt. Dies ist auf Dauer weder sinnvoll noch zweckmäßig. Die Folge ist, dass die existierenden Betriebsvorschriften in angemessener Zeit in die Prozessdokumentation integriert werden müssen, d. h. es wird eine Neuordnung der geltenden Betriebsvorschrift erforderlich.

Das prozessorientierte Vorgehen stellt einen ganzheitlichen systematischen Ansatz zur Abwicklung aller relevanten Tätigkeiten im Kraftwerk dar. Erste Erfahrungen bei der EnBW und im KKK zeigen, dass bereits die Entwicklung des Prozessmodells

zu umfangreichen neuen Erkenntnissen führt. Daraus ergeben sich nicht nur Verbesserungen hinsichtlich der Sicherheit, sondern gleichzeitig auch Möglichkeiten zur Kosteneinsparung. Dies deckt sich mit vergleichbaren Erfahrungen in anderen Industriezweigen, wo durch Einführung eines prozessorientierten Vorgehens die Produktqualität gesteigert und die Kosten gesenkt werden konnten.

Mit Einführung eines geschlossenen Management-Systems stellt sich unmittelbar die Frage nach einer geeigneten Messung der Erreichung der vorgegebenen Ziele. Die Arbeiten bei der EnBW und im KKK haben sehr früh gezeigt, dass die gewünschte Frühwarnfunktion bei nachlassender Performance nur erreicht werden kann, wenn die Messung bzw. Überwachung der Zielerreichung zeitnah auf Prozess- und Teilprozessebene erfolgt. Dies bedeutet, dass die entsprechenden Indikatoren auf der Messung der Ergebnisse der Prozesse und Teilprozesse aufbauen müssen. Hierzu ist es erforderlich, ausgehend von den übergeordneten Zielen für jeden Prozess – und gegebenenfalls auch Teilprozess – alle zu erreichenden Ziele im Einzelnen festzulegen. Weiter muss zu jedem Einzelziel eine Messung (Indikator) festgelegt werden, die eine Aussage über die Erreichung des Ziels ermöglicht. Die bisherige Erfahrung zeigt, dass Indikatoren für sich allein selten eine eindeutige Aussage liefern, ob ein Prozess gut oder schlecht läuft. In der Regel ist ihre Auswertung mittels „Engineering Judgment“ notwendig. Eine „Ampeldarstellung“ der Indikatoren scheint zu vereinfacht.

Für eine wirksame Verfolgung, Steuerung und Verbesserung der Prozessergebnisse sind grundsätzlich quantitative Indikatoren erforderlich. Die bisherigen Erfahrungen bei der EnBW und im KKK zeigen, dass solche Indikatoren nicht immer ohne weiteres bestimmt werden können. Daraus folgt, dass unter Einbeziehung bereits vorhandener Hilfsmittel wie „Audits“ und „Reviews“ ein geeignetes Konzept zur Überwachung der Prozessergebnisse entwickelt werden muss. Hinsichtlich der erforderlichen Ressourcen und der Akzeptanz sollten vorhandene Informationen genutzt und geeignete DV-gestützte Instrumente bereitgestellt werden.

Insgesamt zeigt sich, dass die Einführung eines integrierten Management-Systems auf Basis eines Prozessmodells durchführbar ist, auch wenn erhebliche Aufwendungen damit verbunden sind. Auf der anderen Seite werden bereits durch die Entwicklung und konsequente Umsetzung eines Prozessmodells in erheblichem Umfang Verbesserungs- und Optimierungsmöglichkeiten sowohl hinsichtlich der Sicherheit als auch der Wirtschaftlichkeit erkennbar.

Erste Erfahrungen mit bereits implementierten Prozessen zeigen weiter, dass sich mit einem integrierten prozessorientierten Vorgehen eine bessere Planung, Steuerung und Überwachung der relevanten Tätigkeiten im Kraftwerk erreichen lässt. Damit kann frühzeitiger auf eine nachlassende Prozessperformance reagiert und gegensteuert werden, was zu einer Erhöhung der Ausführungsqualität der relevanten Tätigkeiten führt.

process model in co-operation with GRS. Early in the development, it became obvious, that focussing on a pure indicator system, would lead to some limitations. Therefore, the plant operator decided to develop and to implement an integrated management system. This integrated management system shall contain the safety management as an integral part.

In 2001, further events occurred at two other nuclear power plants, which showed considerable deficiencies in different areas of safety management of the plants, too. In response to it, the BMU and the responsible *Land* authorities demanded the implementation of a comprehensive safety management system at both plants. The plant operators concerned agreed.

As a consequence, EnBW started to develop an indicator-based safety management system on the basis of an appropriate process model in summer 2001. On behalf of the *Land* authority, GRS accompanies this development. During the development, it became evident that the implementation of another separated management system, in addition to already existing management systems, such as the quality management system and the environmental management system, is not advisable with regard to an integral approach. Therefore, it was decided, as was already the case for KKK, to develop an integrated management system comprising the safety management as an integral part.

In order to measure the achievement of the objectives with regard to the safety requirements in the processes, priority will be given to measurements with suitable indicators at the level of the safety-relevant process steps. An advantage of such an approach is that the indicators can show deviations from the required performance at an early stage and in a specific way. So, countermeasures can be taken in time. Such indicators can be used as an early warning system in case that a process is not functioning properly.

According to today's state of knowledge, the implementation of the integrated management system and the safety management system is expected to be completed by the end of 2005.

Current Developments with Respect to Safety Management in German Nuclear Power Plants

In recent years, the awareness of the significance of safety management for the safe operation of nuclear power plants has increased in Germany. Therefore, the operators of nuclear power plants as well as the authorities intensified their efforts to implement comprehensive and more effective safety management systems in the nuclear power plants. In the following, the main activities of the authorities and operators as well as the results achieved so far will be addressed more detailed.

Regulatory activities

An important activity of the authorities was a survey of the current status of safety management systems at German nuclear power plants performed by the BMU. The results of this survey showed that comprehensive safety management systems had not been implemented at German nuclear power plants. As a consequence, the BMU and the *Länder* authorities demanded the implementation of a comprehensive safety management system at all German nuclear power plants. The operators agreed to this demand.

In order to ensure a common nationwide level and approach with respect to implementation and assessment of the safety management systems, fundamentals of safety management systems at nuclear power plants were developed by GRS on behalf of the BMU. In spring 2004, these fundamentals were published by the BMU. The fundamentals are intended as a standardised framework for safety management systems, but, at the same time, they shall leave enough freedom to the plant operators for the design of their individual safety management systems. Within the framework of the update of the

German nuclear rules and regulations, a set of comprehensive requirements on safety management systems shall become part of the nuclear rules and regulations.

Previous experiences with the development of safety management systems suggested to develop more specific requirements beyond the scope of the fundamental paper for some elements of safety management. Corresponding work is currently performed by GRS on behalf of the BMU. The work is expected to be completed in 2005.

Activities of the plant operators

In 1998, an event occurred at the Unterweser nuclear power plant (KKU), which showed considerable deficiencies in the safety management of the plant. As one of the consequences, the plant operator and the competent *Land* authority discussed possibilities to measure and monitor safety performance in an appropriate manner. In this respect, the goal was the early identification and correction of deficiencies in safety performance.

As a result, the operator started to develop an indicator system on the basis of a

In parallel to these activities, a common concept of the German operators for optimizing their safety management systems was developed at the level of the association of the German plant operators (VGB) and presented in the middle of 2003.

Experiences gained and conclusions

At present, there is a controversial discussion in Germany about the question, how exactly a safety management system should be realised. On the one hand, there is the opinion that a safety management system should be an additional and separate management system by itself that basically consists of a management process. The other position defines a safety management system as a part of an integrated management system, containing all activities in the plant. In the integrated management system, safety management is a comprehensive closed-cycle management system containing all activities of safety relevance. Here, it is regarded as appropriate to implement the safety management system as an integral part of an integrated management system. This position corresponds to the understanding of GRS.

In the non-nuclear industry, there is a clear trend towards comprehensive management systems that integrate all aspects important for the company, such as product quality, occupational safety, environmental protection, costs and so on. One significant reason for this is the experience that an increasing number of separate management systems can only be coordinated with great efforts and will lead to considerable interface problems. Therefore, both EnBW and KKKU decided to introduce an integrated management system including all aspects of safety management. Thus, both are following the development in other industries.

Today, it is common practice in the non-nuclear industry to base an integrated management system on the requirements of the standard ISO 9000:2000 ff. Furthermore, it is also common practice to base the integrated management system

on a process model as proposed in this standard. EnBW and KKKU are following this approach, too.

The experiences of EnBW and KKKU show that the development and implementation of a comprehensive process model is a complex task. Further, the experiences show, that during development and implementation of the process model, a lot of weaknesses as well as potential improvements and optimisations are identified. As a consequence, a need is arising to change the functional organisation and, due to this, partially also the existing structural organisation. Another need for changes of the organisation results from the implementation of the process model itself. One example are the so-called process owners, who have to be integrated into the existing organisation. Such organisational changes must be planned and carried out carefully to prevent any negative impact on safety. Usually, they can only be carried out in a step-by-step approach.

The experiences mentioned with the introduction of process models largely correspond to experiences from other industries. Accordingly, full benefit from a process-oriented approach can only be drawn if there is the willingness to adapt the structural and functional organisation to the requirements resulting from the process-oriented approach, if required.

An essential requirement for a management system is that the Plan-Do-Check-Act (PDCA) cycle must be closed. This means that the "Plan-Do-Check-Act" cycle (PDCA cycle) must be implemented. Here, the question arises whether the PDCA cycle only has to be closed at the level of the management system or if the PDCA cycle must also be closed at the process level. One important task of the closed PDCA cycle is the constant improvement of the processes. Therefore, it is advisable that the PDCA cycle is not only closed at the level of the management system but also for each process.

One problem that generally emerges from the implementation of a process-oriented approach is the coexistence of process documentation and existing plant operating

procedures. Due to this, a great number of issues are regulated in parallel in different plant documents. In the long run, this is neither meaningful nor appropriate. As a consequence, the existing plant operating procedures have to be integrated into the process documentation, i. e. the existing plant operating procedures have to be reorganised.

The process-oriented procedure represents a comprehensive and systematic approach to carry out all relevant activities at a nuclear power plant. First experiences at EnBW and KKKU show that the implementation of the process model is leading many new findings. From this, not only the level of safety can be enhanced, but also possibilities for cost savings can be identified. This corresponds to comparable experiences in other industries where the implementation of a process-oriented approach increased product quality and reduced costs.

With the implementation of a closed-cycle management system, the question arises how to measure the achievement of the specified objectives in an appropriate manner. The work of EnBW and KKKU showed at a very early stage that the desired early warning function in case of decreasing performance can only be obtained if performance measurement and control of the achievement of objectives are carried out in time at the level of processes and sub-processes. This means that the respective indicators must be based on the measurement of the results of the processes and sub-processes. For this, it is necessary to specify in detail for each process and, where required also sub-process, all objectives to be achieved on the basis of the general objectives. Furthermore, for each individual objective, a measurement (indicator) has to be defined that allows a judgement on the achievement of the objective. The experiences gained so far show that indicators alone often do not allow a clear judgement whether a process is running smoothly or performs below target levels. In general, it is necessary to evaluate the indicators by means of an engineering judgement. A "traffic light" presentation of indicators seems to be too simplified.

For an effective evaluation, control and improvement of the process results, in principle quantitative indicators are required. The experiences gained so far at EnBW and KKK have shown that such indicators cannot always be determined without difficulty. Therefore, an appropriate concept for monitoring of the process results must be developed, taking into consideration already existing tools, such as "audits" and "reviews". Concerning required resources and acceptance already existing information

should be used and suitable computer-based tools should be provided.

Altogether, it is evident that the implementation of an integrated management system based on a process model is feasible, even though it requires considerable efforts. On the other hand, already the development and implementation of a process model reveals a considerable potential for improvements and optimisations concerning safety as well as cost effectiveness. First experiences

with already implemented processes also show that a better planning, control and monitoring of relevant activities in the nuclear power plant can be achieved with an integrated process-oriented approach. Thus, it is possible to identify decreasing process performance earlier and to take countermeasures. This leads to an enhancement of performance of the relevant activities.

*H. Nitschke, K. Kotthoff,
S. Oltmanns, C. Verstegen*

Weiterentwicklung der Wissensbasis zur Bewertung der Sicherheit von druckführenden Komponenten in Kernkraftwerken

Für die Bewertung der Sicherheit von druckführenden Komponenten in Kernkraftwerken steht der GRS eine Vielzahl von Informationen und Methoden zur Verfügung, die auf den Gebieten der Reaktorsicherheitsanalyse und -forschung seit mehr als 30 Jahren zusammengetragen bzw. entwickelt wurden. Eine wesentliche Herausforderung besteht nun darin, diese Wissensbasis so aufzubereiten, zu ergänzen und fortzuschreiben, dass sie von den Mitarbeitern effizient für die Beantwortung der jeweils anstehenden Fragen genutzt werden kann. Die heute auf dem Markt verfügbaren Möglichkeiten der Informationstechnik (IT) bieten hierzu eine geeignete Grundlage. Im Folgenden werden beispielhaft Weiterentwicklungen der Wissensbasis für das Gebiet der Auswertung von Betriebserfahrungen aufgezeigt. Darüber hinaus wird ein Ansatz für den Aufbau eines IT-gestützten Fachdossiers vorgestellt. Abschließend wird auf die Arbeiten zur ganzheitlichen Abbildung der Wissensbasis zur Bewertung der Sicherheit von druckführenden Komponenten in Kernkraftwerken eingegangen.

Anlagenübergreifende Auswertung der Betriebserfahrung

Grundlage für die anlagenübergreifende Auswertung der Betriebserfahrung mit druckführenden Komponenten in deutschen Kernkraftwerken bildet die Datenbank KomPass auf Basis des Microsoft-

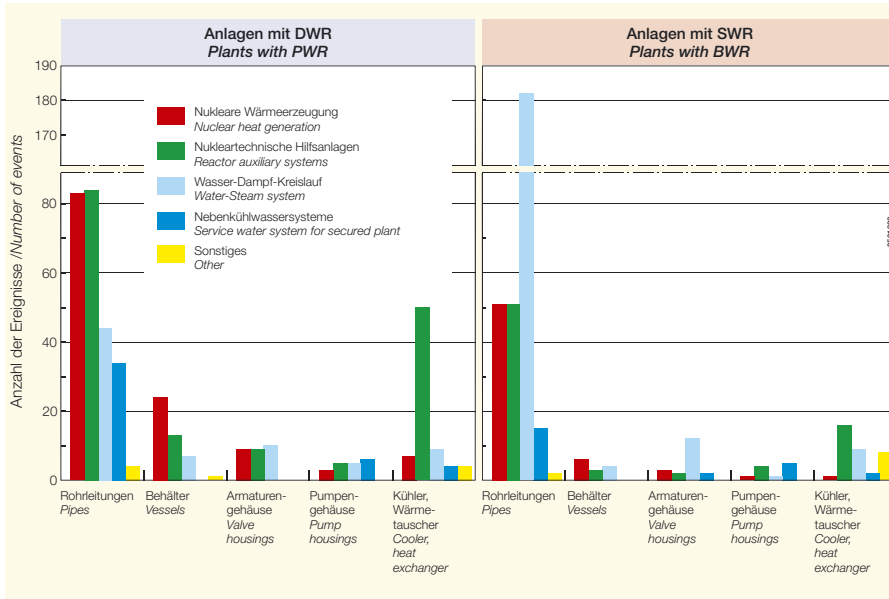
Datenbanksystems ACCESS™. In dieser Datenbank sind jetzt alle bekannt geworden sicherheitstechnisch bedeutsamen Ereignisse erfasst, die an druckführenden Komponenten in Anlagen mit DWR und SWR im Zeitraum von 1974 bis 2004 aufgetreten sind. Insgesamt sind das ca. 800 Ereignisse. Hierzu zählen insbesondere meldepflichtige Ereignisse, die von den

Betreibern der zuständigen Landesbehörde entsprechend der jeweils geltenden, bundeseinheitlichen Meldeverordnung gemeldet wurden. Die Meldeangaben zu diesen Ereignissen reichten für die Auswertungen jedoch nicht aus. Daher wurden zu jedem Ereignis weitere Unterlagen, z. B. Schadensberichte und Schaltpläne gesichtet und daraus zusätzliche Informationen gewonnen. Um schnelle und effektive Abfragen zu ermöglichen, wurde die Datenbank um ein Grafikmodul erweitert, welches die direkte grafische Umsetzung der Ergebnisse von turnusmäßig vorgesehenen Standardabfragen erlaubt.

Die Analyse der Daten ermöglicht insbesondere Aussagen zu relevanten Schadensmechanismen und anfälligen Bereichen sowie zu Art und Zeitpunkt der Schadenserkennung, eingeleiteten Maßnahmen und sicherheitstechnischen Auswirkungen. Des Weiteren wird analysiert, wie sich die Zuverlässigkeit dieser Systeme mit fortschreitender Betriebszeit entwickelt hat. Zu diesem Zweck wurden von der GRS verschiedene Ansätze für Trendanalysen erarbeitet. Beispielhaft hierfür ist die Ereignishäufigkeit an Rohrleitungen infolge Ermüdung pro Kalenderjahr bei Druckwasserreaktoren. Im

Datenbanksystem <i>Database system</i>	KomPass	OPDE	Alma Mater
IT-Basis <i>IT basis</i>	ACCESS™	ACCESS™	Lotus Notes™
Informationsinhalt <i>Information contained</i>	deutsche Betriebserfahrung mit druckführenden Komponenten <i>German operating experience with pressurised components</i>	weltweite Betriebserfahrung mit Rohrleitungen <i>World-wide operating experience with pipes</i>	relevante Schadensmechanismen an druckführenden Komponenten <i>Relevant damage mechanisms at pressurised components</i>
Zielsetzung <i>Objective</i>	Datenpool zur Auswertung der Betriebserfahrung (relevante Mechanismen, anfällige Bereiche, Zuverlässigkeit, Wirksamkeit von Maßnahmen, ...) <i>Data pool for the evaluation of operating experience (relevant mechanisms, susceptible areas, reliability, effectiveness of measures, ...)</i>		strukturierter Zugang zu mechanismusspezifischen Informationen (Betriebserfahrung, FuE, Regeln, Kontakte) <i>Structured access to mechanism-specific information (operating experience, R&D, regulations, contacts)</i>
Methoden/Anwendungen <i>Methods/applications</i>	Ingenieurtechnische Auswertungen, Trendanalysen <i>Engineered evaluations, trend analyses</i>		Expertensystem, Trainingsmodul <i>Expert system, training module</i>

▲ Ausgewählte Bausteine der GRS-Wissensbasis zur Bewertung der Sicherheit von druckführenden Komponenten in Kernkraftwerken
Selected elements of the GRS knowledge base for the safety assessment of pressurised components in nuclear power plants



▲ Datenbank KomPass: Erfasste Ereignisse an druckführenden Komponenten in deutschen Anlagen mit LWR (1974 – 2004)

Database KomPass: Recorded events at pressurised components in German LWR plants (1974 to 2004)

Sinne von Indikatoren ist dabei der Bereich unterhalb des Mittelwerts grün unterlegt. Nach einem darüber liegenden „gelben Bereich“ beginnt oberhalb des zweifachen Mittelwerts der „rote Bereich“, der die Notwendigkeit signalisiert, die Ursache des Anstiegs der Ereignishäufigkeit vertieft zu analysieren. Zusätzlich wird untersucht, inwieweit entsprechende Schadensfälle von bestimmten Anlagen gehäuft gemeldet wurden und ob sich aus der zeitlichen Abfolge dieser anlagenspezifischen Ereignisse Hinweise auf sicherheitstechnische Defizite ergeben.

Aufgrund der zu erwartenden Abnahme an Betriebserfahrungen und der Verringerung entsprechender Forschungsarbeiten in Deutschland ist es verstärkt erforderlich, die anfallenden Erkenntnisse im Ausland zu verfolgen. Eine wichtige Möglichkeit hierzu bietet sich der GRS durch ihre Beteiligung am OPDE- (OECD „Pipe Failure Data Exchange“) Projekt der OECD/NEA. Die OPDE-Datenbank stellt Ereignisse an Rohrleitungen, die seit 1970 weltweit in Kernkraftwerken verschiedener Auslegung aufgetreten sind, kompakt und strukturiert zur Verfügung. Zurzeit beteiligen sich 12 OECD-Länder, die jeweils einen nationalen

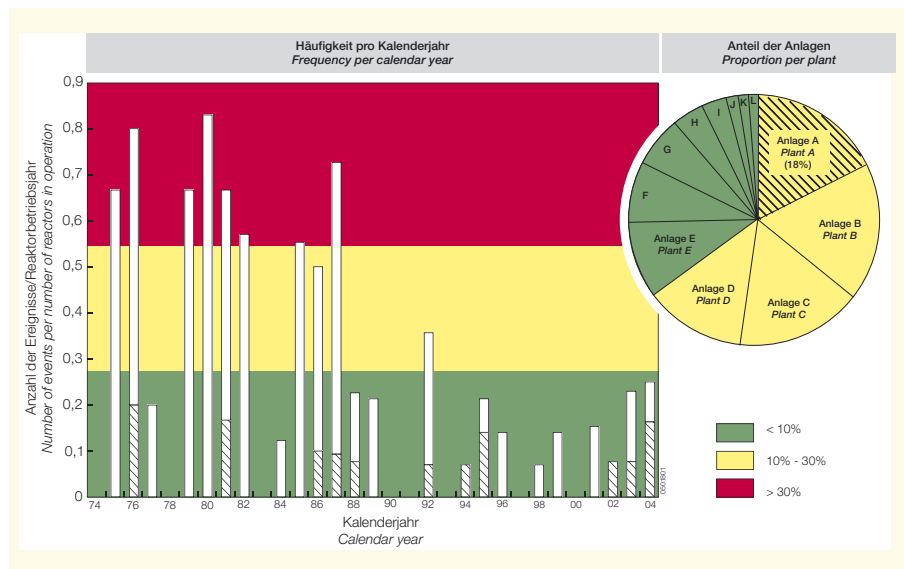
Ansprechpartner stellen, an diesem Projekt. Für Deutschland ist die GRS nationale Kontaktstelle.

Die relevanten Daten werden von den 12 Teilnehmerländern an ein „Clearinghouse“

übermittelt, welches für die Erstellung, Eingabe, Qualitätssicherung und Pflege der Gesamtdatenbank sowie die notwendige Kommunikation mit den nationalen Koordinatoren verantwortlich zeichnet. Die in Microsoft-ACCESS™ erstellte Datenbank wird dann periodisch in der jeweils aktuellen Fassung allen Beteiligten zur Verfügung gestellt. Die Eingabeparameter sind mit denen der Datenbank KomPass vergleichbar. Der Datenbestand wurde im Jahr 2004 auf ca. 2.700 Ereignisse erweitert. Ende 2005 wird eine vollständige und qualitätsgesicherte Datenbasis zur Verfügung stehen, die dann zunächst bis zum Jahr 2008 fortgeschrieben werden soll.

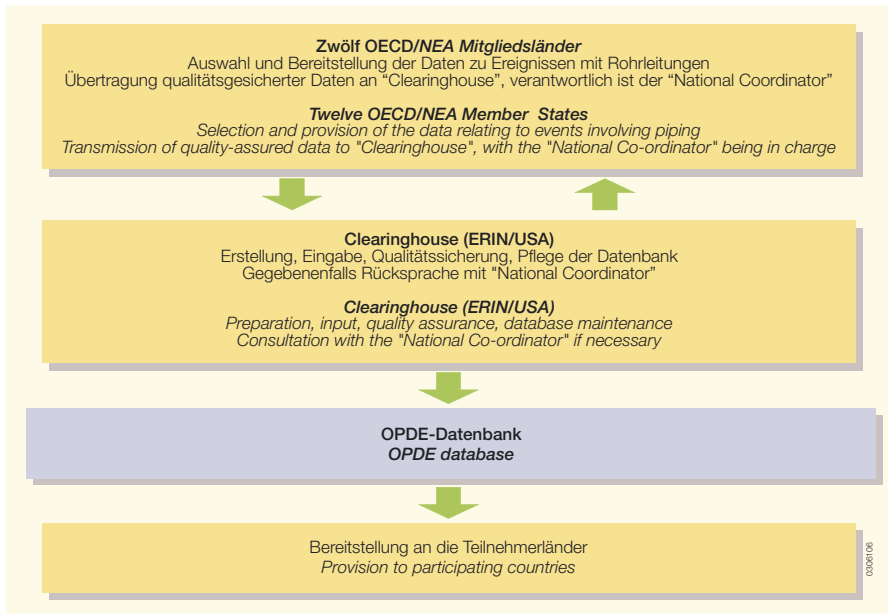
Erstellung eines Fachdosiers zu relevanten Schadensmechanismen

Insbesondere bei der Analyse seltener Ereignisse zeigt sich immer wieder, dass das Wiederauffinden von entscheidenden Informationen ein zeitaufwändiger und schwieriger Prozess ist. Die zeitlichen Abstände zwischen vergleichbaren Ereignissen können in vielen Fällen größer sein als die Dauer, während der die einzelnen Fachleute im Laufe ihrer beruflichen Tätigkeit in einer Abteilung



▲ Meldepflichtige Ereignisse an Rohrleitungen in deutschen Anlagen mit DWR infolge Ermüdung – Häufigkeit pro Kalenderjahr und Anteil der betroffenen Anlagen

Reportable events involving piping in PWR plants due to fatigue – frequency per calendar year and proportion per plant concerned



▲ Organisatorischer Ablauf bei der Erstellung der OPDE-Datenbank

Organisational flow chart of OPDE database preparation

arbeiten. Die Beteiligten können dann bei der Bewertung solcher Fälle nicht auf ihre eigene Erfahrung zurückgreifen, sondern sind auf Informationen aus Dokumenten bzw. Datenbanken angewiesen. Vor diesem Hintergrund wurde damit begonnen, ein IT-gestütztes Fachdossier zu relevanten Schadensmechanismen zu erstellen, das Datenbanksystem Alma Mater. Es erlaubt einen strukturierten, browserbasierten Zugang zu den entsprechenden Informationen. Ausgehend von einer Übersicht zu den Schadensmechanismen, anfälligen Werkstoffen und betroffenen Komponenten kann der Nutzer zu den maßgebenden Informationen der einzelnen Mechanismen navigieren. Das sind insbesondere

- die Betriebserfahrung einschließlich statistischer Auswertungen,
- der Wissensstand, insbesondere zu Einflussfaktoren und Modellvorstellungen,
- betreffende Abschnitte in den einschlägigen Regelwerken und
- „Koordinaten“ wichtiger Experten/-netze.

In die Betriebserfahrung kann der Nutzer über einen so genannten Zeitstrahl für

die einzelnen Schadensmechanismen einsteigen. Hierbei sind nationale und internationale Erfahrungen mit dem jeweiligen Mechanismus über einen Zeitraum von mehreren Jahrzehnten einschließlich getroffener Gegenmaßnahmen zusammenfassend dargestellt.

Ausgehend von derartigen Übersichts-darstellungen lassen sich dann über Verknüpfungen Detailinformationen, wie z. B. Berichte über Vorkommnisse und ihre zugehörige dokumentierte Bewertung abrufen.

Mit dem beschriebenen System können die wichtigsten Informationen zu vergleichbaren Ereignissen innerhalb weniger Stunden bzw. abhängig von der verfügbaren Datenmenge innerhalb eines Tages am PC gesichtet werden. Das System unterstützt damit insbesondere die mit der Bewertung von Schadensfällen Beschäftigten. Es ist aber auch als Lernprozedur geeignet und ermöglicht Berufsanfängern einen schnellen Einstieg in die Thematik. Eine Demonstrationsversion steht zur Verfügung. Vorgesehen sind Erweiterungen und Fortschreibungen des Fachdossiers sowie die Nutzung informationstechnischer Weiterentwicklungen.

Ganzheitliche Darstellung und Vernetzung der Wissensbasis

Darüber hinaus existiert eine Vielzahl weiterer Informationsquellen / Datenbanken zur Bewertung der Sicherheit von druckführenden Komponenten in Kernkraftwerken. Im Sinne des Wissenserhalts ist es zweckmäßig, eine ganzheitliche Struktur zu erstellen, die gestaffelt nach hierarchisch gegliederten Ebenen, die verfügbaren Informationsquellen und Datenbanken abbildet und miteinander vernetzt. Dabei erlauben die wesentlichen Bausteine dieses bei der GRS im Aufbau befindlichen fachspezifischen Wegweisers den Zugang zu

- nationalen und internationalen Regelwerken einschließlich Hintergrundinformation,
- Auslegungsmerkmalen der Komponenten und Werkstoffdaten,
- nationaler und internationaler Betriebserfahrung,
- verfügbaren Analyse- und Qualifizierungsmethoden,
- relevanten Arbeits- und FuE-Ergebnissen,
- Fachdossiers zu ausgewählten Arbeitsschwerpunkten,
- Mitarbeiterprofilen, bestehenden Möglichkeiten zur Aus- und Weiterbildung sowie
- Kontaktmöglichkeiten zu Gremien, Experten/-netzen einschließlich Websites.

Realisiert wird diese Wissensbasis über das Intranet-Portal der GRS. Von dort erhält der Nutzer über den Link „Wissensmanagement“ Zugang. Aus unserer Sicht wird das skizzierte, im Aufbau befindliche System wesentlich dazu beitragen, das im Laufe von mehreren Jahrzehnten zum Fachgebiet zusammengetragene Wissen zu erhalten und Berufsanfängern in übersichtlicher Form zugänglich zu machen.

Improvement of the Knowledge Base for the Safety Assessment of Pressurised Components in Nuclear Power Plants

For the safety assessment of pressurised components in nuclear power plants, a lot of information and methods are available at GRS from the fields of reactor safety analysis and research that have been compiled and developed over a time period of more than 30 years. A major challenge is now to process, extend and update this knowledge base in such a way that it can be used efficiently by its users to answer the respective questions to be solved. The possibilities of information technology (IT) on the market today offer an adequate basis for it. In the following, examples are given for the improvement of the knowledge base regarding the evaluation of operating experiences. Furthermore, an approach is presented for the preparation of an IT-based subject dossier. Finally, the work on the comprehensive survey on the knowledge base for the safety assessment of pressurised components in nuclear power plants will be addressed.

Generic evaluation of operating experience

Basis for the generic evaluation of operating experience with pressurised components in German nuclear power plants is the KomPass database on the basis of the

Microsoft ACCESS™ database system. This database now contains all safety-relevant events known occurred in connection with pressurised components in plants with PWR and BWR from 1974 to 2004, i. e. about 800 events. These are, in particular, reportable events reported by the plant

operators to the responsible *Land* authority in accordance with the standard Reporting Ordinance applicable at the respective time. However, the data on these events contained in the reports were not sufficient for the evaluations. Therefore, further documents, e. g. damage reports and flow diagrams were reviewed and additional information gained. In order to enable fast and effective queries, the database was extended by a graphics module which allows the direct graphical presentation of the results of standard queries at regular intervals.

The analysis of the data enables, in particular, giving statements on relevant damage mechanisms and susceptible areas as well as on type and time of damage identification, measures initiated and safety impacts. Further, it is analysed how the reliability of these systems developed over the time of operation. For this purpose, GRS developed different approaches for trend analyses. An example of it is the

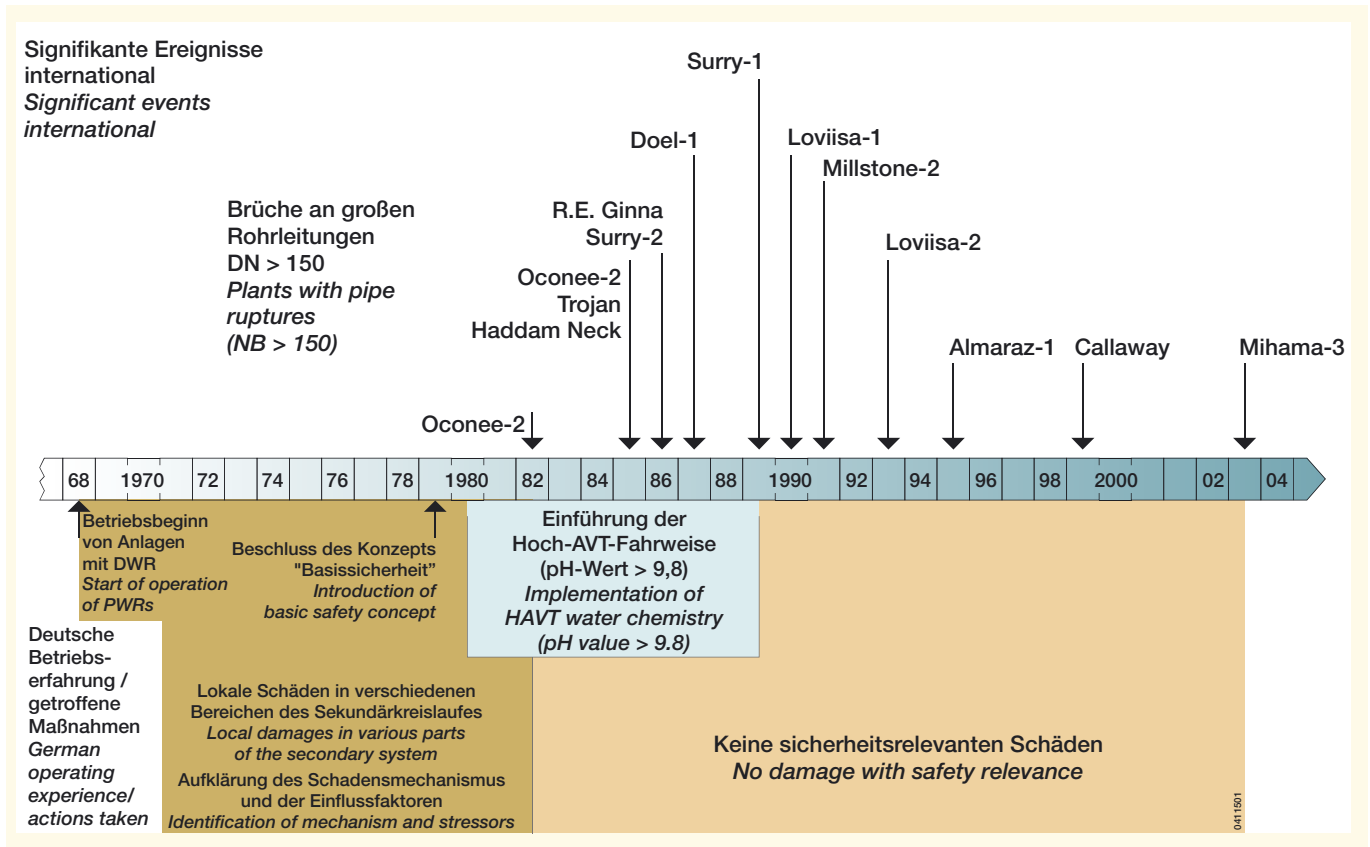


Übersicht
Kontakt

MECHANISMUS	ANFÄLLIGER WERKSTOFF	BETROFFENE KOMPONENTEN
Versprödung	neutronenaktiviert	un- und niedriglegierte Stähle
	thermisch aktiviert	Duplex-Stahlguss, niedriglegierte Stähle
Korrosion	ISpRK	Chrom-Nickel Stähle Nickelbasislegierungen
	TSpRK	Chrom-Nickel-Stähle
	DRK	un- und niedriglegierte Stähle
	Erosionskorrosion	un- und niedriglegierte Stähle
	Borsäurekorrosion	un- und niedriglegierte Stähle
	MLK	un- und legierte Stähle
Ermüdung	mechanisch	un- und legierte Stähle
	thermisch	
Synergismen	Korrosionsermüdung	un- und legierte Stähle hochlegierte Stähle
	IASCC	hochlegierte Stähle, Nickelbasislegierungen

▲ Datenbank Alma Mater – Ausgehend von der Übersichtstabelle zu Schadensmechanismen, anfälligen Werkstoffen und betroffenen Komponenten ermöglicht die Navigation den Zugang zu detaillierten mechanismusspezifischen Informationen

Alma Mater data base – on the basis of the table on damage mechanisms, susceptible materials and components affected, the navigation enables the access to detailed mechanism-specific information



▲ Beispiel für einen Zeitstrahl: Betriebserfahrung mit Erosionskorrosion in Anlagen mit DWR

Example of a time bar: Operating experience with flow-accelerated corrosion in PWR plants

frequency of events involving piping due to fatigue in pressurised water reactors per calendar year. In terms of indicators, the area below the mean value is highlighted in green. After the "yellow area" above, the "red area" begins above the double mean value which signals the necessity to analyse the cause of the increasing event frequency in depth. In addition, it was analysed whether events due to a specific mechanism accumulated in a specific plant and whether indications of safety deficiencies result from the chronology of these plant-specific events.

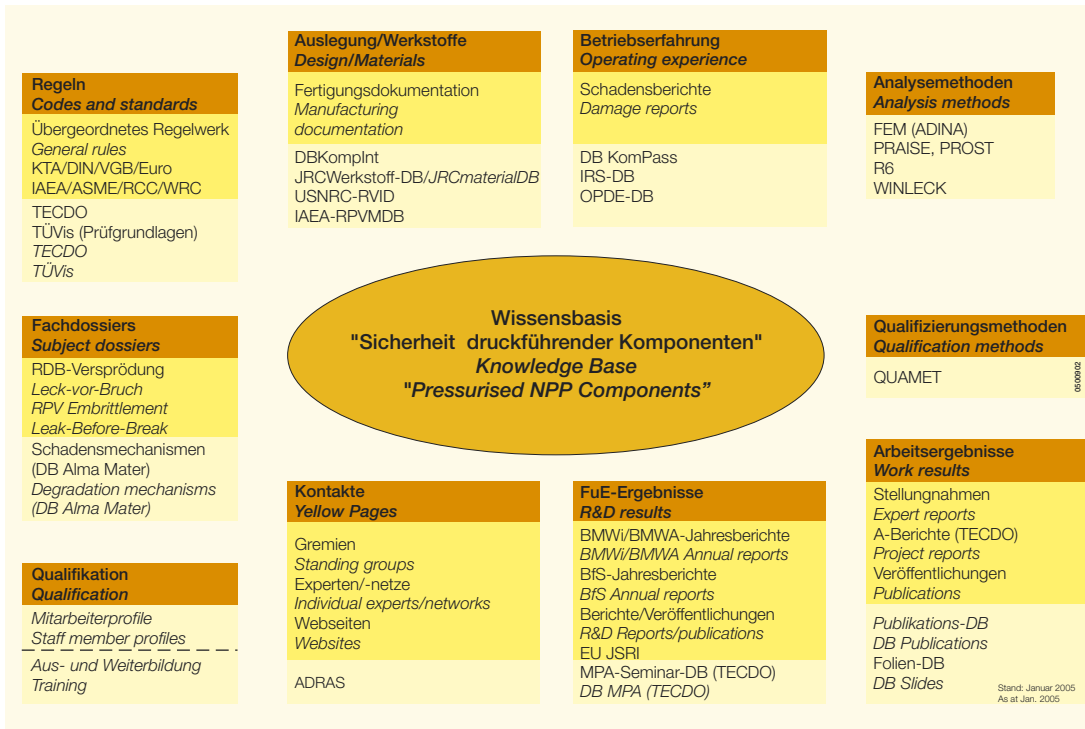
Due to the decreasing operating experience and reduction of respective research work in Germany to be expected, it is increasingly required to keep in view the findings made in other countries. An important opportunity for it is given to GRS by its participation in the OPDE (OECD Pipe Failure Data Exchange) project of the OECD/NEA. The OPDE database makes the events with pipings occurred

since 1970 worldwide in nuclear power plants of different design available in a compact and structured form. At present, 12 OECD countries with one national contact point each are involved in this project. For Germany, GRS is the national contact point.

The 12 participating countries transmit the relevant data to a "clearinghouse" which is responsible for the development, data entry, quality assurance and administration of the overall database as well as for the necessary communication with the national co-ordinators. The database developed in Microsoft ACCESS™ is then made available to all participants periodically as an updated version. The input parameters are comparable to those of the KomPass database. In 2004, the database was extended to about 2,700 events. By the end of 2005, a complete and quality-assured database will be available. It is scheduled to update the database at least until 2008.

Preparation of a subject dossier on relevant damage mechanisms

In the particular case of the analysis of rare events in nuclear plants, retrieval of relevant information has repeatedly proven to be time-consuming and difficult. The time intervals between comparable events may, in many cases, be larger than the time the staff members work in one department in the course of their professional practice. Thus, those involved cannot use their own experiences for the assessment but are rather dependent on information from documents and databases. Against this background, it was started to develop an IT-based subject dossier on relevant damage mechanisms, the database system Alma Mater. It allows a structured, browser-based access to the respective information. On the basis of a survey on the damage mechanisms, susceptible materials and components affected, the user can navigate



◀ Ganzheitliche Darstellung der Wissensbasis der GRS zur Bewertung der Sicherheit von druckführenden Komponenten
Survey on GRS knowledge base for the safety assessment of pressurised components

to the relevant information on the different mechanisms. These are, in particular,

- operating experience, including statistical evaluations,
- state of knowledge, in particular on influencing factors and available models,
- respective sections in the relevant rules and regulations, and
- "co-ordinates" of important experts / networks.

Regarding the operating experience, the user has access to the different damage mechanisms via a so-called time bar. Here, national and international experiences with the different mechanisms are presented in summary for a period of several decades, also including the counter measures taken.

On the basis of such surveys, detailed information, e. g. reports on events and their documented assessment, can be retrieved via corresponding links.

With the described system, the most important information on comparable events can be viewed on PC within a few hours or,

depending on the available amount of data, within a day. Thus, the system supports in particular those involved in the assessment of damage events. However, it can also be used as learning procedure and gives a fast introduction into the topics to young professionals. A demonstration version is available. Extensions and updates of the subject dossier are envisaged as well as the use further IT-related developments.

Comprehensive survey and networking of the knowledge base

Moreover, there are many other information sources / databases on the safety assessment of pressurised components in nuclear power plants. For the purpose of knowledge maintenance it is advisable to develop an integral structure which, differentiated according to hierarchical levels, maps and networks the available information sources and databases. Here, the essential elements of the expert guidepost, under development at GRS, allow access to

- national and international regulations, including background information,

- design characteristics of the components and material data,
- national and international operating experience,
- available analysis and qualification methods,
- relevant work and R&D results,
- subject dossiers on selected fields of work,
- staff profiles, opportunities for training and advanced training, and
- contact to committees, experts / networks, including websites.

This knowledge base is realised through the GRS intranet portal. There, the user has access via the link "knowledge management". From our point of view, the outlined system under development will make a significant contribution to maintain the knowledge on the subject area gathered over several decades and to make it accessible to young professionals in a user-friendly manner.

F. Michel

5

Ver-/Entsorgung und Strahlenschutz

Nuclear Fuel Supply, Waste Management and Radiation Protection

Die GRS führt als zentrale Sachverständigenorganisation und Forschungseinrichtung eine Vielzahl von Arbeiten zu wichtigen Forschungsvorhaben sowie Analysen und Bewertungen für gutachterliche Stellungnahmen auf dem weit gespannten Arbeitsfeld der Ver- und Entsorgung und des Strahlenschutzes durch. In Deutschland unikal ist der im GRS-Fachbereich Entsorgung gebündelte interdisziplinäre Sachverstand. Neben Physikern arbeiten auch Chemiker, Geowissenschaftler und Ingenieure an der Lösung komplexer Sachverhalte.

Auf dem Gebiet Brennstoffkreislauf bearbeiten die Sachverständigen Fragestellungen zur nuklearen Sicherheit kerntechnischer Anlagen und zu Mengenbilanzen im Kreislauf. Themenschwerpunkte der nuklearen Sicherheit sind Kritikalität und Abbrand von Spaltstoffen, Aktivierung, Abklingen, Strahlungstransport und Abschirmung sowie nukleare Verfahrenstechnik, Betriebserfahrungen und Störfälle. Die Arbeiten zu den Mengenbilanzen umfassen Kernbrennstoff- und Abfallströme, Entsorgungsnachweise und Kreislaufstrategien.

Auf dem Gebiet Strahlen- und Umweltschutz bearbeitet die GRS u. a. Strahlenschutzaspekte bei laufenden kerntechnischen Anlagen sowie bei deren Stilllegung. Weiterhin gehören zu ihrem Aufgabenspektrum die Untersuchung der Freigabe radioaktiver Stoffe, der radiologische Notfallschutz und die Klärung radioökologischer Fragen, die sich in der Umgebung kerntechnischer Anlagen, bei Altlasten und kontaminierten Gebieten ergeben. Ebenso zählen radiologische Konsequenzanalysen nach störfallbedingten Freisetzungen einschließlich der Modellierung der atmosphärischen Ausbreitung radioaktiver Stoffe und Fragen zur Transportsicherheit zu diesem

Aufgabenbereich. Auf dem Gebiet Abfall und Endlagerung werden Fragen zur ganzheitlichen sicherheitstechnischen Bewertung aller Schritte des Abfallmanagements von der Abfallentstehung bis zur Entsorgung gelöst.

Die Arbeiten werden überwiegend im Auftrag von Bundesministerien, insbesondere des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), aber auch von nachgeordneten Behörden, wie dem Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), sowie von Länderbehörden und der Europäischen Union durchgeführt.

Abbrand von Kernbrennstoff, Aktivierung, radioaktives Inventar

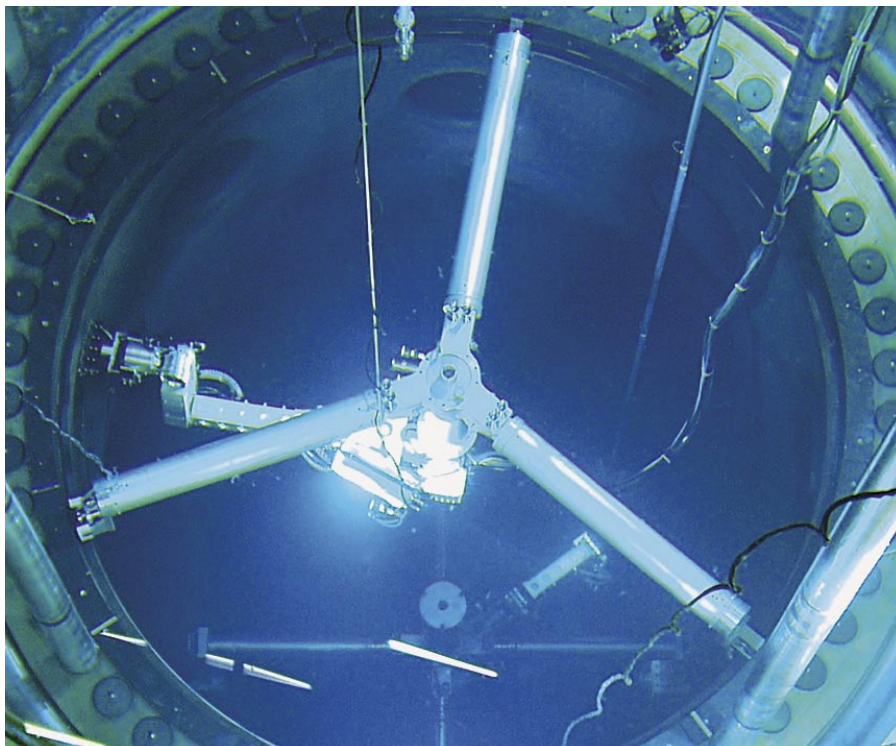
Eine grundlegende Aufgabe des Strahlenschutzes ist die Beschreibung der Quellen ionisierender Strahlung, insbesondere des radioaktiven Inventars von bestrahlten Brennelementen, aber auch von aktivierten Strukturen und Abschirmungen oder von abklingenden Abfällen. Aktivierung und Abklingen wird mit einer verbesserten GRS-Version des Standard-Codes ORIGEN der „Oak Ridge National Laboratories“ berechnet. Die GRS-Version besitzt zwei zusätzliche Kernreaktionstypen für Zerfall und Aufbau, und verwendet Datenbibliotheken, die die GRS seit 1980 ständig modernisiert hat. Der Code wird auch als Teil der GRS-Codesysteme OREST und KENOREST für die zeitrichtige und räumlich genaue Abbrandberechnung verwendet.

Aus Untersuchungen ist bekannt, dass ORIGEN systematische Schwächen aufweist, die in bestimmten Fällen bedeutsam sein können. Beispiele sind das Tritiuminventar im Reaktorkühlmittel und in Steuer-

stäben, das Inventar an Kohlenstoff 14 im Kernbrennstoff, die Aktivierung von Natrium und Aluminium, aber auch von Stahl bzw. Eisen, bei dem über einen Zerfall des Eisen 60 zusätzliches langlebiges Kobalt 60 auftritt.

Zur Behebung dieser Schwächen wurde die GRS-Version des ORIGEN jetzt im Rahmen eines Forschungsvorhabens des Bundesministeriums für Wirtschaft und Arbeit (BMWA) weiterentwickelt. Dazu wurden zusätzliche Kernreaktionstypen, insbesondere die (n, T)-Reaktion aufgenommen sowie der Energiebereich von 10 auf 20 MeV erweitert. Die zusätzlichen Reaktionstypen erforderten es, dass die ORIGEN-Bibliotheken für die Kern- und Wechselwirkungsdaten um 300 auf etwa 1.000 Nuklide erweitert werden mussten. Parallel dazu wurden die Daten von mehr als 500 der vorhandenen Nuklide modernisiert und auf 15 Kernreaktionen gebracht. Code und Datenbibliotheken der ORIGEN-X genannten Weiterentwicklung sind einsatzfähig, die Validierung des Verfahrens wurde aufgenommen. Dazu führte die GRS detaillierte Aktivierungsberechnungen für die natürlichen Elemente durch und verglich sie mit dem Standardverfahren ORIGEN. Die GRS stellte ihre Ergebnisse im Rahmen der „User-Group“ der GRS vor. Die „User-Group“ mit Fachleuten aus Gutachterorganisationen und Forschungseinrichtungen war von der GRS-Abteilung Brennstoffkreislauf 2003 ins Leben gerufen worden, um aktuelle Problemstellungen auf dem Gebiet von Aktivierung, Abbrand und Abschirmung deutschlandweit zu analysieren und an Weiterentwicklungen mitzuwirken.

Der Vergleich zwischen dem weiterentwickelten Verfahren ORIGEN-X und dem Standardverfahren ergab bei mehr als der Hälfte der 81 natürlichen Elemente einen



▲ Blick in den geöffneten Reaktordruckbehälter mit Prüfmanipulator

View into the opened reactor pressure vessel with test manipulator

Anstieg der Aktivität um mindestens einen Faktor 2. Speziell das Tritiuminventar aus der Bestrahlung der Elemente von Bor bis Bismut zusammen erhöht sich um einen Faktor 1.800 gegenüber dem Standardverfahren. Mit dafür verantwortlich ist die methodisch genaue Berücksichtigung der (n,T)-Reaktion.

Die Ergebnisse sind von großer Bedeutung, da Abbrand- und Inventarberechnungen wichtige Eingangsgrößen von Untersuchungen zur Endlagerung, zur Aktivierung von Reaktordruckbehälter und Einbauten, zur Freigabe bei Stilllegung, zur Nachzerfallsleistung bei Reaktorstörfällen, bei Abschirmungen und bei Transmutationskonfigurationen usw. sind.

Quellterme radioaktiver Stoffe nach störfallbedingten Freisetzungen

Eine grundlegende Größe bei der Beurteilung von radiologischen Folgen für die Bevölkerung nach störfallbedingten Freisetzungen radioaktiver Stoffe stellt der

so genannte Quellterm dar. Der Quellterm wird durch massen- und nuklidspezifische sowie weitere Parameter, wie z. B. die Größenverteilung der Aerosolpartikel und deren zeitliche Entwicklung charakterisiert. Der Quellterm von Freisetzungen nach Störeinwirkungen Dritter oder Sabotageakten ist insbesondere bei der Begutachtung im Rahmen der Genehmigung von kerntechnischen Einrichtungen, wie z. B. von Zwischenlagern an Kernkraftwerksstandorten von Interesse.

Die GRS führt seit 1992 gemeinsam mit anderen Forschungseinrichtungen, insbesondere dem Institut für Toxikologie und Experimentelle Medizin der Fraunhofer-Gesellschaft Untersuchungen durch, bei denen Quellterme nach Hohlladungsbeschuss auf mit abgebrannten Brennelementen beladene, schwere Transport- und Lagerbehälter vom Typ CASTOR qualitativ und quantitativ bestimmt werden. Dabei konnten bereits beachtliche Ergebnisse zur Quantifizierung der aerosolförmigen Freisetzungen für mit abgereichertem, frischem Brennstoff (als Ersatzmaterial) beladene Behälter erreicht werden. Weiterhin wurden die Partikelgrö-

ßenverteilungen freigesetzter Aerosole für verschiedene Ersatzmaterialien ermittelt, wobei eine nahezu allgemeingültige Verteilungsfunktion bestimmt werden konnte. Im Rahmen des Programms „Surrogate versus Spent Fuel“, einer arbeitsteiligen internationalen Zusammenarbeit mit Frankreich und den USA, werden seit einigen Jahren vielfältige Untersuchungen unter maßgeblicher Beteiligung der GRS durchgeführt, um die bisher gewonnenen Erkenntnisse auf abgebrannten Brennstoff auszudehnen.

Ergänzt wird das Wissen auf diesem Gebiet durch ein weiteres umfangreiches, von der GRS geführtes deutsches Projekt, bei dem analoge Größen für Transport- und Lagerbehälter, die mit „High Active Waste“ (HAW, Glaskokillen) beladen sind, untersucht werden. In Experimenten wurden dazu zunächst maßstäblich verkleinerte Probenkörper beschossen und die Ergebnisse ausgewertet. Ein weiterer Schritt sieht Experimente mit realskaligen nicht radioaktiven Glaskokillen vor. Ein wesentliches Ergebnis der bisherigen Arbeiten sind die gewonnenen Anreicherungs-faktoren, die das erhöhte Aktivitätsniveau von leicht flüchtigen Elementen auf kleinen Aerosolpartikeln im Vergleich zur mittleren spezifischen Aktivität im unzerstörten Probekörper (Brennelement, Glaskokille) wiedergeben. Diese Ergebnisse beruhen auf Glasproben, die mit der gleichen stofflichen Zusammensetzung, allerdings nicht radioaktiver Nuklide dotiert waren.

Die gewonnenen Erkenntnisse fließen direkt in die Projekte der GRS zur Begutachtung der radiologischen Folgen nach Störeinwirkung Dritter für alle Zwischenlager an Kernkraftwerksstandorten im Auftrag des BfS ein.

Stilllegung von Endlagern für radioaktive Abfälle

Die GRS begleitet im Auftrag des BMU das Planfeststellungsverfahren zur Stilllegung des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM). Ziel des Vorhabens ist, das BMU fachlich und verfahrenstechnisch hinsichtlich der Entwicklung des Planfeststellungsverfahrens, insbesondere aber zu den vom Antragsteller BfS vorgelegten Antragsunterlagen zu beraten.

In der Schachtanlage Asse II südöstlich von Braunschweig wurden seit Mitte der sechziger Jahre durch die heutige GSF - Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit die Bedingungen für eine sichere Endlagerung von radioaktiven Abfällen im Salz untersucht. Die Forschungsarbeiten sind inzwischen beendet und die Hohlräume unter Tage werden mit Rückstandssalz aus dem Kalibergbau gefüllt. Danach wird die Schachtanlage verschlossen, um den im Rahmen der Forschungs- und Entwicklungsarbeiten eingelagerten Abfall von der Umwelt zu isolieren. Die GRS berät im Auftrag des Landesbergamts Niedersachsen die Bergbehörde bei den von der GSF geplanten Maßnahmen zur Schließung der Schachtanlage und begutachtet u. a. die Themenbereiche eingelagerte Abfälle, Gasentwicklung, geplante Verfüll- und Verschlussmaßnahmen und Langzeitsicherheitsnachweis.

Fortentwicklung von Regelwerken zur Endlagerung radioaktiver Abfälle

Die GRS Köln unterstützt das BMU bei der Fortentwicklung von Regelwerken zur Endlagerung radioaktiver Abfälle. Sie hat im Auftrag des BMU in einem Vorschlag die Aktualisierung, Präzisierung und Weiterentwicklung der deutschen Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk unter Berücksichtigung der von der Reaktor-Sicherheitskommission und Strahlenschutzkommission formulierten Änderungsvorschläge vorgenommen. Die Neufassung des Entwurfs der Sicherheitskriterien ist dem BMU zur weiteren Diskussion in den Fachgremien zugeleitet worden. Um die in den Sicherheitskriterien festgelegten Kriterien und Anforderungen bei der Planung und Auslegung eines Endlagers zu konkretisieren sowie die geforderten Sicherheitsnachweise umzusetzen, erarbeitet die GRS derzeit Vorschläge zu Leitlinien als weitere untergesetzliche Regeln für die Bereiche Abfälle, Endlagerbetrieb und Sicherheit in der Nachbetriebsphase.

Nuclear Fuel Supply, Waste Management and Radiation Protection

Being one of Germany's central expert and research organisations, GRS carries out a variety of work on important research projects as well as analyses and assessments for expert statements in the broad field of nuclear fuel supply, waste management and radiation protection. Unique in Germany is the comprehensive interdisciplinary expertise. Besides physicists, chemists, earth scientists and engineers also work on the solution of complex issues.

In the field of the nuclear fuel cycle, experts deal with questions related to the safety of nuclear facilities and to material balances in the cycle. Major topics of nuclear safety are criticality and the burn-up of fissile material, activation, decay, radiation transport and shielding as well as nuclear engineering, operating experiences and incidents. The work on the material balances comprises nuclear fuel and waste streams, records of proper waste management, and cycle strategies.

In the field of radiation and environmental protection, GRS deals i. a. with radiation protection aspects concerning nuclear facilities in operation as well as their decommissioning. Further, the spectrum

of tasks comprises the analysis of the exemption of radioactive material, radiological emergency preparedness, and the clarification of radio-ecological questions arising in the surrounding of nuclear facilities and with regard to abandoned hazardous sites and contaminated areas. Likewise, radiological consequence analyses after accidental releases including modelling of the atmospheric dispersion of radioactive material and questions related to transport safety belong to this field of tasks. In the field of waste and final disposal, questions are solved on integral safety assessments of all steps of waste management, from the occurrence of waste production to waste disposal.

The work is mainly performed on behalf of federal ministries, in particular of the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU), but also of subordinate authorities, such as the Federal Office for Radiation Protection (BfS), as well as of authorities of the *Länder* and the European Union.

Burn-up of nuclear fuel, activation, radioactive inventory

A fundamental task of radiation protection is the description of the sources of ionising radiation, in particular of the radioactive inventory of irradiated fuel elements but also of activated structures and shieldings



▲ Transport- und Lagerbehälter für Glaskokillen vom Typ CASTOR HAW 20/28 im Wartungsraum des Brennelementlagers Gorleben

Transport and storage casks for vitrified waste of the CASTOR HAW 20/28 type in the maintenance room of the Gorleben fuel element storage facility

or of decaying waste. Activation and decay is calculated with an improved GRS version of the standard code ORIGEN of the Oak Ridge National Laboratories. The GRS version has two additional types of nuclear reaction for decay and build-up and uses data libraries which have continuously been updated by GRS since 1980. The code is also used as part of the GRS code systems OREST and KENOREST for burn-up calculations with precisely timed and dimensional accuracy.

It is known from analyses that ORIGEN identifies systematic deficiencies which may be important in certain cases. Examples are the tritium inventory in the reactor coolant and in control rods, the inventory of carbon-14 in the nuclear fuel, the activation of sodium and aluminium but also of steel or iron where additional long-lived cobalt-60 is produced via a decay of iron-60.

To eliminate these deficiencies, the GRS version of ORIGEN has now been further developed within the framework of a research project of the Federal Ministry of Economic and Labour (BMWA). For this purpose, additional types of nuclear reaction were included, in particular the (n, T) reaction, and the energy range was extended from 10 to 20 MeV. The additional reaction types required that the ORIGEN libraries for the core and interaction data had to be extended by 300 to about 1,000 nuclides. In parallel to this, the data of more than 500 of the existing nuclides were updated and extended to 15 types of nuclear reaction. Code and data libraries of the updated version called ORIGEN-X are ready to be applied and the validation of the procedure has been started. In this respect, GRS performed detailed activation calculations for the natural elements and compared them with the ORIGEN standard procedure. GRS presented its results within the framework of the GRS "User Group". The User Group, with experts from scientific-technical expert organisations and research institutions, was originated in 2003 by the GRS department Nuclear Fuel Cycle to analyse topical problems throughout Germany in the field of activation, burn-up and shielding and to participate in further developments.

For more than half of the 81 natural elements, the comparison between the advanced ORIGEN-X procedure and the standard procedure showed an activity increase by a factor of 2 as a minimum. Especially the tritium inventory from the irradiation of the elements from boron to bismuth together increases by a factor 1,800 compared to the standard method. This is due i.a. to the exact consideration of the (n, T) reaction in the method.

The results are of great importance because burn-up and inventory calculations are significant input parameters of studies on final disposal, on the activation of reactor pressure vessel and internals, on the exemption from regulatory control in case of decommissioning, and on the after-power of the nuclear fuel during reactor incidents, shieldings and transmutation configurations etc.

Source terms of radioactive materials after accidental releases

A fundamental parameter for the assessment of the radiological consequences for the population after accidental releases of radioactive material is the so-called source term. The source term is characterised by mass- and nuclide-specific parameters and other parameters, as e. g. the size distribution of the aerosol particles and their time-dependent development. The source term of releases after intervention of third parties or sabotage acts is of particular interest for the safety evaluation of nuclear facilities within the framework of licensing, as e. g. of interim storage facilities located at nuclear power plant sites.

Since 1992, GRS has been performing analyses together with other research institutions, in particular the Fraunhofer-Institute of Toxicology and Experimental Medicine, for the quantitative and qualitative determination of source terms after shaped-charge attack on heavy transport and storage casks of the CASTOR type loaded with spent fuel elements. With these analyses, considerable results on the quantification of aerosol releases have already been achieved for containers loaded

with depleted, fresh fuel as a surrogate. Further, the particle size distributions of released aerosols were determined for different surrogates, achieving a nearly generally valid distribution function. Within the framework of the programme "Surrogate versus Spent Fuel", an agreed international co-operation with France and the USA, various analyses have been performed for several years with significant participation of GRS in order to extend the knowledge achieved so far to spent fuel.

The knowledge in this field is supplemented by another comprehensive German project managed by GRS where analogous parameters for transport and storage casks loaded with high-active waste (vitrified HAW) are analysed. First, shaped-charge attacks were performed on downscaled test specimen in experiments and the results were evaluated. In a further step, experiments shall be performed with real-scale non-radioactive vitrified waste. An essential result of the work performed so far are the enhancement factors achieved which reflect the increased activity level of volatile elements on small aerosol particles compared to the average specific activity in the undestroyed test body (fuel element, vitrified waste). The results are based on glass specimen doped with the same material composition, but not-radioactive nuclides.

The knowledge gained flows directly into GRS projects carried out on behalf of the BfS to examine the radiological consequences resulting from third-party intervention for all interim storage facilities located at nuclear power plant sites.

Decommissioning of repositories for radioactive waste

On behalf of the BMU, GRS accompanies the plan approval procedure for the decommissioning of the Morsleben repository for radioactive waste (ERAM). The aim of the project is to give technical and procedural advice to the BMU regarding the development of the plan approval procedure but, in particular, on



▲ Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM) in Sachsen-Anhalt. Im ERAM wurden 1971 die ersten radioaktiven Abfälle eingelagert. 1978 begann der Versuchsbetrieb, der 1981 in eine befristete und 1986 in eine unbefristete Dauerbetriebsgenehmigung überging. Im Zuge der deutschen Wiedervereinigung wurde Morsleben dann Bundeseigentum. Im ERAM lagern rund 37.000 m³ schwach- und mittelradioaktive Abfälle mit einer Gesamtaktivität von $1,7 \times 10^{14}$ Bq. Aufgrund einer richterlichen Entscheidung stellte das BfS die Endlagerung am 25. September 1998 ein. In einer Pressemitteilung von Mai 2001 unterstreicht das BfS den Verzicht jeglicher Endlagerung und beschränkt den Betrieb des Endlagers auf eine Offenhaltung bis zum Beginn der Stilllegung. Das Stilllegungsverfahren ist eingeleitet.

Morsleben repository for radioactive waste (ERAM) in Saxony-Anhalt. In 1971, the first radioactive waste was emplaced at ERAM. In 1978, trial operation started. A provisional operating licence was granted in 1981 and an unlimited operating licence in 1986. In the course of German unification, Morsleben became federal property. About 37,000 m³ of low- and intermediate-level waste with a total activity of 1.7×10^{14} Bq are emplaced at ERAM. Due to a court ruling, emplacement was stopped by the BfS on 25 September 1998. In a press release of May 2001, the BfS stresses that there will be no further disposal and that operation of the repository will be restricted to keeping it open until the beginning of decommissioning. The decommissioning procedure has been initiated.

the application documents submitted by the BfS as applicant.

Since the mid-sixties, the conditions for safe final disposal of radioactive waste in salt has been investigated at the Asse II

mine by the National Research Centre for Environment and Health (GSF). Meanwhile, the investigations have been completed and the underground cavities are backfilled with residual salt from potash mining. After that, the mine will be sealed in order to isolate

the waste emplaced within the framework of research and development from the environment. On behalf of the mining office of Niedersachsen, GRS gives advice to the mining authority on the measures planned by GSF for the sealing of the mine and examines, among other things, the topics of emplaced waste, gas formation, planned backfill and sealing measures as well as the long-term safety case.

Amendment of rules and regulations on the final disposal of radioactive waste

GRS Köln supports the BMU in the amendment of rules and regulations on the final disposal of radioactive waste. On behalf of the BMU, GRS performed the updating, specification and further development of the German safety criteria for the final disposal of radioactive waste in a mine in the form of a proposal, also taking into account the amendment proposals formulated by the Reactor Safety Commission and the Commission on Radiological Protection. The amendment of the draft safety criteria has been forwarded to the BMU for further discussion in the expert committees. In order to specify the criteria and requirements included in the safety criteria for the planning and design of a repository and to implement the required safety cases, GRS is currently developing proposals on guidelines as further subordinate rules for the areas of waste, repository operation and safety in the post-operational phase.

G. Pretzsch

Sicherheitstechnische Analysen zu Anlagen der Kernbrennstoffversorgung

Die Brennelemente für Kernreaktoren werden weltweit kontinuierlich weiterentwickelt, um die Nutzung des Brennstoffs zu erhöhen, die Mengen verbrauchter Brennelemente zu reduzieren und die Kosten bei höchster Sicherheit zu senken. Auch die Brennstoffhersteller in Deutschland, d. h. die Betreiber von Anlagen zur Urananreicherung und Brennelementfertigung, folgen diesen Entwicklungen. Darüber hinaus führen sie Verbesserungen der eingesetzten Verfahrenstechniken ein.

Die GRS analysiert und bewertet seit vielen Jahren im Auftrag des Bundesumweltministeriums sicherheitstechnische Aspekte von Brennstoffkreislaufanlagen, unterstützt es bei seiner Zweckmäßigkeitssaufsicht und erarbeitet die erforderlichen wissenschaftlichen Grundlagen. Diese Arbeiten fanden zwischen 2002 und 2004 unter dem Vertrag „Sicherheitstechnische Analysen zu Anlagen und Verfahren der Brennstoffverarbeitung und Anreicherung“ statt. Gegenstand des Vertrags waren zum einen die Beratung zum Betrieb und zu geplanten Anlagen- und Verfahrensänderungen dieser Anlagen und zum anderen der Ausbau der erforderlichen wissenschaftlichen Grundlagen und Kenntnisse selbst. Da das Verständnis der überwiegend im Ausland vorangetriebenen Weiterentwicklungen bei einer Übertragung auf deutsche Anlagen wesentlich ist, wurden ausländische Anlagen und Verfahren in die Untersuchungen einbezogen, zumal sie zunehmend zur Brennstoffversorgung deutscher Kernkraftwerke beitragen.

Themenschwerpunkte der Arbeiten waren nukleare Sicherheitstechnik und verfahrenstechnische Sicherheit bei Kernbrennstoffanreicherung und Brennelementfertigung. Die vieljährige Erfahrung auf dem Fachgebiet erlaubte dabei, Interdependenzen zwischen wissenschaftlicher Berechnung, Anlagen- und Verfahrenstechnik, Betriebserfahrungen und kerntechnischem Regelwerk zu berücksichtigen.

Aus diesem umfangreichen Arbeitsspektrum werden nachfolgend einige wichtige Themen vorgestellt.

Handbuch zur Störfallanalyse

Die Arbeit an einem „Handbuch zur Störfallanalyse von Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufes“ wurde 1998 mit den Kapiteln „Freisetzung von Radionukliden“ und „Ablagerungs- und Rückhaltemechanismen“ aufgenommen und 2001 mit dem Kapitel „Kritikalität“ fortgesetzt.

Dem Konzept gemäß soll das Handbuch in drei Abschnitten einen Überblick geben über Grundlagen und Methodik der Störfallanalyse, über die theoretische Behandlung von Störfällen und die Charakteristika der

einzelnen Störfallarten. Es hält in der GRS vorhandene Kenntnisse fest und dient dem Erhalt erarbeiteten Wissens.

Die Arbeit an dem Handbuch wurde jetzt mit Recherchen zum aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik fortgesetzt, drei neue Kapitel wurden hinzugefügt, vorhandene Kapitel ergänzt. Für eine künftige Weiterarbeit wurden Unterlagen zusammengetragen.

Die Recherchen ergaben u. a., dass das seinerzeitige US-amerikanische „Accident Analysis Handbook“ 1998 grundlegend überarbeitet und unter geändertem Titel „Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook“ neu herausgegeben worden war. Der Störfallanalyse von Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufs wird in den USA offensichtlich eine hohe Bedeutung beigemessen.

Der Vergleich von US-Handbuch und deutschem Handbuch führte zur Aufnahme eines Gliederungspunktes zur atmosphärischen Freisetzung und Verteilung.

Das neu hinzugekommene Kapitel „Der nukleare Brennstoffkreislauf“ gibt einen Überblick über die Anlagen des Brennstoffkreislaufes, über radiologische und

chemotoxische Gefahrenpotentiale sowie mögliche Störfälle. Der Linie des neuen US-Handbuchs folgend wird ausführlicher auf die chemotoxischen Stoffe eingegangen. Ein eigenes Unterkapitel stellt die wichtigsten auftretenden chemotoxischen Stoffe zusammen und erläutert sie anhand der Sicherheitsdatenblätter der Chemie.

Das hinzugekommene Kapitel „Grundlagen der Störfallanalyse“ beschreibt die gesetzlichen Grundlagen bis hin zu den untergesetzlichen Regeln und Normen, und gibt die grundlegenden Definitionen für den Bereich der Störfallanalyse wieder.

Das Kapitel „Radionuklid-Inventar“ gibt einen exemplarischen Überblick über Stoffströme und Inventare im nuklearen Brennstoffkreislauf. Auf Verfahren zur Berechnungen des Abbrands von Kernbrennstoff wird unter besonderer Berücksichtigung der Codes der GRS eingegangen. Die deutschen Brennstoffkreislaufanlagen werden im Überblick dargestellt.

Aktualisiert wurde u. a. das Kapitel zur Kritikalität des dritten Abschnitts. Es geht z. B. ein auf Störfallerfahrungen, Kritikalitätsexperimente (CRAC, SILENE, KEWB, SHEBA, SPERT, TRIGA), auf Ablauf und Folgen von Störfällen wie Direktstrahlung, mechanische Wirkung und Bildung von Radionukliden. Die weltweit 60 bisher aufgetretenen Kritikalitätsunfälle werden beschrieben, von denen sich einschließlich des Unfalls von Tokai-mura insgesamt 22 in Prozessanlagen ereignet haben.

Nach aktuellem Stand des Handbuchs liegen auf etwa 300 Seiten fünf Hauptkapitel der ersten zwei Abschnitte und das Hauptkapitel Kritikalität des dritten Abschnitts vor. Zwei weitere Hauptkapitel sind vertragsgemäß für die Fortsetzung der Arbeiten vorbereitet. Die nebenstehende, auf Hauptkapitel reduzierte Darstellung des Inhaltsverzeichnisses kennzeichnet vorliegende sowie vorbereitete Teile. Eine Weiterarbeit findet mittlerweile nicht mehr statt, der Vertrag „Sicherheitstechnische Analysen zu Anlagen und Verfahren der Brennstoffverarbeitung und Anreicherung“ wurde 2004 beendet.

Im Rahmen der Arbeiten zum Thema der Störfallanalyse bearbeitete die GRS eine

Handbuch zur Störfallanalyse/*Accident Analysis Handbook*

Inhaltsverzeichnis/*Table of contents*

A Grundlagen und Methodik der Analyse *Fundamentals and methodology of the analysis*

- 1 Der nukleare Brennstoffkreislauf
The nuclear fuel cycle
- 2 Grundlagen der Störfallanalyse
Basics of the accident analysis
- 3 Methodik der Störfallanalyse
Basics of the accident analysis methodology

B Theoretische Behandlung von Störfällen, Randbedingungen *Theoretical treatment of accidents, boundary conditions*

- 4 Radionuklid-Inventar
Radionuclide inventory
- 5 Größenverteilungen für Pulver und Aerosole
Size distributions for powders and aerosols
- 6 Freisetzung von Radionukliden
Release of radionuclides
- 7 Freisetzung von UF₆
Release of UF₆
- 8 Ablagerungs- und Rückhalte-mechanismen
Deposition and retention mechanisms
- 9 Freisetzung und Verteilung in die Atmosphäre
Release and atmospheric distribution
- 10 Freisetzung von Radionukliden im Boden und Grundwasser
Release of radionuclides in ground and ground water

C Störfälle *Accidents*

- 11 Mechanische Beschädigung, Absturz von Lasten
Mechanical damages, drop of loads
 - 12 Leckage, Auslaufstörfälle
Leakage, leakage accidents
 - 13 Brand
Fire
 - 14 Explosion
Explosion
 - 15 **Kritikalität**
Criticality
 - 16 Kühlausfall, Selbsterhitzung
Loss of cooling, self-heating
 - 17 Ausfälle von Ver- und Entsorgungssystemen
Failures of supply and disposal systems
 - 18 Erdbeben
Earthquake
 - 19 Flugzeugabsturz
Aircraft crash
 - 20 Von außen auftreffende Druckwelle
External blast waves
 - 21 Sonstige Einwirkungen von außen
Other external impacts
- Begriffsbestimmungen, Abkürzungen, Maßeinheiten
Terms and definitions, abbreviations, measuring units

vorhandene Kapitel in Fettschrift/*existing chapters in bold face*

▲ Inhaltsverzeichnis des Handbuchs zur Störfallanalyse. Nach aktuellem Stand des Handbuchs liegen auf etwa 300 Seiten fünf Hauptkapitel der ersten zwei Abschnitte und das Hauptkapitel Kritikalität des dritten Abschnitts vor.

Table of contents of the "Handbook for nuclear fuel cycle facility accident analysis". The handbook, which currently consists of 300 pages, includes five main chapters in the first two sections and the main chapter "Criticality" in the third section.

größere Zahl weiterer Einzelaufgaben. So wurden z. B. Vorüberlegungen zur Zuordnung von Schadensausmaß und Störfall-Eintrittswahrscheinlichkeit bei Anlagen des Brennstoffkreislaufs angestellt. An der entstehenden Technischen Dokumentation der IAEA „Safety Assessment Methodology for Fuel Cycle Installations“ wurde mitgearbeitet und so die Fachkompetenz der GRS auf internationaler Ebene eingebracht.

Qualitätssicherung bei der MOX-Brennelementfertigung

1999 sind Fälschungen von Messdaten der Pelletdurchmesser in der Qualitätskontrolle der Brennelement-Fertigung der MOX Demonstration Facility (MDF) von British Nuclear Fuels Ltd. (BNFL) in Sellafield entdeckt geworden. Die genaue Einhaltung von Brennelementspezifikationen und damit die Qualitätssicherung in der Brennelementfertigung sind für den sicheren Betrieb der Kernkraftwerke von hoher Bedeutung. Daher wurden die Umstände und Konsequenzen des Vorfalles von verschiedenen Seiten untersucht. Auch deutsche Kernkraftwerke hatten MOX-Brennelemente bezogen, deren Pellets, wenn auch zu geringen Teilen, aus betroffenen Fertigungslosen stammten. In der Folge wurden daher in Deutschland von Technischen Überwachungs-Vereinen, Länder- und Bundesbehörden und der Reaktorsicherheitskommission die Umstände der Fälschungen, etwaige Konsequenzen für den Reaktorbetrieb sowie sicherheitstechnische Anforderungen an die Brennelementherstellung untersucht. Die GRS war im Auftrag des Bundesumweltministeriums an der Klärung der Sicherheitsrelevanz beteiligt.

Nunmehr hat die GRS den Fragenkomplex in einer zusammenfassenden Stellungnahme analysiert. Sie schließt eine Beschreibung des Vorfalles, eine Darstellung der Qualitätssicherung bei der Brennelementfertigung, die Ergebnisse der Untersuchungen von anderer Seite sowie eigene Überlegungen ein. Mit eingeflossen ist das Ergebnis eines Fachgesprächs der GRS im Oktober 2003 zur Qualitätssicherung bei der Brennelementfertigung. Ein erster Teil der Stellungnahme geht auf die wesentlichen Qualitätsmerkmale von Brenn-

elementen und ihre Prüfung ein. Der zweite Teil hat insbesondere die Untersuchungen der englischen Aufsichtsbehörde Nuclear Installations Inspectorate (NII), eine Untersuchung des TÜV Nord und den Bericht des Ministeriums für Umwelt und Verkehr des Landes Baden-Württemberg zum Aufsichtschwerpunkt „Qualitätssicherung in Brennelementfabriken“ zum Gegenstand.

Die Schlussfolgerungen der Untersuchungen zu dem Vorfall sind vielfältig, betreffen aber alleine die Optimierung der Qualitätssicherungsmaßnahmen. Eine Gefährdung des sicheren Betriebs der Reaktoren infolge der Fälschungen wird nicht konstatiert. Zwar haben einige der Qualitätsmerkmale von Pellets wie Durchmesser, Dichte oder Anreicherung einen relevanten Einfluss auf das Auftreten von Brennstabschäden. Abweichungen von spezifizierten Wertebereichen wirken sich hier allerdings erst dann aus, wenn die Größe der Abweichung eine Nichterkennung äußerst unwahrscheinlich macht. Abgesehen davon wird das Auftreten einzelner Brennstabschäden in Kernkraftwerken beherrscht.

Sicherheitstechnik bei der Anreicherung

Die Firma URENCO Deutschland in Gronau (UAG) produziert angereichertes Uran für die Brennstoffversorgung der Kernkraftwerke. Sie verfügt über eine genehmigte Kapazität von 1.800 t Urantrennarbeit (UTA) pro Jahr bei einer Anreicherung bis 5 % Uran 235. Zur Erweiterung der Kapazität hat URENCO die Errichtung einer zusätzlichen Trennanlage UTA-2 für 2.700 t UTA pro Jahr mit einer innerbetrieblichen Maximalanreicherung von 6 % Uran 235 beantragt.

Die GRS hat das Bundesumweltministerium bei der Aufsicht über das Genehmigungsverfahren im Rahmen des Vertrags zu den sicherheitstechnischen Analysen unterstützt. Sie hat dazu die Kenntnisse zu Entwicklungsstand und Sicherheitstechnik moderner Uran-Anreicherungsanlagen aktualisiert und mit den Merkmalen und Sicherheitskonzepten der Anlage in Gronau und ihrer Erweiterung in einem Bericht zusammengestellt.

Schwerpunkte eines ersten Teils des Berichts sind Physik und Grundaufbau von Anreicherungsanlagen, großtechnische Verfahren sowie ein aktueller Überblick über die Urananreicherungskapazitäten weltweit. Auf die Anreicherung von Uran aus der Wiederaufarbeitung wird eingegangen.

Die Anlagen nach dem Diffusionsverfahren stellen derzeit zwar die größten Anreicherungsanlagen, das Zentrifugenverfahren ist aber wegen seiner Wirtschaftlichkeit und seines Entwicklungspotentials das künftig aussichtsreichste Verfahren für die großtechnische Urananreicherung. Das Trenndüsenverfahren konnte sich am Markt nicht durchsetzen, laserbasierte Verfahren haben die Erwartungen bisher nicht erfüllt.

Der entscheidende Vorteil des Zentrifugenverfahrens ist seine Wirtschaftlichkeit. Dies belegt der Vergleich der Anhaltswerte zum Energieverbrauch von Diffusions-, Zentrifugen- und Trenndüsenverfahren.

Anreicherungsanlagen besitzen Kaskaden von parallel und in Serie geschalteten Trennelementen. Die erforderliche Zahl von Elementen in Serie hängt vom Trennfaktor, die erforderliche Zahl paralleler Elemente von der Trennleistung ab. Der Trennfaktor gibt das Verhältnis von Uran 235-Atomen zu Uran 238-Atomen in angereichertem Produkt und abgereichertem Material an. Wegen des hohen Trennfaktors der Zentrifuge sind z. B. für eine Anreicherung des Uran 235 auf 3 % nicht mehr als etwa 13 Trennelemente in Serie erforderlich. Die parallele Zahl an Elementen richtet sich nach dem angestrebten Anlagendurchsatz.

Die geplante französische Zentrifugenanlage „Georges Besse II“ sieht etwa 100 Kaskaden mit jeweils mehr als tausend Zentrifugen vor.

Zentrifugen haben weiteres Entwicklungspotential. Da die Trennleistung stark mit der Rotorumfangsgeschwindigkeit wächst, werden leichte und hochfeste Materialien für höchste Geschwindigkeiten benötigt. Auch größere Rotorlängen erhöhen die Trennleistung, was allerdings auf das Problem starker Schwingungen des Rotors bei kritischen Drehzahlen trifft, die den Rotor zerstören können. Mit der Entwicklung überkritischer Gas-Ultrazentrifugen (GUZ) gelang es, den kritischen Drehzahlbereich zu durchschreiten und höchste Drehzahlen bei sehr hoher Betriebssicherheit zu erreichen. Werkstoffe und Auslegung von Zentrifugen unterliegen der industriellen Geheimhaltung, darüber hinaus ist die Weitergabe von Komponenten und Know-how Gegenstand des „Non-Proliferation Treaty“.

Auch Uran aus der Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennstoffe wird in den Kernkraftwerken rezykliert. Dazu wird es erneut zu so genannten „Enriched Reprocessed Uranium“ (ERU) angereichert. Es ist nicht zu vermeiden, dass dabei auch unerwünschte Uran-Isotope wie das Uran 236 mitangereichert werden. Uran 236 verschlechtert als Neutronenabsorber die Neutronenökonomie im Reaktor. Als Grundlage für Reaktivitätsanalysen stellt der Bericht daher Daten zu den Mengen der mitangereicherten Uranisotope Uran 232, 234 und 236 für Anreicherungen des Uran 235 zwischen 3 % und 4,5 % bereit.

Trennelement <i>Separation element</i>	Energieverbrauch <i>Energy consumption</i> kWh/kg UTA ^{*)}	Trennfaktor <i>Separation factor</i>
Diffusion/ <i>Diffusion</i>	2.400	1,002
Zentrifuge/ <i>Centrifuge</i>	40	1,5
Trenndüse/ <i>Nozzle separation</i>	3.000	1,01

^{*)} 1 kg UTA = 1 TAE = 1 SWU

▲ Zentrifugenverfahren: Anhaltswerte zum Energieverbrauch von Diffusions-, Zentrifugen- und Trenndüsenverfahren

Centrifuge method: reference values on energy consumption of diffusion, centrifuge and nozzle separation methods

Ein zweiter Teil des Berichts beschreibt zusammenfassend die technischen und sicherheitstechnischen Einrichtungen der Anreicherungsanlage der URENCO Deutschland. Eine wesentliche verfahrenstechnische Neuerung der Trennanlage UTA-2 ist die durchgehende Unterdrückhaltung, nachdem das Einspeisen des Uranhexafluorids in die Kaskaden mittels Sublimation direkt aus der festen Phase in die gasförmige Phase geschieht. Damit entfallen Autoklaven und Druckreduzierung, die beim Einspeiseverfahren aus der flüssigen Phase mit Überdruck vorliegen. Das Verfahren hat sich in den Anlagen der URENCO in Capenhurst (UK) und Almelo (NL) bewährt.

Die Anlage wird entsprechend den aktualisierten „Sicherheitsanforderungen für Urananreicherungsanlagen nach dem Gasultrazentrifugenprinzip“ von 2004 und den einschlägigen Normen der Kritikalitätssicherheit ausgelegt, und entspricht dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik.

Kritikalitätssicherheit

Bei Handhabung und Verarbeitung von Spaltmaterial in kerntechnischen Anlagen, mit Ausnahme der dafür konstruierten Kernreaktoren, muss ein kritischer oder überkritischer Zustand wegen der Schadensauswirkungen sicher verhindert werden. Welche Voraussetzungen hierzu erfüllt sein müssen, ermittelt die Kritikalitätssicherheitsanalyse.

Wesentlicher Teil der Kritikalitätssicherheitsanalyse ist die Festlegung von technischen und physikalischen Randbedingungen, die die Unterkritikalität sicherstellen, beispielsweise die Begrenzung der Masse eines Spaltstoffs. Eng mit diesen in der Regel aufwendigen Computerberechnungen verknüpft sind organisatorische Maßnahmen zur Einhaltung sicherheitsrelevanter Prozessabläufe und die Umsetzung von Anforderungen der gesetzlichen und technischen Regelwerke. Das deutsche Handbuch zur Kritikalität der GRS stellt das in diesem Rahmen erforderliche Wissen und insbesondere Daten und Informationen zu wichtigen Spaltstoffsystemen zur Verfügung.

Geschaffen wurde das Handbuch zur Unterstützung von Industrie, Behörden und Forschungslabors, die mit Fragen der Kritikalitätssicherheit befasst sind. Es bezweckt allerdings nicht, Lösungen für komplexe Probleme der Kritikalität anzubieten. Diese sind der eingehenden Analyse durch den Fachmann vorbehalten. Der sinnvolle Gebrauch der Daten des Handbuchs erfordert ein grundsätzliches Verständnis der Kritikalität und ihrer Terminologie sowie der damit verbundenen Randbedingungen. Teil I des Handbuchs führt dazu ein in die neutronenphysikalischen Grundlagen der Kritikalitätsanalyse, die Prinzipien der Kritikalitätssicherheit, die Analysemethoden und Rechenverfahren, in nationale und internationale Kritikalitätsnormen, organisatorische und administrative Maßnahmen, in kritikalitätsrelevante Betriebserfahrungen sowie die bisher aufgetretenen Kritikalitätsunfälle, ihre Analyse und ihre Auswirkungen.

Die Teile II und III enthalten Parameter und Grenzwerte in Kurven- und Tabellenform, Teil II für Spaltstoffsysteme mit Uran 235, Teil III für Systeme mit Uran 233, Plutonium und höheren Aktiniden.

Erstellt wurde das Handbuch im Auftrag des Bundesministeriums des Innern zwischen 1970 und 1979. Darauf folgende Revisionen galten der wissenschaftlich-technischen Weiterentwicklung und den Anlagen- und Verfahrensänderungen im Brennstoffkreislauf. Die Arbeiten wurden aus Mitteln des Bundesumweltministeriums finanziert, erforderliche neue Berechnungsverfahren wurden im Rahmen der vorhandenen Möglichkeiten übernommen. Die derzeit vorliegende vierte Ausgabe des Kritikalitätshandbuchs ist 1998 erschienen, ihre Kurzdarstellung findet sich im Internet-Auftritt der GRS. Sie will anhand der Inhaltsverzeichnisse und von Text- und Datenbeispielen einen Eindruck des Handbuchs vermitteln.

Die nächste Ausgabe des Kritikalitätshandbuchs ist für 2005 vorgesehen. Im Rahmen der sicherheitstechnischen Analysen zu Anlagen der Kernbrennstoffversorgung wurden dazu der Textteil des Handbuchs überarbeitet sowie Parameterberechnungen zur Aktualisierung der Datenteile durchgeführt. Im Einzelnen wurden Daten für Uranylfluorid,

trickenes Urandioxid und Uranylнитrat bei Anreicherungen des Uran 235 zwischen 3 und 6 Gewichtsprozenten überprüft oder neu bestimmt:

Uranylfluorid

Die Uran-Anreicherungsanlage der URENCO in Gronau hat bisher eine Betriebsgenehmigung für eine maximale Anreicherung des Uran 235 von 5 %. Mit dem Trend zur Anhebung der Brennelementabbrände nähert sich die Anreicherung von Uran-Brennelementen zunehmend diesem Wert. Um die vorgegebenen Anreicherungsgrade des Uranprodukts von bis zu 5 % genau einstellen zu können, wird mit Uran von bis zu 6 % gemischt. URENCO hat daher eine Genehmigung für eine innerbetriebliche Maximalanreicherung von 6 % beantragt. Als Grundlage für entsprechende sicherheitstechnische Bewertungen wurden die Kritikalitätsparameter der prozessrelevanten Verbindung Uranylfluorid bei 6 % Uran 235 neu berechnet. Verwendet wurde der amerikanische Standard-Code SCALE.

Als Teil dieser Berechnungen wurde analysiert, inwieweit die Dichteformel von SCALE für Uranylfluorid-Wasser-Mischungen dem Stand von Wissenschaft und Technik genügt. Die Dichte beeinflusst bekanntlich Kritikalitätsparameter stark. Dazu wurden die Kritikalitätsparameter von Uranylfluorid auch für eine Anreicherung von 5 % Uran 235 berechnet, für die international eine größere Zahl von Vergleichswerten existiert. Es zeigt sich, dass die von SCALE, vom deutschen Kritikalitätshandbuch und teilweise international verwendete Dichteformel vergleichsweise hohe Parameterwerte ergibt. Weitere Analysen zur Absicherung der Resultate sind daher erforderlich.

Urandioxid

Das Kritikalitätssicherheitskonzept der Uran-Brennelementfertigung der Advanced Nuclear Fuels GmbH (ANF) in Lingen bedingt in bestimmten Anlagenbereichen nahezu trockenes Uranoxid („Prinzip der kontrollierten Moderation“). Entsprechende Daten für Urandioxid mit geringer Restfeuchte

enthält das Handbuch bisher nicht, sie wurden deshalb für Anreicherungsgrade von 5 % Uran 235 bestimmt. Die ermittelten Daten genügen nach Kenntnis der Autoren dem Stand von Wissenschaft und Technik und können in das Handbuch aufgenommen werden.

Uranylнитrat

Das Handbuch enthält Kritikalitätsdaten für wässrige Uranylнитrat-Lösungen. Das Material tritt vor allem bei der Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente auf. Heute bilden diese Daten mit den Hintergrund für Analysen zu besonderen Ereignissen in ausländischen Wiederaufarbeitungsanlagen, die Brennelemente aus deutschen Kernkraftwerken verarbeiten. Analysen zu besonderen Ereignissen bei Brennstoffkreislaufanlagen des Auslands führt die GRS in einem separaten Vorhaben des Bundesumweltministeriums durch.

Eine OECD/NEA-Expertengruppe analysiert seit geraumer Zeit auf Vorschlag der GRS Diskrepanzen zwischen national verwendeten Kritikalitätsparametern, darunter auch für Uranylнитrat. Sie hat z. T. überraschend hohe Unterschiede festgestellt, obwohl derartige Daten im Grunde eine Art Naturkonstante darstellen sollten. Die GRS hat in diesem Zusammenhang die Handbuchdaten überprüft, und ist bei Uranylнитrat im Anreicherungsgebiet bis 5 % Uran 235 auf Aktualisierungsbedarf gestoßen. Da Tabellen und Diagramme zum Teil noch von 1970 stammen, wurden die Daten mit SCALE neu berechnet. Die Resultate liegen geringfügig über den alten Diagrammen des Kritikalitätshandbuchs und z. T. deutlich über dessen Tabellenangaben. Die Daten wurden durch Gegenrechnung mit dem genauen Monte Carlo Code (MCNP) und durch Experimentnachrechnung bestätigt. Im Weiteren steht bei Uranylнитrat eine Überprüfung der Dichteformel an, nachdem in Frankreich mittlerweile eine weiterentwickelte Dichteformel „isopiestic“ für Nitratlösungen verwendet wird.

Die neuen Daten für Uranylfluorid, trockenes Uranoxid sowie Uranylнитrat sind zur Aufnahme in das Kritikalitätshandbuch vorgesehen. Dem steht bei Uranylfluorid und Uranylнитrat bisher der Abschluss der Analysen zur Dichteformel entgegen. Die

Fortführung der Arbeiten wird derzeit allerdings nicht gefördert.

Die Analysen tragen zum Erhalt der fachlichen Kompetenz der GRS auf dem Gebiet der Sicherheit von Kernbrennstoffanlagen bei. Sie bilden teils die fachliche Grundlage für die Beratung des Bundesumweltministe-

riums, teils haben sie die Unterstützung des BMU unmittelbar zum Gegenstand. Obwohl Ende 2004 auf Wunsch des Auftraggebers eingestellt, bleiben die Arbeiten aus unserer Sicht weiterhin unverzichtbar, damit die Sicherheit des Kernbrennstoffkreislaufs nach internationalem Stand von Wissenschaft und Technik in Deutschland gewährleistet ist.

Safety-related Analyses on Nuclear Fuel Supply Facilities

Worldwide, fuel elements for nuclear reactors are further developed continuously in order to enhance the use of the fuel, to reduce the amount of spent fuel elements and to lower the costs while maintaining the highest safety standard. The fuel manufacturers in Germany, i. e. operators of uranium enrichment facilities and fuel element production, are also following this development. Furthermore, they are initiating improvements in the methods applied.

On behalf of the Federal Ministry for the Environment, GRS has provided analyses and assessments of safety issues of fuel cycle facilities for many years. Moreover, it assists in the supervision of expediency and develops the required scientific fundamentals. Between 2002 and 2004, these activities were performed under the contract "Safety-related analyses on fuel processing and enrichment installations and procedures". The terms of the contract included, on the one hand, advice on matters of operation and on the planned installation and procedure modification and, on the other hand, the extension of the required scientific basics and the know-how itself. Due to the fact that the comprehension of developments which are mostly advanced abroad is essential when being applied to German installations, foreign installations and procedures were considered in the analyses, the more so as they contribute increasingly to the fuel supply of German nuclear power plants.

The analyses focussed on nuclear safety technology and safety regarding the methods applied in the fields of nuclear fuel enrichment and fuel element production. Owing to the long lasting experience in this area of expertise, interdependencies between scientific calculations, systems and methods engineering, operational experience and nuclear rules and regulations could be taken into consideration.

From this wide spectrum of work, a couple of important issues will be presented in the following.

Accident analysis handbook

In 1998, the work on the "Nuclear fuel cycle facility accident analysis handbook" was initiated with the chapters "Release of radionuclides" and "Deposition and

retention mechanisms". In 2001, it was resumed with the chapter "Criticality".

According to the concept, the handbook is to give a survey of the basics and the methodology of accident analysis, the theoretical handling of accidents and the characteristics of individual types of accidents. This way, it retains the knowledge of GRS and serves to maintain acquired knowledge.

Currently, the work on the handbook has been resumed with enquiries on the state of the art in science and technology. Three new chapters were added and already existing chapters were amended. Data has been compiled for further work on the handbook.

Enquiries also showed that, in 1998, the older US American "Accident Analysis

Handbook" was fundamentally revised and newly published under the changed title "Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook". Obviously, the nuclear fuel cycle facility accident analysis is of great importance in the USA.

The comparison of the US handbook and the German handbook resulted in the inclusion of a bullet dealing with atmospheric release and distribution.

The added chapter "The nuclear fuel cycle" gives a survey on nuclear fuel cycle facilities, on radiological and chemical/toxic hazard potentials as well as potential accidents. In accordance with the US handbook, chemical/toxic substances are discussed in more detail. A separate subchapter compiles the most important chemical/toxic substances that occur and explains them on the basis of the chemistry's material safety data sheet.

The added chapter "Basics of the accident analysis" describes the legal basis up to the non-legislative rules and standards and presents the basic definitions in the field of accident analysis.

The chapter "Radionuclide inventory" gives an exemplary survey of material flows and inventories in the nuclear fuel cycle. Methods for the calculation of fuel burn-up are dealt with under particular consideration of the GRS codes. In addition, the German fuel cycle facilities are outlined.

Amongst others, the chapter on criticality in the third section was updated. It deals with e. g. accident experience, experiments on criticality (CRAC, SILENE, KEWB, SHEBA, SPERT, TRIGA), accident sequences and consequences, such as direct radiation, mechanical impacts and formation of radionuclides. Criticality accidents, which occurred so far 60 times worldwide – 22 times in process installations, including the accident at Tokai-mura site - are described.

The handbook, which currently consists of 300 pages, includes five main chapters in the first two sections and the main chapter "Criticality" in the third section. According to the contract, two additional main chapters are prepared to continue the work on the handbook. The adjacent

index of contents is reduced to the main chapters and indicates the completed and prepared parts. Due to the fact that the contract "Safety-related analysis of fuel processing and enrichment installations and procedures" was concluded in 2004, the work on the handbook is not being continued meanwhile. Within the framework of work on the accident analysis, GRS dealt with a larger number of specific tasks as, for instance, preliminary considerations regarding the classification of damage degrees and accident probability in nuclear fuel cycle facilities. GRS participated in the development of the technical documentation "Safety Assessment Methodology for Fuel Cycle Installations" of the IAEA and thereby extended its expertise to an international level.

Quality assurance for MOX fuel production

In 1999, the quality control department of the fuel element production of MOX Demonstration Facility (MDF) of British Nuclear Fuels Ltd. (BNFL) at the Sellafield site discovered falsifications of measured data concerning the pellet diameter. The exact compliance with fuel element specifications and thus the quality assurance in fuel element production is essential for the safe operation of nuclear power plants. Therefore, diverse instances investigated the circumstances and consequences of this incident. German nuclear power plants had also received MOX fuel elements whose pellets, albeit only partially, belonged to the relevant production lots. Consequently, the German Technical Inspection Agencies, the Länder and federal authorities as well as the Reactor Safety Commission investigated the circumstances of the falsifications, possible consequences for plant operation and the safety-related requirements for fuel element production. GRS participated the clarification of the safety relevance on behalf of the Federal Ministry for the Environment.

In the meantime, GRS has analysed the battery of questions and submitted a summary statement which includes a description of the incident and of quality assurance in fuel element production, the results of other instances' investigations as

well as own considerations and conclusions. The results of a GRS expert meeting on quality assurance in fuel element production in October 2003 were taken into account. The first part of the statement focuses on significant quality characteristics of fuel elements and their verification. The second part deals in particular with the investigations of the British supervisory authority "Nuclear Installations Inspectorate" (NII), an enquiry of the German TÜV NORD Group and the report of the Ministry of Environment and Transport of Baden-Württemberg regarding the thematic focus "Quality assurance at fuel element production facilities".

The conclusions of the investigations on the incident are multifarious, but only concern the optimisation of the quality assurance measures. It is not stated that the safe operation of plants is threatened due to the falsifications. Indeed, some of the quality characteristics of pellets, such as diameter, density or enrichment, have a significant impact on the occurrence of fuel rod damages, but deviations from specified value ranges only have an effect when the extent of the deviation makes it very unlikely not to identify it. Apart from that, the occurrence of single fuel rod damages in nuclear power plants is manageable.

Engineered safety features in enrichment facilities

URENCO Germany in Gronau (UAG) produces enriched uranium for the fuel supply of nuclear power plants. It has a licensed capacity of 1,800 tons of UTA per year at an enrichment level of 5 % U-235. For increase of the capacity, URENCO applied for the construction of an additional installation for uranium separation, UTA-2, for 2,700 tons/year of uranium separation work with an internal maximum enrichment level of 6 % U-235.

Within the framework of the contract on the safety-related analyses, GRS supported the Federal Ministry for the Environment in the supervision of the licensing procedure. For this purpose, GRS updated the knowledge on the development status and engineered safety features of modern uranium enrichment facilities, adding to the report the

features and safety concepts of the Gronau installation and its enlargement.

The first part of the report focuses on physics and basic design of enrichment facilities, large-scale procedures as well as an up-to-date survey of uranium enrichment capacities worldwide. The enrichment of reprocessed uranium is taken into consideration.

Indeed, installations using the diffusion method have the highest enrichment capacities, but it is the centrifuge procedure which has better prospects for the large-scale uranium enrichment in the future due to its economic efficiency and its development potential. The nozzle separation process could not establish itself on the market; laser-based methods could not meet the expectations so far.

The decisive advantage of the centrifuge method is its economic efficiency, which is proved by the following comparison of reference values on energy consumption of diffusion, centrifuge and nozzle separation methods.

Enrichment facilities contain cascades of separation elements connected in series and in parallel. The required amount of elements connected in series depends on the separation factor, whereas the required amount of elements connected in parallel depends on the separation power. The separation factor indicates the ratio of uranium 235 atoms and uranium 238 atoms in the enriched product and the depleted material. Due to the high separation factor of the centrifuge, for instance, not more than 13 separation elements connected in series are needed for the enrichment of uranium 235 to 3 %. The amount of elements connected in parallel depends on the target installation flow rate. The planned French centrifuge installation "Georges Besse II" allows for about 100 cascades each with more than 1,000 centrifuges.

Centrifuges have a further development potential. Since the separation power highly increases with the peripheral speed of the rotor, light high-strength material is required for highest speeds. Also a longer rotor lengths increase the separation power, which, however, faces the problem of strong

rotor vibrations which, at critical speeds, may destroy the rotor. The development of the supercritical gas ultracentrifuge (GUC) made it possible to cross the critical speed range and to reach ultimate speeds along with a very high operational safety. The centrifuge material and design are subject to industrial secrecy. Furthermore, the disclosure of components and know-how are subject to the "Non-Proliferation Treaty".

Also uranium reprocessed from irradiated fuel is recycled in nuclear power plants. For this purpose, it is again enriched to so-called "enriched reprocessed uranium" (ERU). It is inevitable that, by doing so, undesired uranium isotopes as uranium 236 are enriched as well. As a neutron absorber, uranium 236 degrades the neutron economy in the reactor. As a basis for reactivity analyses, the report provides data on the amount of the simultaneously enriched uranium isotopes uranium 232, 234 and 236 when uranium is enriched to 3 to 4.5 % uranium 235.

The second part of the report gives a summary description of the technical and safety-related systems at the URENCO Germany enrichment facility. An essential process-orientated innovation of the separation installation UTA-2 is the continuous sub-atmospheric pressure system so that the uranium hexafluoride is injected into the cascades by sublimation directly from the solid phase into the gaseous phase. As a result, autoclaves and pressure reduction during the injection process from the liquid phase with positive pressure are omitted. At the URENCO Capenhurst (UK) and Almelo (NL) installations, this procedure has proved to be reliable.

The installation is designed in accordance with the updated "Safety requirements for uranium enrichment facilities according to the gas ultra-centrifuge principle" of 2004 and the respective norms for criticality safety and, therefore, meets the international state of the art in science and technology.

Criticality safety

Regarding handling and processing of fissile material at nuclear installations, with the exception of the nuclear reactors

constructed for it, a critical or supercritical state has to be prevented reliably due to the consequences of damages. The requirements to be met in this respect are identified in the criticality safety analysis.

A major part of the criticality safety analysis is the determination of technical and physical boundary conditions which assure subcriticality, e. g. the mass limitation of a fissile material. Closely connected to these usually complex computer calculations are organisational measures for the attainment of safety-related process sequences and the implementation of legal and technical requirements. The German handbook on criticality provides the knowledge required in this context and, in particular, data and information for important fissile material systems.

The handbook was issued in support of the industry as well as authorities and research laboratories concerned with the issue of criticality safety. However, it has not the aim to offer solutions for complex criticality problems. These are reserved to in-depth analyses by the experts. The adequate use of the handbook's data requires a fundamental comprehension of criticality and its terminology as well as the boundary conditions involved. For this purpose, Part I of the handbook gives an introduction to the neutron-physical basics of the criticality safety analysis, the principles of criticality safety, the analysis methods and calculation methods, national and international criticality standards, organisational and administrative measures, criticality-relevant operational experience as well as criticality accidents occurred so far, their analysis and their effects.

Parts II and III consist of parameters and limit values in the form of curves and tables; Part II for fissile material systems using uranium 235, Part III for systems using uranium 233, plutonium and higher actinides.

The handbook was developed on behalf of the Federal Ministry of the Interior between 1970 and 1979. Following revisions took the scientific and technical progress as well as installation and procedure modifications in the fuel cycle into account. The work was

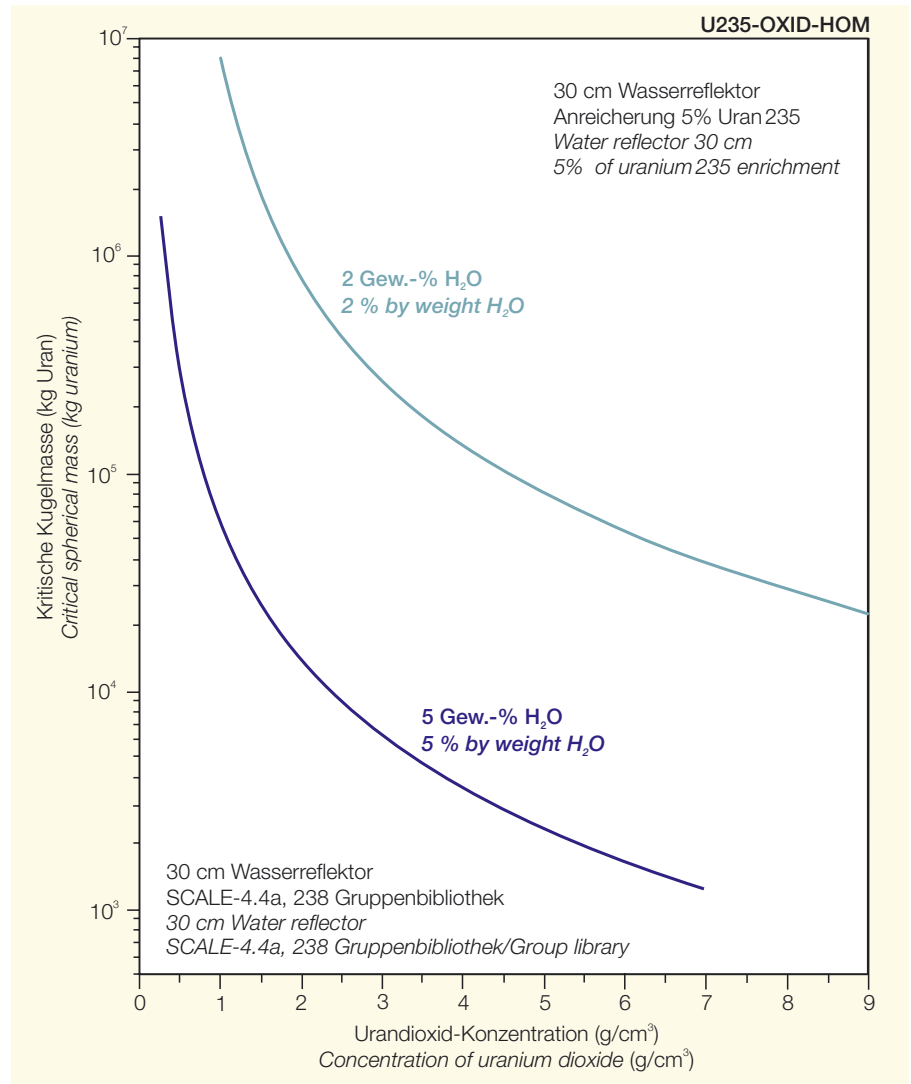
financed by the Federal Ministry for the Environment; necessary new calculation methods were included within the bounds of possibility. The present fourth issue of the criticality handbook was issued in 1998; its short version is placed on the GRS website to give a first impression of the handbook by means of the table of contents as well as text and data examples.

The next version of the criticality handbook is scheduled for 2005. In the scope of the safety-related analyses for installations providing nuclear fuel, the relevant text components of the handbook were revised. For the update of the data, parameter calculations were conducted. It was in particular the data for uranyl fluoride, dry uranium dioxide and uranyl nitrate in the process of uranium enrichment to 3 to 6 % uranium 235 which were verified or redetermined.

Uranyl fluoride

So far, the URENCO uranium enrichment plant in Gronau has an operating license for an uranium enrichment to 5 % uranium 235. According to the tendency to increase the fuel element burn-ups, the enrichment of uranium fuel elements is increasingly approaching this value. In order to be able to precisely calibrate the preset degree of the uranium product enrichment of up to 5 %, it is mixed with uranium of up to 6 %. URENCO has thus applied for a licence for a maximum enrichment of 6 %. As a basis for the corresponding safety-related assessment, the criticality parameters of the process-relevant compound uranyl fluoride at a 6 % level of uranium 235 were recalculated according to the American standard code SCALE.

As part of these calculations, it was analysed to what extent the SCALE density formula for uranyl fluoride and water mixtures meet the state of the art in science and technology as, as is generally known, the density strongly affects the criticality parameters. For this purpose, the criticality parameters of uranyl fluoride were also calculated at a 5 % level of uranium 235, for which, internationally, a greater number of comparative data exists. It showed that the density formula used by SCALE, by



▲ Kritische Kugelmasse von homogenen Urandioxid (UO₂)-Systemen mit Restfeuchte, Wassergehalt in Gewichtsprozent des UO₂

Critical spherical mass of homogenous uranium dioxide (UO₂)-systems with residual humidity, moisture content in weight per cent of UO₂

the German criticality handbook and partly used internationally results in comparatively high parameters. Thus, further analyses are required to verify the results.

Uranium dioxide

The criticality safety concept of the Advanced Nuclear Fuels GmbH (ANF) uranium fuel element production facility in Lingen involves almost dry uranium-dioxide ("principle of the controlled moderation") in certain facility areas. So far, corresponding data for uranium dioxide with little residual

humidity are not included in the handbook. Therefore, they have been determined for an enrichment level of 5 % uranium 235. According to the authors' knowledge, the data determined meet the state of the art in science and technology and can be included in the handbook.

Uranyl nitrate

The handbook contains criticality data for aqueous uranyl nitrate solutions. This material mostly emerges when reprocessing spent fuel elements. Today, these data i. a.

provide the background for analyses of special events at foreign reprocessing facilities which reprocess fuel elements from German nuclear power plants. Special events in foreign nuclear fuel cycle facilities are analysed by GRS in a separate project of the Federal Ministry for the Environment.

Upon the proposal of GRS, an OECD/NEA expert group analyses for some time the discrepancies between criticality parameters used nationally, including criticality parameters for uranyl nitrate. Partially, it identified surprisingly high differences, although such data should represent a kind of natural constant. GRS reviewed the handbook data in this context and decided that the data for uranyl nitrate at an enrichment level of 5 % uranium 235 need to be updated. As tables and diagrams partly date back to 1970, the data were recalculated on the basis of SCALE. The new results slightly exceed

those in the old diagrams of the handbook and old table data is, in parts, exceeded considerably. The data was verified by offsetting against the precise Monte Carlo Code (MCNP) and recalculating the experiments. In the meantime, France has started to use an enhanced density formula for nitrate solutions, "isopiestic". Therefore, the density formula for uranyl nitrate has to be revised.

The new data for uranyl fluoride, dry uranium dioxide as well as uranyl nitrate will be included in the criticality handbook. Regarding uranyl fluoride and uranyl nitrate, the analyses have not been concluded yet. However, the continuation of the work is not being sponsored at present.

The analyses contribute to the maintenance of competence of GRS regarding the safety of nuclear fuel facilities. On the one hand, they form the basis for technical assistance

of the Federal Ministry for the Environment, on the other hand they directly involve the support of the BMU. Although the work was discontinued at the end of 2004 on request of the customer, from our point of view, the work remains absolutely essential in order to guarantee nuclear fuel cycle safety in Germany in accordance with the international state of scientific and technical knowledge.

W. Weber, R. Kilger

Literatur/References

GRS; Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analyses Handbook, Edition 2004, Draft

R. Kilger, B. Gmal; Density relationships for UO_2F_2 - H_2O -systems and their impact on critical values, OECD/NEA/WPNCS expert groups meeting, 31.08.-03.09.2004, Prague

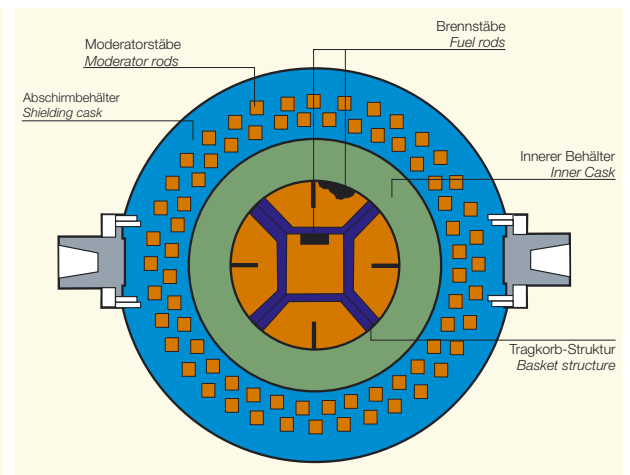
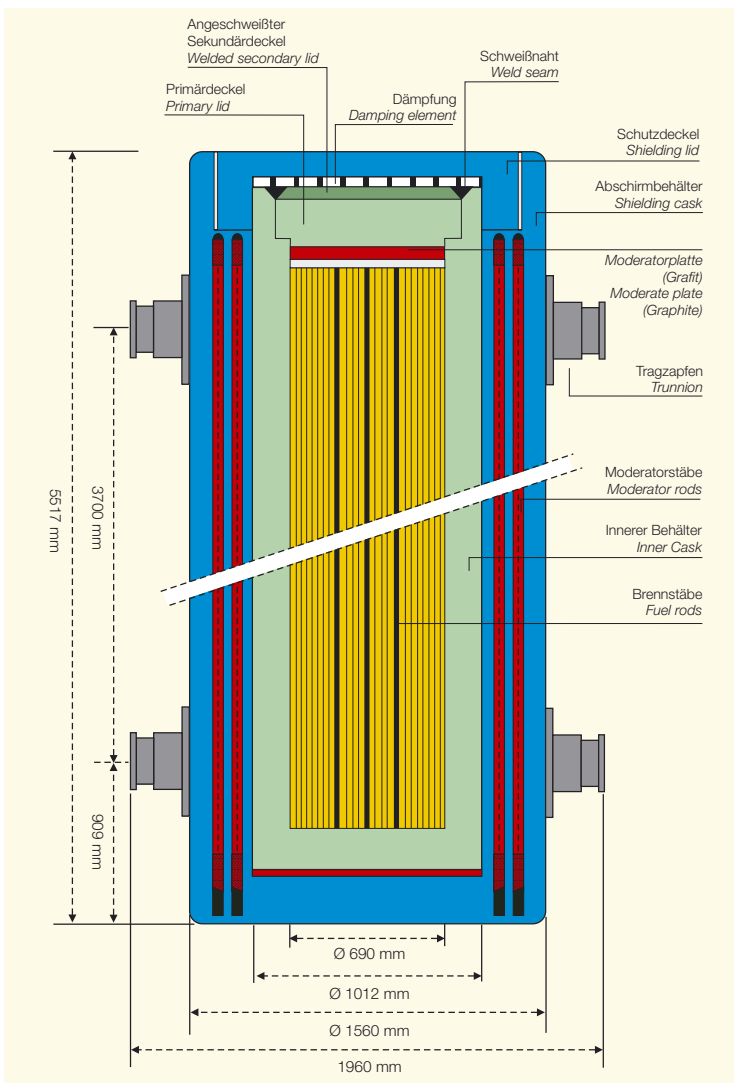
W. Weber (GRS), D. Mennerdahl (EMS, Sweden); Results of an OECD/NEA Comparison of Minimum Critical Values, ICNC 2003, Tokai-mura, Japan, Oct. 2003

Untersuchungen zur Kritikalität in der Nachbetriebsphase eines Endlagers für ausgediente Kernbrennstoffe in unterschiedlichen Wirtsgesteinsformationen

Die langfristige Sicherstellung der Unterkritikalität ist ein Schutzziel bei der Endlagerung ausgedienter Kernbrennstoffe in tiefen geologischen Formationen. Durch geeignete Vorsorgemaßnahmen soll verhindert werden, dass, in der Nachbetriebsphase infolge geologischer und geochemischer Einwirkungen auf die Gebinde, die spaltbaren Nuklide mobilisiert und umgelagert werden und es zur Bildung eines überkritischen Systems kommt, bei dem wie bei den Naturreaktoren von Oklo eine nukleare Kettenreaktion einsetzt. Dabei könnten zusätzliche Radionuklide entstehen und im ungünstigen Fall in die Biosphäre freigesetzt werden. Im Auftrag des Bundesamts für Strahlenschutz führte die GRS daher generische, d. h. noch nicht an konkrete Bedingungen angepasste Kritikalitätsanalysen zur Nachbetriebsphase eines zukünftigen Endlagers für ausgediente Brennelemente in den Wirtsgesteinsarten Ton und Kristallin durch. Entsprechende Ergebnisse für Steinsalz liegen bereits vor. Die Untersuchungen sind Teil eines sicherheitstechnischen Vergleichs verschiedener potentieller Wirtsgesteine für ein zukünftiges Endlager.

Vorgehensweise und Annahmen

Ein wesentlicher Teil der Untersuchungen waren Kritikalitätsrechnungen zu denkbaren Spaltstoffsystemen, die sich aus möglichen geochemischen Langzeitszenarien für ein Endlager in der Nachbetriebsphase ergaben. Die für diese Analysen relevanten Szenarien wurden unter Mitwirkung des Instituts für Nukleare Entsorgung des Forschungszentrums Karlsruhe (FZK INE) und unter Berücksichtigung der Empfehlungen des Arbeitskreises „Auswahlverfahren Endlagerstandorte“ (AkEnd) identifiziert und ausgewählt. Ausgangsbasis waren typische Materialzusammensetzungen und Eigenschaften von Ton bzw. Granit als Wirtsgesteinsformationen sowie die bestehenden Behälter- und Einlagerungskonzepte.



▲ Querschnittsdarstellung des Rechenmodells mit exakter Modellierung der inneren Strukturen eines intakten, mit DWR-Brennstäben befüllten POLLUX-Behälters für Kritikalitätsberechnungen mit dem dreidimensionalen Monte-Carlo-Programm MCNP.

Cross section of a calculation model with exact modelling of the inner structures of an intact POLLUX cask loaded with PWR fuel rods for criticality calculations with the three-dimensional Monte Carlo programme MCNP.

◀ Schematische Darstellung des POLLUX-Endlagerbehälters (GNB)

Schematic illustration of the POLLUX final disposal cask (GNB)

Der POLLUX-Behälter ist für die Aufnahme dicht gebündelter Brennstäbe von zehn DWR- oder 30 SWR-Elementen ausgelegt. Das Einlagerungskonzept sieht eine Streckenlagerung mit anschließender Verfüllung mit Bentonit vor. Als Alternativkonzept ist die Brennstabkockille BSK-3 für Brennstäbe von drei DWR- oder neun SWR-Elementen entwickelt worden. Die Brennstabkockille wird ohne Abschirmung in Bohrlöchern endgelagert. Beide Konzepte wurden in den Kritikalitätsrechnungen modelliert und in Szenarienanalysen untersucht.

Neben der Endlagerung von bestrahlten Brennelementen aus Leistungsreaktoren mit mittleren Abbränden zwischen 20 und 55 MWd/kg wurden auch andere Brennstoffarten wie unbestrahlte Lagerstäbe mit bis zu 5 % Plutonium und Brennelemente von Forschungsreaktoren betrachtet.

Folgende Voraussetzungen galten für die Endlagerszenarien in Ton und Granit: Ton zeigt gegenüber Wasser ein hohes Rückhaltevermögen und lässt nur sehr geringe Fließgeschwindigkeiten zu. Daher wurde bei den Analysen davon ausgegangen, dass die Behälterinventare separiert an ihren Einlagerungsorten verbleiben und nicht über größere Distanzen verfrachtet und akkumuliert werden können. Für die Endlagerung im Kristallin wurde angenommen, dass die Strecken mit tonbasierten Stoffen verfüllt werden, sodass im Nahfeld ebenfalls eine Tonumgebung vorliegt. Dadurch unterscheiden sich aus Sicht der Kritikalitätssicherheit die beiden Wirtsgesteine nur unwesentlich.

Ergebnisse

Die Untersuchungen haben gezeigt, dass für die „normalen“, mit hoher Wahrscheinlichkeit zu erwartenden Szenarien (Nr. 1 bis 6 der Tabelle) bei abgebranntem LWR-Brennstoff eine Kritikalität in der Nachbetriebsphase des Endlagers nicht auftreten kann.

Für Brennstoff mit höherem Gehalt an spaltbaren Nukliden, wie z. B. unbestrahlte MOX-Lagerstäbe, ergaben die Rechnungen zu bestimmten Korrosionsszenarien der Behälter überkritische Werte für den Neutronenmultiplikationsfaktor. In weiteren

Nr. No.	Charakteristik Characteristic	Zeitraumen Time frame
1	Intakte Endlagerbehälter POLLUX, BSK-3 mit Brennstäben, Wasserflutung und Reflexion (Auslegungsanforderung) <i>Intact POLLUX final disposal casks, BSK 3 with fuel rods, water flooding and reflexion (design requirement)</i>	bis 10 ³ Jahre <i>up to 10³ years</i>
2	Behälterverformung durch Gebirgsdruck <i>Cask deformation due to overburden pressure</i>	ab 10 ³ Jahren <i>after 10³ years</i>
3.1	Behälter in Tonumgebungen unterschiedlicher Spezifikation, Eindringen von Lösung <i>Casks in clay environments of different specification, intrusion of solution</i>	bis 10 ³ Jahre <i>up to 10³ years</i>
3.2	Behälter in Beton-Versatz <i>Casks in concrete backfill</i>	bis 10 ³ Jahre <i>up to 10³ years</i>
4	Behälterkorrosion von innen und außen <i>Internal and external cask corrosion</i>	10 ⁵ bis 10 ⁵ Jahre <i>10⁵ to 10⁵ years</i>
4.1	Korrosionsprodukt Fe(OH) ₃ füllt freies Behältervolumen, Brennstäbe (BS) bleiben erhalten <i>Corrosion product Fe(OH)₃ fills up free cask volume, fuel rods (FRs) remain intact</i>	
4.2	Aufweitung der BS-Anordnung durch Korrosionsprodukte Fe(OH) ₃ <i>Expansion of FR configuration by corrosion products Fe(OH)₃</i>	
4.3	Auflösung der BS, Vermischen mit Fe(OH) ₃ <i>FR dissolution, mixing with Fe(OH)₃</i>	
4.4	Behälterkorrosion nur von außen, Wandstärke und Stabilität nehmen ab. Gebirgsdruck führt zu Fraktionierung der BS <i>Cask corrosion only from outside, wall thickness and stability decrease. Overburden pressure leads to FR fractioning</i>	
5.1	Umwandlung des Brennstoffes in Schoepit <i>Transformation of the fuel into schoepite</i>	bis 10 ⁶ Jahre <i>up to 10⁶ years</i>
5.2	Teilweises Vermischen von U-Mineralphasen und Korrosionsprodukten <i>Partial mixing of U mineral phases and corrosion products</i>	bis 10 ⁶ Jahre <i>up to 10⁶ years</i>
6	Vollständige Mischung von U- und Fe-Phasen <i>Complete mixing of U and Fe phases</i>	bis 10 ⁶ Jahre <i>up to 10⁶ years</i>

Szenarien, die zu einer Akkumulation von spaltbaren Nukliden im Nahfeld führen können *Scenarios potentially leading to an accumulation of fissile nuclides in the near field*

7.1	Sorption von U/Pu an Korrosionsprodukten, bis max. 4,3 g Pu pro kg Fe ₃ O ₄ <i>Sorption of U/Pu onto corrosion products up to 4.3 g Pu per kg Fe₃O₄ as a maximum</i>	10 ⁵ bis 10 ⁶ Jahre <i>10⁵ to 10⁶ years</i>
7.2	U/Pu-Ablagerung durch Oberflächenausfällung / Redoxphänomene an Fe(OH) ₃ bis 62 g Pu/l <i>U/Pu deposition due to surface precipitation / redox phenomena on Fe(OH)₃ up to 62 g Pu/l</i>	10 ⁵ bis 10 ⁶ Jahre <i>10⁵ to 10⁶ years</i>
8	Bildung fester Uran-Mineralphasen durch Diffusionsprozesse aus gelöstem Brennstoff <i>Formation of solid uranium mineral phases by diffusion processes from dissolved fuel</i>	ca. 10 ⁶ Jahre <i>about 10⁶ years</i>

▲ Als „kritikalitätsrelevant“ identifizierte Endlagerszenarien der Nachbetriebsphase für ausgediente Kernbrennstoffe (Basis für Kritikalitätsanalysen)

Repository scenarios of the post-closure phase for spent nuclear fuels identified as "criticality-relevant" (basis for criticality analyses)

Berechnungen konnte gezeigt werden, dass durch Mischbeladung mit bestrahlten Brennstäben der Neutronenmultiplikationsfaktor auch in diesen Fällen unter eins gesenkt werden kann. Ähnliches gilt für die Endlagerung von Brennelementen aus Forschungsreaktoren mit hoch angereichertem Uran. Hier kann z. B. durch zusätzliches Auffüllen des Behälters mit Uranoxidpulver aus abgereichertem Uran der Multiplikationsfaktor weiter verringert und damit die Kritikalitätssicherheit erhöht werden.

Durch selektive Sorption oder Ablagerung von Plutonium aus abgebranntem MOX-Brennstoff oder aus MOX-Lagerstäben an Eisenkorrosionsprodukten (Szenario Nr. 7.2) sind kritische Konfigurationen denkbar. Aus geochemischer Sicht sind jedoch Transportprozesse, die zu derartigen Spaltstoffverteilungen führen können, wegen der in geologischen Zeiträumen gesehen kurzen Halbwertszeit von Plutonium sowie wegen des guten Rückhaltevermögens und der geringen Fließgeschwindigkeit von Wasser im Versatzmaterial auszuschließen.

Dessen ungeachtet wurden auch Arbeiten zur Abschätzung der Auswirkungen einer Kritikalitätsexkursion im Endlager durchgeführt. In diesem Zusammenhang wurde mit der Entwicklung eines reaktordynamischen Computerprogramms begonnen, das den zeitlichen Verlauf und die Auswirkungen (Energiefreisetzung, Nuklidinventar) einer Kritikalitätsexkursion im Endlager berechnen kann. Diese Arbeiten sind noch nicht abgeschlossen.

Ergänzend zu den deterministischen Untersuchungen wurde ein Ansatz für probabilistische Unsicherheitsanalysen für ein kritisches Spaltstoffsystem in der Nachbetriebsphase des Endlagers untersucht. Anhand beispielhafter Modellrechnungen sollte die Anwendbarkeit probabilistischer Verfahren auf die vorliegende Fragestellung demonstriert werden. Ausgangspunkt des angewandten Verfahrens ist die Darstellung des untersuchten Szenarios als Ereignisablaufdiagramm. Da die bestimmenden Größen eines Szenarios in der Regel nicht genau bekannt sind, werden sie durch geeignete Wahrscheinlichkeitsverteilungen z. B. an Verzweigungspunkten beschrieben. Die Fortpflanzung der Unsicherheit von den

Eingangsparametern bis zur Ergebnisgröße wird durch eine Monte-Carlo-Simulation ermittelt. Sie liefert Stichprobenwerte für die untersuchte Ergebnisgröße, aus denen dann mit Hilfe statistischer Methoden quantitative Unsicherheits- und Sensitivitätsaussagen zu der Ergebnisgröße abgeleitet werden können. Die Unsicherheitsanalyse wurde mit dem in der GRS entwickelten Programmsystem SUSA (**S**ystem for **U**ncertainty and **S**ensitivity **A**nalysis) durchgeführt. Als Ergebnis erhält man die kumulierte empirische Verteilungsfunktion der untersuchten Größe. Sie gibt die kumulierte relative Häufigkeit der Stichprobenwerte der untersuchten Wahrscheinlichkeit für das betrachtete Ereignis wieder. Daraus lassen sich Aussagen der folgenden Art ableiten: „Mit $\beta \cdot 100$ % Aussagesicherheit liegt die Eintrittswahrscheinlichkeit für das betrachtete Ereignis unterhalb des Wertes w.“ Dabei ist β der Ordinatenwert und w der Abszissenwert eines gewählten Kurvenpunktes in der beschriebenen Darstellung. Neben der Ableitung von Aussagen

zur Eintrittswahrscheinlichkeit bestimmter Ereignisse tragen die probabilistischen Betrachtungen generell zu einer genaueren Analyse und damit zu einem besseren Verständnis der betrachteten Langzeitszenarien bei. Darüber hinaus kann durch Sensitivitätsanalysen der Einfluss einzelner Parameter auf das Endergebnis und somit auf die Langzeitsicherheit des Endlagers studiert werden.

Die bisher durchgeführten probabilistischen Analysen beruhen auf vereinfachten Annahmen und Schätzungen der Eingangsparameter, sodass die daraus abgeleiteten Aussagen unter diesem Vorbehalt zu sehen sind. Die Arbeiten sollen auf der Basis detaillierter und wissenschaftlich begründeter Eingangsparameter fortgesetzt und vertieft werden.

Diese Ergebnisse zur Nachbetriebsphase eines Endlagers sollen bei der Bewertung der Eignung von Wirtformationen für ein zukünftiges Endlager in Deutschland herangezogen werden.

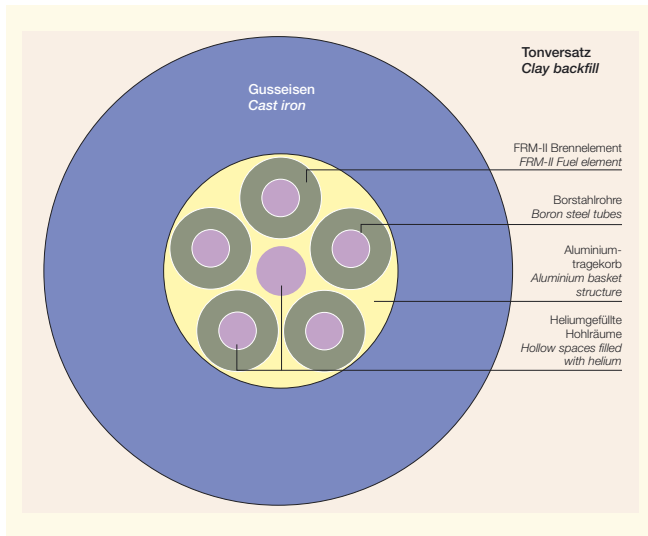
Criticality Analyses for the Post-closure Phase of a Repository for Spent Nuclear Fuels in Different Host Formations

Ensuring subcriticality in the long term is a protection objective regarding the final disposal of spent nuclear fuels in deep geological formations. Appropriate precautions shall prevent that the fissionable nuclides are mobilised and transported in the post-closure phase due to geological and geochemical impacts on the packages resulting in a supercritical system where a nuclear chain reaction is initiated, as was the case with the natural reactors of Oklo. This could produce additional radionuclides which, in the worst case, are released into the biosphere. GRS therefore performed, on behalf of the Federal Office for Radiation Protection, generic criticality analyses, i. e. analyses not yet adapted to specific conditions, for the post-closure phase of a future repository for spent fuel elements in the host rock types clay and crystalline. Corresponding results are already available for rock salt. The analyses are part of a safety-related comparison of different potential host rocks for a future repository.

Procedure and assumptions

A major part of the analyses were criticality calculations on possible fissile material systems resulting from potential geochemical long-term scenarios for a repository in the post-closure phase. The scenarios relevant for these analyses were identified and selected in co-operation with

the Institute for Nuclear Waste Disposal of the Forschungszentrum Karlsruhe (FZK INE) and under consideration of the recommendations of the Committee on a Site Selection Procedure for Repository Sites (AkEnd). The starting base were typical material compositions and properties of clay and granite as host formations as well as existing cask and emplacement concepts.



◀ Schematisches Rechenmodell (Querschnitt) eines Castor MTR2-Behälters mit fünf bestrahlten Brennelementen des Forschungsreaktors FRM-II für das Monte-Carlo-Programm KENO-Va.

Schematic calculation model (cross section) of a Castor MTR2 cask with five irradiated fuel elements of the FRM-II research reactor for the Monte Carlo KENO-Va programme.

For fuel with a higher content of fissile nuclides, such as non-irradiated MOX storage rods, the calculations on certain corrosion scenarios of the casks yielded supercritical values for the neutron multiplication factor. In further calculations it was possible to demonstrate that the neutron multiplication factor can be decreased to below 1.0 also in these cases by mixed loading with irradiated fuel rods. Something similar applies to the final disposal of fuels elements from research reactors with highly enriched uranium. Here, the multiplication factor can further be decreased, e. g. by additional filling of the cask with uranium oxide powder from depleted uranium, thus increasing criticality safety.

The POLLUX cask is designed for tightly consolidated fuel rods of ten PWR or 30 BWR elements. The emplacement concept provides drift emplacement with subsequent backfilling with bentonite. As alternative concept, the fuel rod canister BSK 3 has been developed for fuel rods of three PWR or nine BWR elements. The fuel rod canister is designed for final disposal without shielding in bore holes. Both concepts were modelled in the criticality calculations and analysed in scenario analyses.

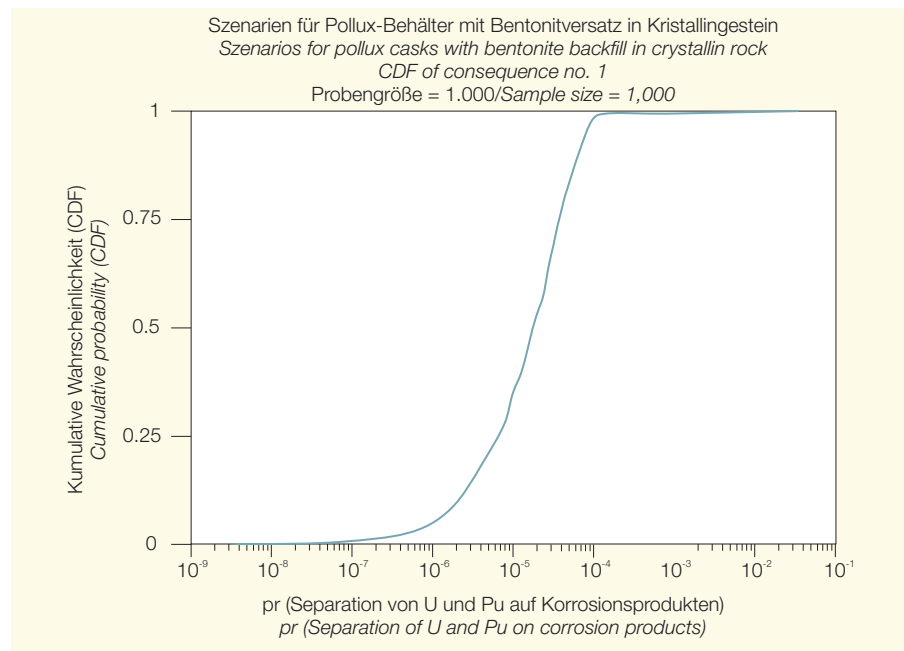
In addition to the final disposal of irradiated fuel elements from power reactors with average burnup values between 20 and 55 MWd/kg, other fuel types, such as un-irradiated storage rods with up to 5 % plutonium and fuel elements of research reactors, were taken into consideration.

The following conditions were applicable for the repository scenarios in clay and granite: Against water, clay shows a high retention capacity and allows only very low flow velocities. Therefore, the analyses were based on the assumption that the cask inventories remain separated at their emplacement locations and cannot be transported over larger distances and accumulated. For final disposal in crystalline it was assumed that the drifts are backfilled with clay-based materials so that there is a clay environment also in the near field. Thus, both host rocks only differ insignificantly from the point of view of criticality safety.

Results

The analyses showed that for the “normal” scenarios to be expected with high probability (Nos. 1 to 6 of the table), criticality cannot occur for spent LWR fuel in the post-closure phase.

Critical configurations are possible by means of selective sorption or deposition of plutonium from spent MOX fuel or from MOX storage rods at iron corrosion products (scenario No. 7.2). From a geochemical point of view, however, transport processes that might lead to such fission material



▲ Kumulative empirische Verteilungsfunktion als Ergebnis einer beispielhaften Unsicherheitsanalyse. Untersucht wurde die Wahrscheinlichkeit dafür, dass Plutonium getrennt auf Korrosionsprodukten abgelagert wird. Der Einfluss des radioaktiven Zerfalls von Plutonium wurde dabei nicht berücksichtigt.

Cumulative distribution function as a result of an exemplary uncertainty analysis. Subject of the analysis was to determine the probability that plutonium is deposited separately on corrosion products. In this respect, the influence of radioactive decay of plutonium was not taken into consideration.

distributions are to be excluded due to the geologically short half-life of plutonium and due to the good retention capacity and the low flow velocity of water in the backfill material.

Nevertheless, work on assessing the impact of a criticality excursion in the repository was also performed. In this connection, the development of a reactor dynamic computer program was initiated which enables the calculation of the time-dependent behaviour and effects (energy release, nuclide inventory) of a critical system in a repository. This work has not been finished yet.

In addition to the deterministic analyses, an approach for probabilistic uncertainty analyses for a critical fission material system in the post-closure phase of a repository was investigated. By means of exemplary model calculations, the applicability of probabilistic procedures to the subject dealt with was to be demonstrated. Starting point of the procedure applied is the presentation of the scenarios analysed as event sequence diagram. Since the determining factors of a scenario are generally not known exactly, they are described by adequate probability distributions e. g. at branching points. The propagation of uncertainties of the input parameters up to the result parameters is

determined by a Monte Carlo simulation. It provides sample values for the result parameter analysed. On the basis of these sample values, quantitative uncertainty and sensitivity statements on the result parameter can be derived by means of statistical methods. The uncertainty analyses was performed with the GRS-developed SUSAN (System for Uncertainty and Sensitivity Analysis) code system. The result is a cumulative distribution function of the parameter analysed. It reflects the cumulated relative frequency of the sample values of the probability determined for the event under consideration. On this basis, statements can be derived such as: "The occurrence probability of the event under consideration is below the value p with a prediction reliability of $\beta \cdot 100\%$." β is the y-coordinate and p the x-coordinate of a selected curve point in the described illustration. In addition to the derivation of statements on the occurrence probability of certain events, the probabilistic considerations generally contribute to a detailed analysis and thus to a better understanding of the long-term scenarios analysed. Moreover, the influence of individual parameters on the final result can be studied by sensitivity analyses and thus on the long-term safety of the repository.

The probabilistic analyses performed so far are based on simplified assumptions and estimations of the input parameters so that regarding the statements derived from them this limitation has to be taken into consideration. The work shall be continued and deepened on the basis of detailed and scientifically sound input parameters.

These results on the post-closure phase of a repository shall be used to assess the suitability of host formations for a future repository in Germany.

B. Gmal, W. Weber

Literatur/References

- B. Gmal et al., Untersuchungen zur Kritikalitätssicherheit in der Nachbetriebsphase eines Endlagers für ausgediente Kernbrennstoffe in unterschiedlichen Wirtformationen, GRS-A-3240, Dezember 2004
- R. Kilger, U. Quade, Kritikalität in der Nachbetriebsphase eines Endlagers: Auswertung der neueren internationalen Literatur, GRS-A-3242, Dezember 2004
- B. Kienzler, D. Bosbach, A. Bauer, L. Niemann, E. Smailos, P. Zimmer, Geochemisch begründete Eingangsparameter für Kritikalitätsanalysen, Institut für Nukleare Entsorgung (INE), Forschungszentrum Karlsruhe, FZK-INE 002/03, November 2003
- H. Spilker, Status of the Development of Final Disposal Casks and Prospects in Germany, DisTec '98, International Conference on Radioactive Waste Disposal, Hamburg, 9. - 11. September 1998
- B. Krzykacz, E. Hofer, M. Kloos, A Software System for Probabilistic Uncertainty and Sensitivity Analysis of Results from Computer Models, Proceedings of PSAM II, San Diego CA, 20 - 25 March 1994

Strahlenexpositionen beim Transport radioaktiver Stoffe

In Deutschland werden nach derzeitiger Kenntnis jährlich etwa 750.000 Versandstücke mit radioaktiven Stoffen (radioaktive Gebrauchsgüter ausgenommen) im innerstaatlichen und grenzüberschreitenden Verkehr auf dem Land-, Luft- und Wasserweg befördert. Bei den beförderten radioaktiven Stoffen handelt es sich nach Art, Menge und Beschaffenheit um unterschiedlichste radioaktive und spaltbare Materialien für die Forschung, Medizin, Technik, Hydrogeologie etc. und zur nuklearen Energieerzeugung. Die beförderten Aktivitätsmengen pro Versandstück variieren dabei in weiten Grenzen und reichen typischerweise von sehr geringen Mengen von einigen 10.000 Bq bis zu sehr großen Aktivitätsmengen von einigen 100.000 TBq in Form von so genannten Großquellen oder hochradioaktiven Rest- und Abfallstoffen (z. B. bestrahlte Brennelemente). Transporte sehr großer Aktivitätsmengen machen anzahlmäßig aber nur einen Bruchteil des bundesweiten Beförderungsaufkommens radioaktiver Güter aus. Mit einem Aufkommen von ca. 750.000 beförderten Versandstücken zählt Deutschland neben Frankreich und Belgien zu den EU-Mitgliedsländern mit dem höchsten Transportaufkommen radioaktiver Stoffe. Ein erheblicher Anteil dieser Transporte ist grenzüberschreitend.

Radioaktive und spaltbare Stoffe sind im verkehrsrechtlichen Sinne gefährliche Güter, von denen bei unsachgemäßer Handhabung und Transportunfällen Gefahren für Leben, Gesundheit und Sachgüter ausgehen können. Darüber hinaus sind Personen, die sich funktionsbedingt oder als Straßenanwohner/Passant im Nahbereich eines mit radioaktiven Stoffen beladenen Versandstückes oder Fahrzeuges aufhalten, der von Versandstücken bzw. Transportbehältern ausgehenden schwachen Reststrahlung ausgesetzt und erfahren eine Strahlenexposition. Die Höhe dieser Exposition wird durch verschiedene Faktoren bestimmt. Maßgebliche Einflussfaktoren sind: die Art und Intensität der von einem Versandstück ausgehenden schwachen Reststrahlung (z. B. Gamma- und/oder Neutronenstrahlung) am Aufenthaltsort von Personen und die Zeitdauer, während der sich Personen im Wirkungsbereich der Strahlung aufhalten. Zur Begrenzung der beförderungsbedingten Strahlenexpositionen haben die Beteiligten, die den Transport radioaktiver Güter abwickeln, dafür Sorge zu tragen, dass die technischen, organisatorischen und administrativen Schutz- und Vorsorgemaßnahmen angemessen sind (Optimierungsgrundsatz) und einen Sicherheitsstandard gewährleisten, der den Erfordernissen der einschlägigen Strahlenschutzvorschriften genügt.

Vor diesem Hintergrund untersuchte und bewertete die GRS im Auftrag des BMU/BfS die mit dem normalen (unfallfreien) Transport

radioaktiver Stoffe verbundenen Strahlenexpositionen von Arbeitskräften und der Bevölkerung für drei ausgewählte Transport- und Anwendungsfelder:

- Kernbrennstoffe (bestrahlte/unbestrahlte) und Großquellen,
- Schwach-, mittel- und hochradioaktive Rest- und Abfallstoffe aus kerntechnischen Anlagen und
- Radioisotope für den wissenschaftlichen, medizinischen und technischen Anwendungsbereich.

Strahlenexpositionen des Transport- und Handhabungspersonals

Die aktuellen Untersuchungsergebnisse zeigen, dass die mit der Beförderung verbundenen Personendosen (effektive Dosis) – von wenigen Ausnahmen abgesehen – in allen betrachteten Transport- und Anwendungsfeldern (bestrahlte/unbestrahlte Kernbrennstoff-Kreislaufprodukte, radioaktive Abfälle, Radioisotope) weniger als 2 bis 3 mSv/Jahr (meist sogar weniger als 1 mSv/Jahr) betragen. Sie liegen damit generell weit unterhalb des relevanten Dosisgrenzwertes für beruflich strahlenexponierte Personen (20 mSv/Jahr). Über den genannten Wertebereich hinausgehende Personendosen fanden sich lediglich bei der Beförderung und Verteilung

von Radioisotopen für wissenschaftliche, medizinische und technische Anwendungen auf der Straße. Höhere Personendosen mit Höchstwerten von bis zu 10 bis 12 mSv/Jahr wurden insbesondere in Tätigkeitsbereichen festgestellt, in denen zentralisiert große Versandstückmengen (teils manuell) umgeschlagen und gehandhabt wurden. Die große Mehrzahl der Arbeitskräfte wird bei diesen Tätigkeiten jedoch ebenfalls nur gering exponiert. Die Zahl der höher exponierten Arbeitskräfte ist sehr gering.

Die bundesdeutschen Erfahrungswerte für den normalen Transport stehen einer Übersichtsstudie der Europäischen Kommission zufolge in guter Übereinstimmung mit entsprechenden Erfahrungen anderer EU-Mitgliedsländer wie Belgien, Frankreich, Italien, den Niederlanden und Großbritannien.

Strahlenexpositionen der Bevölkerung

Die auf der Grundlage von Dosisabschätzungen vorliegenden Untersuchungsergebnisse zeigen übereinstimmend, dass die beförderungsbedingten Strahlenexpositionen der allgemeinen Bevölkerung (kritische Personengruppe, z. B. Anwohner/Passanten an Hauptanlieferungsstrecken von Verteilerzentren, Zwischenlagern etc. oder Umschlagterminals mit hohem Transportaufkommen) mit Werten von höchstens 50 µSv/Jahr in allen betrachteten Transportfeldern außerordentlich gering sind. Dies gilt umso mehr für Personen, die nicht zur kritischen Personengruppe zählen. Die beförderungsbedingten Strahlenexpositionen der Bevölkerung betragen damit nur einen Bruchteil des Dosisgrenzwertes (1 mSv/Jahr) der für die Beförderung radioaktiver Güter maßgebenden Transportsicherheitsvorschriften.

Zusammenfassung

Die Untersuchungsergebnisse lassen die Schlussfolgerung zu, dass die einschlägigen verkehrsrechtlichen Transportsicherheitsvorschriften und die nach diesen Vorschriften zu treffenden Schutz- und Vorsorgemaßnahmen in ihrer Gesamtheit einen hohen Sicherheitsstandard für das Transport- und Handhabungspersonal und die Bevölkerung beim normalen (unfallfreien) Transport gewährleisten.

Radiation Exposure from the Transport of Radioactive Materials

Each year, about 750,000 packages with radioactive material (radioactive consumer goods excluded) are transported in Germany by road, rail, air and sea. The materials shipped are, according to type, quantity and physical form, very different radioactive and fissile materials for research, medicine, technology, hydrogeology etc. and for nuclear energy production. The activity transported per package varies substantially and ranges typically from very small quantities of some 10,000 Bq up to very large amounts of activity, taking the form of large quantity sources or high-level residues and waste materials (e. g. spent fuel). However, the number of transports of very large quantities of activity represents only a small fraction of radioactive material shipments in Germany. With an amount of about 750,000 transported packages, Germany belongs, together with France and Belgium, to the EU Member States with the largest number of transports of radioactive material. A substantial part of these transports accounts for international transports.

According to dangerous goods regulations, radioactive and fissile materials are hazardous goods which pose a hazard to life, health and property in case of improper handling and transport accidents. Moreover, persons staying in close proximity to a package or vehicle loaded with radioactive materials, e.g. workers and members of the public, are exposed to the low residual radiation emanating from packages and transport casks. The level of exposure to ionising radiation is determined by various factors. The most significant factors are: type and intensity of the low residual radiation emanating from a package (e. g. gamma and/or neutron radiation) at the place of stay of persons and the duration of stay in the field of radiation. To limit the transport-related radiation exposure, those responsible for radioactive material shipments have to make sure that all technical, organisational and administrative precautionary measures are adequate (optimisation principle) and to ensure that the safety level complies with the requirements of the relevant radiation protection provisions.

Against this background, GRS analysed and assessed, on behalf of the BMU/BfS the radiation exposure of workers and the public related to the normal (accident-free) transport of radioactive substances in three specific areas :

- Nuclear fuels (irradiated/non-irradiated) and large quantity sources,

- low-level, medium-level and high-level residues and waste material from nuclear facilities, and
- radioisotopes for scientific, medical and technical applications.

Radiation exposure of the transport and handling personnel

Current analysis results show that the worker doses (effective dose) arising from transports of radioactive material are – with few exceptions – below 2 - 3 mSv/year (for the most part even below 1 mSv/year) in all areas of transport considered (irradiated/non-irradiated nuclear fuel cycle materials, radioactive waste, radioisotopes). Thus, the doses incurred are generally well below the relevant dose limit for occupationally exposed persons (20 mSv/year). Personal doses above this level were only identified in connection with the transport and distribution of radioisotope shipments for scientific, medical and technical applications by road. Larger personal doses with maximum values of up to 10 to 12 mSv/year were particularly identified in fields of activity where large amounts of packages are handled and transferred (to some extent manually) in major distribution centres and warehouses. However, the large majority of the personnel is also only exposed to low levels of radiation during these activities. The number of workers exposed to higher levels of radiation is very low.

According to a survey of the European Commission, the experience in Germany is broadly in agreement with the relevant experience of other EU Member States, such as Belgium, France, Italy, the Netherlands and UK.

Radiation exposure of the general population

The analysis results obtained on the basis of dose assessments indicate that the transport-related radiation exposures of the general population (critical group, e. g. residents/passers-by at major transport routes to distribution centres, interim storage facilities etc. or transfer points with a large number of transports) with maximum values of less than 50 μ Sv/year are generally extremely low in all transport areas considered. Thus, the transport-related radiation exposure rates of the general population amounts only to a minuscule fraction of the public dose limit (1 mSv/year) of the transport safety regulations.

Summary

The analysis results supports the conclusion that the relevant transport safety regulations precautionary measures being taken in accordance with these regulations ensure a high level of safety and protection of the handling personnel and the general population in case of normal (accident-free) transport of radioactive material.

G. Schwarz

Gegenwärtige Praxis und rechtliche Rahmenbedingungen bei der Verwertung und Beseitigung von Rückständen mit erhöhter natürlicher Radioaktivität aus Industrie und Bergbau (TENORM)¹

Mit den seit Juni 2001 geltenden Vorschriften des Teils 3 der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) existieren erstmals bundeseinheitliche Regelungen, um die Strahlenexposition durch natürliche Strahlungsquellen, deren Radioaktivität nicht genutzt wird, zu begrenzen. Aus den allgemeinen Bestimmungen geht bereits hervor, dass die Regelungen nur gelten, wenn es infolge menschlicher Tätigkeiten – die hierbei als Arbeiten (gemäß § 3 StrlSchV) bezeichnet werden – zu einer Erhöhung der radioaktiven Kontamination oder Strahlenexposition durch diese natürlichen radioaktiven Stoffe kommen kann. Nach der StrlSchV werden diese Materialien unterteilt in Rückstände (§ 97) und sonstige Materialien (§ 102). Die Rückstände gelten dann als überwachungsbedürftig, wenn durch ihre Verwendung oder Beseitigung eine jährliche effektive Dosis von mehr als 1 mSv zusätzlich zur natürlichen Strahlenexposition auftreten kann. Die zu berücksichtigenden Rückstände enthält Anlage XII, Teil A der StrlSchV. In Teil B sind die Überwachungsgrenzen für diese Rückstände aufgeführt und Teil C enthält die Voraussetzungen für deren Entlassung aus der Überwachung bei gemeinsamer Deponierung mit anderen Abfällen und Rückständen. Der § 98 StrlSchV beschreibt die Verfahrensweise und Bedingungen zur Entlassung überwachungsbedürftiger Rückstände aus der Strahlenschutzüberwachung zwecks Deponierung oder Verwertung. Die zuständige Strahlenschutzbehörde erteilt auf Antrag des Besitzers der Rückstände den entsprechenden Bescheid.

Mengenaufkommen und Aktivitätsniveaus überwachungsbedürftiger Rückstände nach Anlage XII Teil A StrlSchV

Von den Rückständen in Anlage XII, Teil A StrlSchV sind die nachfolgend genannten Rückstände in Bezug auf Menge und/oder Aktivitätsniveau hervorzuheben. Andere Rückstände, insbesondere aus dem Bergbau und der Erzaufbereitung verlieren in Deutschland zunehmend an Bedeutung. Die noch bestehenden Betriebe der Phosphat verarbeitenden Industrie nutzen moderne, rückstandsfreie Technologien.

Schlämme und Ablagerungen aus der Erdöl- und Erdgasgewinnung

Jährlich fallen an den deutschen Erdöl- und Erdgasfeldern auf dem Festland ca. 10.000 t Schrott an, der etwa 1.000 t Ablagerungen (Scales) enthält. Diese Scales enthalten vor allem Radium 226 und Radium 228 sowie deren langlebige Folgeprodukte. Die spezifische Aktivität variiert erheblich in

Abhängigkeit von den geologischen Lagerstättenbedingungen und reicht von weniger als 1 Bq/g bis ca. 600 Bq/g Radium 226. Darüber hinaus fallen jährlich etwa 50 m³ Bohrschlamm pro Bohrloch an. Die Radium 226-Aktivität des Schlamms beträgt maximal ca. 100 Bq/g.

Rückstände aus der Bauxit-Aufbereitung

In dem einzigen Werk in Deutschland, das Bauxit zu Aluminiumoxid verarbeitet, entstehen jährlich ca. 630.000 t Rückstände, der so genannte Rotschlamm. Seine Radium 226-Aktivität beträgt zwischen 0,02 und 1,6 Bq/g. Der Rotschlamm wird auf einer betriebseigenen Monodeponie abgelagert, deren Kapazität noch für mehrere Jahre ausreicht.

Stäube und Schlämme aus der Rauchgasreinigung bei der Primärverhüttung von Roheisen

In Filterstäuben aus der Roheisenverhüttung werden gelegentlich die leicht flüch-

tigen Nuklide Blei 210 und Polonium 210 angereichert. Nach Übersichtsmessungen in allen deutschen Eisenhütten liegt deren spezifische Aktivität meist unterhalb 0,2 Bq/g, sodass diese nicht den strahlenschutzrechtlichen Regelungen der StrlSchV unterliegen. In Einzelfällen wurden spezifische Blei 210-Aktivitäten bis 8,5 Bq/g gemessen.

Gegenwärtige Praxis bei der Verwertung und Beseitigung von Rückständen

Zur Wiederverwertung oder Entsorgung von Rückständen der Erdöl- und Erdgasgewinnung werden verschiedene Verfahren angewandt, wobei die Vorzugsoption von der Höhe der spezifischen Aktivität und vom gleichzeitigen Vorhandensein von Quecksilber abhängt.

In der Vergangenheit konnte kontaminierter, quecksilberfreier Schrott bis zu einer Radium 226-Aktivität von 0,2 Bq/g auf konventionellen Deponien abgelagert werden. Heute wird die Entsorgung auf Deponien bis zu einer Radium 226-Aktivität von einigen Bq/g auf Grundlage von § 98 und Anlage XII, Teil C StrlSchV praktiziert, sofern der Schrott kein Quecksilber enthält. Vorzugsoption ist allerdings – auch wegen steigender Schrottpreise – das Einschmelzen dieses Schrotts nach vorheriger Entfernung der Scales mittels Hochdruck-Wasserstrahlverfahren.

Von der GRS wurde in den letzten Jahren ein Genehmigungsverfahren zur Entsorgung von kontaminiertem Schrott mit einer Summenaktivität bis ca. 40 Bq/g (Mittelung der Aktivität über Rohr und Scales) in einer Untertagedeponie für chemisch-toxische Abfälle gutachterlich begleitet. Das Verfahren wurde aber wegen Bedenken des Deponiebetreibers vorerst ausgesetzt.

Separierte Scales wurden bisher im Allgemeinen zur Rückverfüllung von Bohrlöchern verwendet. Aufgrund neuer Anforderungen an die Langzeitsicherheit wird diese Methode bei Anwesenheit von Quecksilber aus bergrechtlichen Gründen immer seltener genehmigt.

¹ Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Material

In einem Betrieb in Leipzig wird Quecksilber, mit einem höheren Reinheitsgrad als aus der Primärproduktion, aus quecksilberhaltigen Rückständen zurückgewonnen. Die Radionuklide verbleiben in den Rückständen, die in Geopolymer eingegossen und auf einer Betriebsdeponie verwahrt werden. Dieses Verfahren entspricht dem neuesten Stand der Technik.

Filterstäube, zirkonhaltige Rückstände und ähnliche Materialien mit spezifischen Aktivitäten bis zu einigen Bq/g werden üblicherweise auf konventionellen Deponien auf Grundlage von Anlage XII, Teil C StrlSchV verwahrt.

Rechtliche Rahmenbedingungen für die gemeinsame Deponierung mit sonstigen Abfällen und für die Wiederverwertung

Die vorher beschriebenen Wege der Wiederverwertung und Beseitigung überwachungsbedürftiger Rückstände sind nur realisierbar, wenn sie allen Regelungen der verschiedenen, tangierenden Rechtsgebiete genügen. Das betrifft im Falle der gemeinsamen Deponierung (Anlage XII, Teil C der StrlSchV), besonders das Kreislaufwirtschafts- und Abfallgesetz (KrW-/AbfG). Hierbei wurden erhebliche Fortschritte erzielt, insbesondere im Ablauf der einzelnen Schritte des strahlenschutzrechtlichen und des abfallrechtlichen Genehmigungs- bzw. Entlassungsverfahrens. Ausgenommen davon sind solche Rückstände, die aufgrund ihrer spezifischen Aktivität (Aktivitätssumme) den Bestimmungen des Gefahrguttransportes nach ADR Klasse 7 unterliegen.

Beseitigung

Nach dem KrW-/AbfG hat die Wiederverwertung Priorität vor der Deponierung, d. h. Abfälle oder Rückstände können nur dann gemeinsam deponiert werden, wenn keine Möglichkeit besteht, sie wiederzuverwerten. Darüber hinaus soll die Deponierung konventioneller, nicht toxischer Abfälle und Reststoffe bis 2020 enden. Die Mengenströme werden somit von Jahr zu Jahr geringer. Da sich nach Anlage XII,

Teil C StrlSchV die maximale spezifische Aktivität aus dem Mischungsverhältnis mit nicht kontaminierten Materialien ableitet, wird dieser Entsorgungsweg zunehmend eingeschränkt.

Die Option, chemisch-toxische Abfälle untertägig zu verwahren, bleibt zwar bestehen, doch sind hier die ehemals erwarteten Abfallmengen wesentlich geringer als angenommen. Darüber hinaus besteht ein Mischungsverbot verschiedener Abfallarten, um mögliche chemische Reaktionen auszuschließen. Deshalb kann bei dieser Option Anlage XII, Teil C nicht angewendet werden. In diesem Fall ist die Einhaltung der Richtdosis von 1 mSv/a mittels Modellrechnung nachzuweisen.

Wiederverwertung

In Deutschland wurden die Strahlenschutzprinzipien der EU (Radiation Protection 112) zur Verwertung von Rückständen als Baumaterial nicht in nationales Recht umgesetzt. Folglich gibt es kaum Möglichkeiten, Rückstände als Bau- oder Bauzuschlagsstoff zu verwenden. Lediglich Kupferschlacke kann auf Grundlage einer Empfehlung der Strahlenschutzkommission im Straßen- und Wegebau verwendet werden. Jedoch verlängerte die Strahlenschutzbehörde in Sachsen-Anhalt dem einzigen Betrieb der Kupferschlacke aufbereitet, die Umgangsgenehmigung nicht.

Die Verwertung von Rückständen als Versatzmaterial im Bergbau ist durch neue strengere nationale Grenzwerte der Konzentration konventioneller Inhaltsstoffe stark eingeschränkt.

Transport von Rückständen nach ADR Klasse 7

Da alle Sonderabfalldeponien keine Rückstände annehmen dürfen, die nach ADR Klasse 7 angeliefert werden, ist vor allem die Entsorgung höher kontaminierter Rückstände auf solchen Deponien kaum möglich. Dabei ist zu berücksichtigen, dass eine Entlassung aus der Strahlenschutzüberwachung nach § 98 StrlSchV, auf Grundlage des Dosiskriteriums, nicht zwangsläufig den Transport nach ADR Klasse 7 ausschließt.

Zudem weisen viele Rückstände kein radioaktives Gleichgewicht auf, sodass die Summenformel nach ADR Anlage 1 anzuwenden ist. Da für Thoriumisotope um den Faktor 10 niedrigere Transportfreigrenzen als z. B. für Radiumisotope gelten, ergibt sich aus der Summenformel (in der die Anteile f_i der einzelnen Radionuklide im Nenner stehen) zwangsläufig eine variable Freigrenze je nach Anteil der Thoriumisotope.

Zusammenfassung und Schlussfolgerungen

Die meisten Rückstände und Materialien können aus der Strahlenschutzüberwachung nach §§ 98 in Verbindung mit Anlage XII, Teil B, C oder D entlassen werden.

Die wesentlichen Probleme im Entlassungsverfahren ergeben sich aus der Überlagerung unterschiedlicher, nicht harmonisierter Regelungen der verschiedenen tangierenden Rechtsgebiete. Für die gemeinsame Ablagerung auf konventionellen Deponien wurden mittlerweile die Probleme weitgehend gelöst.

Die Vorzugsoption für die Beseitigung oder Wiederverwertung von Rückständen hängt von verschiedenen Bedingungen ab, u. a. wie der

- Materialmenge und Höhe der spezifischen Aktivität sowie
- Art, Menge und Konzentration chemisch-toxischer Inhaltsstoffe.

Die zunehmende Reduzierung konventioneller Deponiekapazitäten, die strengeren Grenzwerte für Schadstoffe bei Wiederverwertung von Rückständen als Verfüllmaterial und die starke Einschränkung bei der Verwertung als Bau- und Bauzuschlagsstoff führt nach den neuen rechtlichen Regelungen zu einem Verlust von aus Strahlenschutzsicht „sicheren“ Optionen der Verwertung und Entsorgung.

Jedoch zeigen neue Untersuchungen, dass Art und Menge der in Anlage XII, Teil A genannten Rückstände heute deutlich geringer sind, als bei Inkrafttreten der StrlSchV angenommen. Einige in Anlage XII, Teil A genannte Stoffgruppen entfallen

gänzlich aufgrund neuer, rückstandsfreier Technologien, wie z. B. Rückstände aus der Phosphatindustrie.

Die Rückstandsmengen aus der Erdöl- und Erdgasförderung bleiben zwar unverändert hoch, jedoch erfüllen die bestehenden Verfahren zur Verwertung und Beseitigung die Anforderungen des Strahlenschutzes,

wie das Quecksilberrecycling und die Rohreinigung mittels Hochdruck-Wasserstrahlverfahren.

Werden Rückstände vor der Deponierung immobilisiert, können so die Freisetzungsraten der Radionuklide (und chemotoxischen Stoffe) reduziert und die Kapazität geeigneter Deponieräume erweitert werden.

Current Practice and Legal Framework Conditions Regarding the Re-use and Disposal of Residues with Enhanced Natural Radioactivity from Industry and Mining (TENORM)¹

With the provisions of Part 3 of the Radiation Protection Ordinance (StrlSchV) which are in force since June 2001 there are, for the first time, standardised German regulations to limit radiation exposure resulting from natural radiation sources whose radioactivity is not used. It is already laid down in the general provisions that the regulations are only applicable if human activities – referred to as work in this context (according to § 3 StrlSchV) – may lead to an increase of radioactive contamination or radiation exposure due to these natural radioactive materials. According to the StrlSch, these materials are divided into residues (§ 97) and other materials (§ 102). The residues require radiological supervision if their use or disposal may lead to an annual dose of more than 1 mSv in excess of the natural radiation exposure. The residues to be considered are included in Annex XII, Part A of the StrlSchV. Part B specifies the supervision limits for these residues and Part C includes the preconditions for their release from supervision if to be dumped with other wastes and residues. § 98 of the StrlSchV describes the procedures and conditions for the release of residues requiring supervision from radiological supervision for the purpose of dumping or re-use. The responsible radiation protection authority issues the official notice upon application of the owner of the residues.

Amount and activity levels of residues requiring supervision according to Annex XII, Part A of the StrlSchV

Among the residues stated in Annex XII, Part A of the StrlSchV, special attention is to be paid to the residues presented in the following with regard to amount and/or activity level. Other residues, particularly those resulting from mining and ore processing, become increasingly less important in Germany. The plants of the phosphate processing industry still in operation use modern technologies that do not produce residues.

Sludges and scales from the exploitation of crude oil and natural gas

The annual amount of scrap from all German on-shore oil and gas fields is about 10,000 tons, containing approximately 1,000 tons of scales. These scales primarily contain radium-226 and radium-228 and their long-lived daughter products. The specific activity varies considerably depending on the geological storage conditions and reaches from less than 1 Bq/g up to about 600 Bq/g radium-226. In addition, the amount of sludge per extraction unit is about 50 m³. The radium-226 activity of the sludge is about 100 Bq/g as a maximum.

Residues from bauxite processing

The only plant in Germany processing bauxite to aluminium oxide produces about 630,000 tons of residues per year, the so-called red mud. Its radium-226 activity is between 0.02 and 1.6 Bq/g. The red mud is dumped at a landfill at the production site whose capacity is still sufficient for several years.

Dusts and sludges from flue gas cleaning during primary smelting of pig iron

Filter dusts from pig iron smelting are sometimes enriched with the volatile nuclides Pb-210 and Po-210. According to survey measurements at all German ironworks, their specific activity is, in most cases, below 0.2 Bq/g so that these are not subject to the radiation protection regulations of the StrlSchV. In individual cases, specific Pb-210 activities of up to 8.5 Bq/g were measured.

Current practice of re-use and disposal of residues

For the re-use or disposal of residues resulting from the extraction of crude oil and natural gas, different methods are applied. The option preferred depends on the level of the specific activity and the presence of mercury.

In the past, it was possible to dump scrap with a radium-226 activity of up to 0.2 Bq/g at conventional landfills if mercury was absent. Today, disposal at landfills is practiced up to radium-226 activity of some Bq/g according to § 98 and Annex XII, Part C of the StrlSchV as far as the scrap does not contain mercury. However, the preferred option is – also in view of the increasing scrap prices – meltdown of this scrap after having separated the scales by means of high-pressure water jet technique.

During the last years, GRS, in its function as authorised expert, accompanied a licensing procedure for the disposal of contaminated scrap with a cross activity of up to about

¹ Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Material

40 Bq/g (averaging of activity over tube and scales) in an underground disposal site for chemical toxic waste. However, the procedure was interrupted for the time being due to objections of the owner of the disposal site.

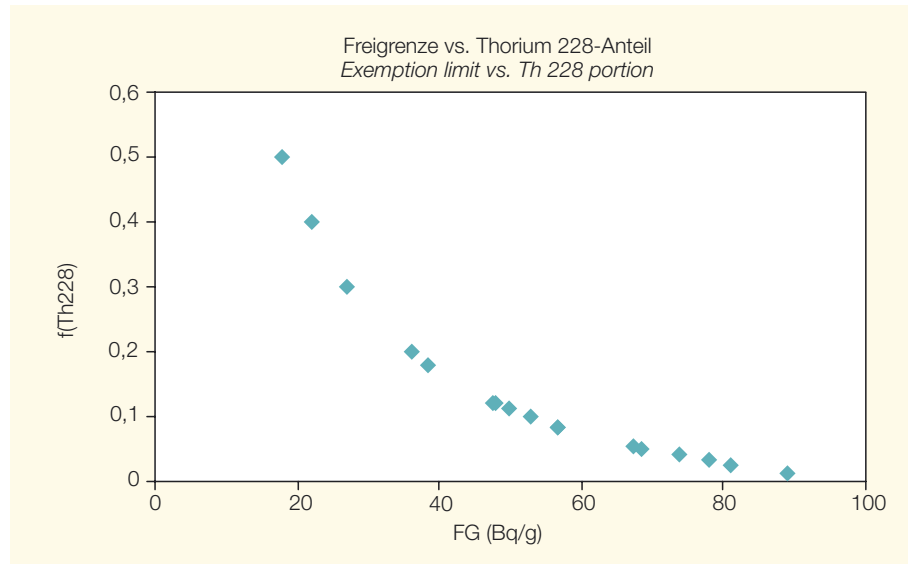
Until now, separated scales have generally been used for backfilling of bore holes. Due to new requirements with regard to long-term safety, granting a licence for this method is more and more seldom when mercury is present for reasons related to mining law.

At a plant in Leipzig, mercury is recovered from residues that contain mercury with a higher degree of purity than from primary production. The radionuclides remain in the residues which are mixed with geopolymer for immobilisation and stored at the disposal site of the plant. This method complies with the state of the art in technology.

Filter dusts, residues containing zirconium and other materials with specific activities up to some Bq/g are usually stored at conventional landfills in accordance with Annex XII, Part C of the StrlSchV.

Legal framework conditions for dumping with other wastes and for re-use

The ways of re-use and disposal of residues requiring supervision described can only be realised if they comply with all regulations of the different legal areas concerned. In case of dumping with other wastes, (Annex XII, Part C of the StrlSchV), this particularly applies to the Closed Substance Cycle and Waste Management Act (KrW-/AbfG). Here, substantial progress was achieved, in particular, regarding the organisation of the different steps of the licensing procedure and the procedure for the release from regulatory supervision performed according to laws pertaining to radiation protection and waste management. This does not apply to such residues that are subject to the provisions for the transport of hazardous goods according to ADR Class 7 due to their specific activity (sum activity).



▲ Änderung der freigestellten Aktivitätskonzentration von Nuklidgemischen in Scales in Abhängigkeit vom Anteil $f(i)$ des Thorium 228

Change of the exempted activity concentrations of nuclide mixtures in scales, depending on the portion $f(i)$ of the thorium-228

Disposal

According to KrW-/AbfG, re-use shall be given priority over dumping, i. e. wastes or residues can only be dumped together if there is no possibility of re-use. Moreover, dumping of conventional non-toxic waste and residues shall end by the end of 2020. Thus, the quantities will decrease from year to year. Since, according to Annex XII, Part C of the StrlSchV, the maximum specific activity is derived from the mixture ratio with non-contaminated material, this way of disposal is increasingly reduced.

The option of underground disposal of chemical toxic wastes remains available, but the amounts of waste expected are considerably smaller than assumed. Moreover, there is a ban on mixing certain types of wastes to exclude possible chemical reactions. Therefore, Annex XII, Part C cannot be applied for this option. In this case, it has to be demonstrated by means of model calculations that the reference dose of 1 mSv/a is adhered to.

Re-use

In Germany, the radiation protection principles of the EU (Radiation Protection 112) on the re-use of residues as building

material were not implemented in national law. As a consequence, it is hardly possible to use residues as building material or building aggregates. Only copper can be used for road and path construction according to a recommendation of the Commission on Radiological Protection. However, the radiation protection authority in Saxony-Anhalt did not renew the handling licence for the only company that reprocesses copper slag.

The re-use of residues as backfill material in mining is extremely limited due to new, more stringent concentration limits for conventional material contained in them.

Transport of residues according to ADR Class 7

Since hazardous waste landfills are not allowed to accept residues classified as ADR Class 7, especially the disposal of higher contaminated residues at such landfills is hardly possible. In this respect, it has to be considered that a release from radiological supervision according to § 98 of the StrlSchV, on the basis of the dose criterion, does not necessarily exclude the transport according to ADR Class 7. Moreover, many residues do not have a

radioactive equilibrium so that the molecular formula according to ADR Annex 1 has to be applied. Since for thorium isotopes the exemption limits for transports are lower by a factor of 10 compared to, e. g., radium isotopes, the molecular formula (where the portions f_i of the individual radionuclides are in the denominator) leads, in any case, to a variable exemption limit, depending on the portion of the thorium isotopes.

Summary and conclusions

The major part of residues and materials can be released from radiological supervision according to §§ 98 in conjunction with Annex XII, Part B, C or D.

The main problems in the procedure for the release from radiological supervision result from an overlap of different, not harmonised regulations of the different legal areas concerned. For dumping together with common waste at conventional landfills, the problems have meanwhile been solved to a large extent.

The preferred option for the disposal or re-use of residues depends on different conditions, such as

- amount of the material and level of specific activity, and
- type, amount and concentration of chemical toxic components.

The increasing reduction of conventional landfill capacities, the more stringent limits for pollutants regarding the re-use of residues as backfill material and the strong limitation regarding the re-use as building material and building aggregate leads, according to the new legal regulations, to a loss of the options of re-use and disposal which are "safe" from the point of view of radiation protection.

However, new analyses show that type and amount of the residues mentioned in Annex XII, Part A are considerably less compared to the expectations at the time when the StrlSchV entered into force. Some groups of substances mentioned in Annex XII, Part A can completely be omitted due to new technologies that do not produce residues.

The amounts of residues from the extraction of crude oil and natural gas continue to be large, but the existing methods for re-use and disposal meet the requirements

of radiation protection, such as mercury recycling and the cleaning of tubes by means of the high-pressure water jet technique.

If residues are immobilised before dumping, the release rates of the radionuclides (and chemical toxic substances) can be reduced and the capacity of adequate landfills can be increased.

D. Weiß

Literatur/References

Kreislaufwirtschafts- und Abfallgesetz (KrW-/AbfG)

Gellermann, R. & Weiß, D.: Strahlenschutz an der Schnittstelle zum Abfallrecht: Entlassung von Rückständen aus der Überwachung. Strahlenschutzpraxis 4/2002, S. 12-16

European Commission: Radiological Protection Principles Concerning the Natural Radioactivity of Building Materials. Radiation Protection 112, 1999

Strahlenschutzkommission: Bewertung der Verwendung von Kupferschlacke aus dem Mansfelder Raum. Empfehlung der SSK, verabschiedet auf der 108. Sitzung der SSK am 27.01.1992

Numerische Modellrechnungen zur Untersuchung des Einflusses der Auflockerungszone in einem generischen Endlagerbergwerk im Rahmen des deutsch-französischen REGIME-Projektes

Die sichere Entsorgung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente ist in Deutschland wie in Frankreich ein Kernthema politischer Diskussionen und Schwerpunkt wissenschaftlicher Arbeiten.

Daher arbeiten GRS und IRSN seit Ende des Jahres 2000 im Rahmen des REGIME-Projektes (Repository Evaluation performed by GRS and IRSN through a Modelling Exercise) zusammen, um Fragen zur Endlagerung radioaktiver Abfälle zu diskutieren. Das REGIME-Projekt verfolgt dabei zwei wesentliche Ziele: Die Intensivierung der Zusammenarbeit zwischen GRS und IRSN durch Vergleich und Diskussion nationaler und institutionspezifischer Strategien und Methoden auf dem Gebiet der Standortsuche und des Langzeitsicherheitsnachweises und den wissenschaftlich-methodischen Erfahrungsaustausch bei der sicherheitsanalytischen Bewertung hydrogeologischer Standortgegebenheiten, hydraulischer Einzelphänomene oder der Anordnung und Auslegung von Endlagerkomponenten, z. B. technische Barrieren zur Strecken- und Schachtabdichtung.

Derzeit führen GRS und IRSN gemeinsam numerische Modellrechnungen zur Standortbewertung und zu Endlagerauslegungen anhand konkreter Fallstudien durch, um diesen Erfahrungsaustausch auch auf die Praxis auszuweiten. Diese Studien sind inhaltlich in zwei Phasen gliedert.

Phase 1: Untersuchung regionaler hydrogeologischer Gegebenheiten

In der Phase 1 wurde der Einfluss hydrogeologischer Standortbedingungen auf den Radionuklidtransport in der Geosphäre untersucht. Die Grundlage bildete hier ein Modell zu einem geologischen Schnitt durch eine reale mesozoische Deckgebirgsformation Norddeutschlands; das Modell ist jedoch aufgrund der Parametrierung der hydraulischen Kenngrößen und der fiktiven Endlagerstandorte als generisch anzusehen. Modelliert wurde eine geologische Struktur, bestehend aus sechs hydrogeologischen Einheiten (Jura bis Unterkreide), die von drei größeren Störungen durchzogen werden. In dieses Regionalmodell wurden als Radionuklidquellen fünf Endlagerstandorte innerhalb eines tonig-mergeligen Wirtsgesteins in 350 bis 500 m Tiefe eingefügt. Mit Hilfe der beiden Programme SPRING (GRS) und MELODIE (IRSN) und durch numerische Transportrechnungen konnten die Auswirkungen der hydraulischen Leitfähigkeit des Wirtsgesteins und der angrenzenden Schichten, der Effekt von

geologischen Störungen sowie der Einfluss lokaler hydraulischer Gradienten auf die Grundwasserströmungsmuster und den damit verbundenen Radionuklidtransport analysiert und das Isolationspotenzial des Wirtsgesteins an den fünf Endlagerstandorten bewertet werden.

Es zeigte sich, dass das Wirtsgestein im zentralen Modellgebiet (Endlagerstandorte Nr. 3 und 4) die bei weitem günstigsten Isolationsseigenschaften aufweist. Die Gründe hierfür sind sehr niedrige lokale hydraulische Gradienten sowie zwei Störungen, die den zentralen Modellteil von den höheren hydrodynamischen Druckverhältnissen in den nördlich und südlich angrenzenden Gebieten abschirmen. Hierdurch werden gelöste Stoffe (Radionuklide) weitgehend diffusiv transportiert, was zu einer sehr geringen Transportgeschwindigkeit führt.

Phase 2: Untersuchung hydraulischer Effekte im Endlager

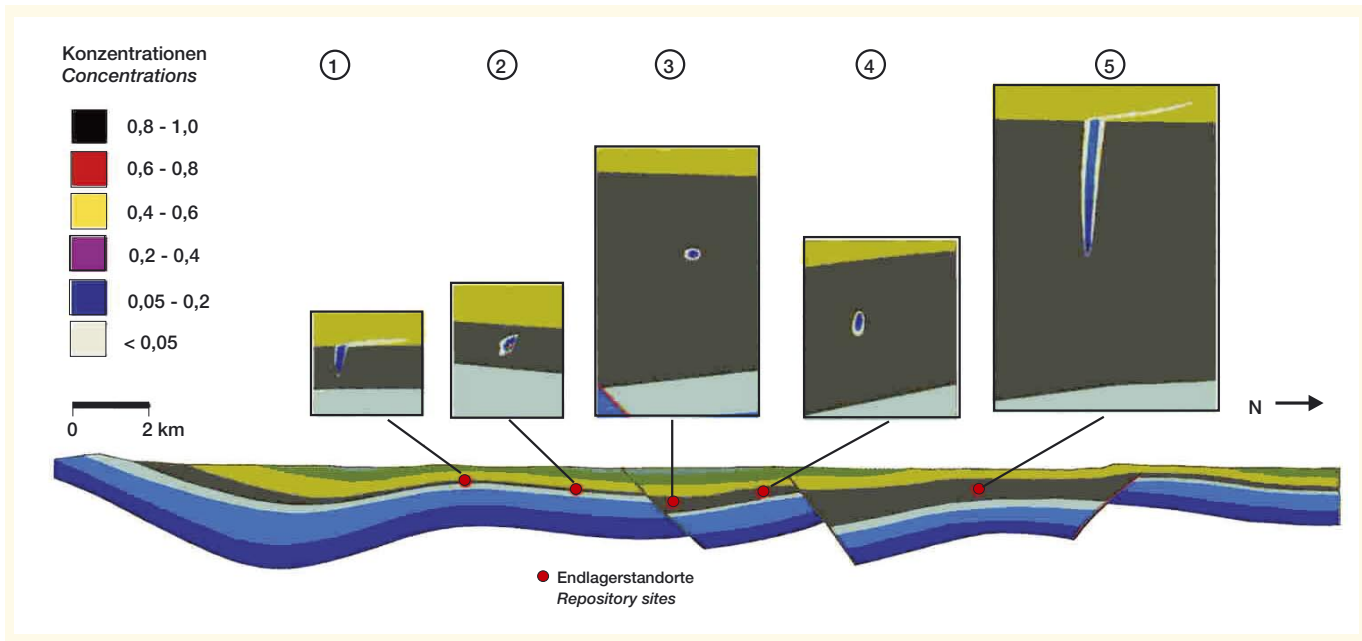
Ziel der Phase 2 des REGIME-Projektes ist es, den Einfluss der hydraulischen

Eigenschaften sicherheitsrelevanter Endlagerkomponenten (Strecken, Einlagerungskammern, Hohlraumversatz, technische Barrieren etc.) auf Radionuklidfreisetzung und -transport zu analysieren. Die Untersuchungen finden an einem generischen Endlagermodell, welches aus einem Schacht und einer Zugangsstrecke besteht, von der vier Einlagerungstunnel für radioaktive Abfälle abzweigen, statt. Einlagerungstunnel, Schacht und Zugangsstrecke sind durch Abdichtungen aus geringpermeablem Material (z. B. Bentonit) voneinander abgedichtet. Zusätzlich ist der Schacht mit einer weiteren technischen Barriere an der oberen Begrenzung des Wirtsgesteins gegen die überlagernden Schichten abgedichtet. Aufbauend auf den Ergebnissen der Phase 1 wurden die Endlagerkomponenten unter Berücksichtigung einer gegebenen regionalhydrogeologischen Situation untersucht. Das Endlagermodell wurde hierzu in die Mitte des zentralen Teils des Regionalmodells eingebettet, wo das Wirtsgestein nach den Ergebnissen aus Phase 1 das beste Isolationspotenzial aufweist.

Im ersten Arbeitsschritt untersuchten GRS und IRSN den Einfluss der bergbaubedingten Auflockerungszone im Bereich der Abdichtungen sowie der hydraulischen Wirkung der Abdichtungen selbst. Auflockerungszonen entstehen durch mechanische Beanspruchungen des Gebirges während der bergmännischen Auffahrung untertägiger Hohlräume sowie durch die Druckentlastung des Gebirges in der Nähe offener Grubenbaue. Da Auflockerungszonen eine gegenüber dem Wirtsgestein erhöhte Durchlässigkeit aufweisen, besteht die Gefahr von hydraulischen Umläufigkeiten, die die Wirksamkeit der Abdichtungen beeinträchtigen.

Die Analysen wurden anhand einer vergleichenden Betrachtung von drei Rechenfällen durchgeführt, denen unterschiedliche Annahmen bezüglich der Qualität der Abdichtungen zugrunde lagen:

- **Fall 1:** Die Abdichtungen weisen ähnlich geringe Permeabilität wie das Wirtsgestein auf, die Auflockerungszone im Bereich der Abdichtungen existiert nicht (Referenzfall).



▲ Konzentrationsverteilung an den fünf Endlagerstandorten nach 100.000 Jahren. Konzentrationswerte bezogen auf Anfangskonzentration $C_i = 1$
 Concentration distribution at the five repository sites after 100,000 years. Concentration values related to initial concentration $C_i = 1$

- **Fall 2:** Die Abdichtungen werden von einer 1 m mächtigen Auflockerungszone mit einer um den Faktor 100 erhöhten hydraulischen Leitfähigkeit gegenüber dem intakten Gebirge umgeben. Diesem Fall liegt die Annahme zugrunde, dass die Auflockerungszone im Bereich der Abdichtungen nur unvollständig bzw. nicht entfernt wurde.
- **Fall 3:** Zusätzlich zu Fall 2 wird ein Versagen der Abdichtungen (z. B. durch Korrosion des Dichtungsmaterials durch saline Lösungen in einem späten Stadium der Langzeitphase) unterstellt, wodurch ihre Permeabilität um bis zu fünf Größenordnungen über der des intakten Wirtsgesteins liegt.

Ergebnisse und Fazit

Zu jedem der drei Rechenfälle wurden die Konzentrationsverteilungen gelöster Radionuklide in der Umgebung des Endlagers über einen Zeitraum bis zu 1 Million Jahre errechnet. Zusammengefasst kann aus den Ergebnissen der Studie folgendes abgeleitet werden:

- **Fälle 1 und 2:** Über den gesamten Rechenzeitraum wird der Übertritt gelöster

Radionuklide in den überlagernden Grundwasserleiter aufgrund des hohen Isolationspotenzials des Wirtsgesteins wirksam unterbunden. Im Fall der hydraulisch wirksamen Auflockerungszone (Fall 2) ist zwar insbesondere im Bereich des Schachtes eine gegenüber dem Referenzfall größere Ausbreitung gelöster Nuklide erkennbar, die obere Schichtabdichtung verhindert jedoch eine Kontamination des überlagernden Grundwasserleiters.

- **Fall 3:** Infolge des Versagens sämtlicher Abdichtungen im Endlager beginnt nach ca. 100.000 Jahren der Abstrom gelöster Radionuklide aus dem Wirtsgestein in den überlagernden Grundwasserleiter, die abgegebene Radionuklidkonzentration beträgt jedoch selbst am Ende des Betrachtungszeitraums von 1 Million Jahre nur maximal 0,25 % der Ausgangskonzentration in den Einlagerungstunneln. Aufgrund des hohen Grundwasserdurchflusses im überlagernden Grundwasserleiter wird bereits nahe der Basis des Grundwasserleiters die Konzentrationen um mehrere Größenordnungen verdünnt.

Die Robustheit des untersuchten Endlagersystems gegenüber dem Ausfall technischer Barrieren ist maßgeblich auf die sehr geringen Grundwasserfließgeschwindigkeiten in der betrachteten Region zurückzuführen. Im Fall höherer hydraulischer Gradienten wäre aufgrund des verstärkten advektiven Transports mit wesentlich höheren Freisetzungen gelöster Radionuklide in das Deckgebirge zu rechnen gewesen. Das Ergebnis dieser REGIME-Studie unterstreicht somit, dass es sehr wichtig ist, Endlagerstandorte mit günstigen hydrogeologischen Eigenschaften auszuwählen, da hierdurch eventuell auftretende Ausfälle technischer Barrieren weitgehend kompensiert werden können.

Projekterfahrung und Ausblick

Der Erfahrungsaustausch und die methodische Zusammenarbeit zwischen GRS und IRSN innerhalb des REGIME-Projekts war sehr erfolgreich. Beispielsweise funktioniert trotz der Verwendung unterschiedlicher Rechencodes der Austausch von Modelldaten reibungslos und es werden übereinstimmende Rechenergebnisse erzielt. Zudem bietet das Projekt die Möglichkeit, junge Nachwuchs-Wissenschaftler auszutauschen. So wurde 2004 im Rahmen des

REGIME-Projekts eine französische Studentin beschäftigt, die ihr sechsmonatiges Universitätspraktikum je zur Hälfte beim IRSN und bei der GRS absolviert hat. Die

bilaterale Zusammenarbeit und der Austausch von Nachwuchs-Wissenschaftlern im REGIME-Projekt sollen auch in den kommenden Jahren fortgesetzt werden.

Numerical Model Calculations on the Analysis of the Influence of the Excavation Damaged Zone in a Generic Repository within the Framework of the German-French REGIME Project

In Germany, as well as in France, the safe disposal of radioactive waste and spent fuel elements is a central issue of political discussion and focal point of scientific work.

Thus, GRS and IRSN have been working together since the end of 2000 within the framework of the REGIME (Repository Evaluation performed by GRS and IRSN through a Modelling Exercise) project to discuss questions related to the final disposal of radioactive waste. The REGIME project pursues two main objectives: the intensification of the co-operation of GRS and IRSN by comparison and discussion of national and institution-specific strategies and methods for site identification and the demonstration of long-term safety as well as the scientific-methodical exchange of experience regarding safety analyses on hydrogeological site conditions, specific hydraulic phenomena or the layout and design of repository components, as e. g. technical barriers for the sealing of galleries and shafts.

At present, GRS and IRSN jointly perform model calculations on site assessment and repository designs by means of specific case studies in order to extend this exchange of experience also to practice. The contents of these studies are divided into two phases.

Phase 1: Analysis of regional hydrogeological conditions

In Phase 1, the influence of hydrogeological site conditions on the radionuclide transport in the geosphere was analysed. This analysis was performed on the basis of a model on a geological cross-section through a real mesozoic overburden in northern Germany. However, the model is a generic one due to the parameter assignment of the hydraulic parameters and the fictive repository sites. A geological model was structured that consists of six hydrogeological units (Jurassic to lower Cretaceous) which are passed through by three major faults. In these regional models, five repository sites within a clayey-marly host rock at a depth of 350 to 500 m were included as radionuclide sources. By means of the two codes SPRING (GRS) and

MELODIE (IRSN) and numerical transport calculations, it was possible to analyse the effects of the hydraulic conductivity of the host rock and the adjacent layers, the effect of geological faults as well as the influence of local hydraulic gradients on the ground water flow and the radionuclide transport involved with it, and to analyse the isolation potential of the host rock at the five repository sites.

The results showed that the host rock in the central model area (repository sites No. 3 and 4) have the most favourable isolation properties by far. The reasons for it are very low local hydraulic gradients as well as two faults which shield off the central model part from the higher hydrodynamic pressure conditions in the adjacent areas in the north and in the south. By this, solutes (radionuclides) are largely transported diffusively which leads to a very low transport velocity.

Phase 2: Analysis of hydraulic effects in the repository

The objective of Phase 2 of the REGIME project is to analyse the effects of the hydraulic properties of safety-relevant repository components (galleries, disposal chambers, cavity backfill, technical barriers etc.) with regard to release and transport of radionuclides. The analyses are performed by means of a generic repository model consisting of a shaft and an access gallery from which four disposal tunnels for radioactive waste branch off. Disposal tunnel, shaft and access gallery are isolated from each other by seals consisting of low-permeable material (e. g. bentonite). Furthermore, the shaft is sealed against the overburden layers with an additional technical barrier at the upper limit of the host rock. On the basis of the results of Phase 1, the repository components were analysed under consideration of a given regional hydrogeological situation. For this purpose, the repository model was embedded in the middle of the central part of the regional model where, according to the results from Phase 1, the host rock has the best isolation potential.

In the first work step, GRS and IRSN analysed the influence of the mining-induced excavation damaged zone in the area of the seals as well as the hydraulic effect of the seals themselves. Excavation damaged zones develop due to mechanical stresses of the rock during driving of underground cavities and by pressure relief of the rock in the vicinity of open underground workings. Since excavation damaged zones have an increased permeability compared to the intact host rock, there is the danger of hydraulic by-pass which impairs the effectiveness of the seals.

The analyses were performed by comparing three calculation cases based on differed assumptions regarding the quality of the seals:

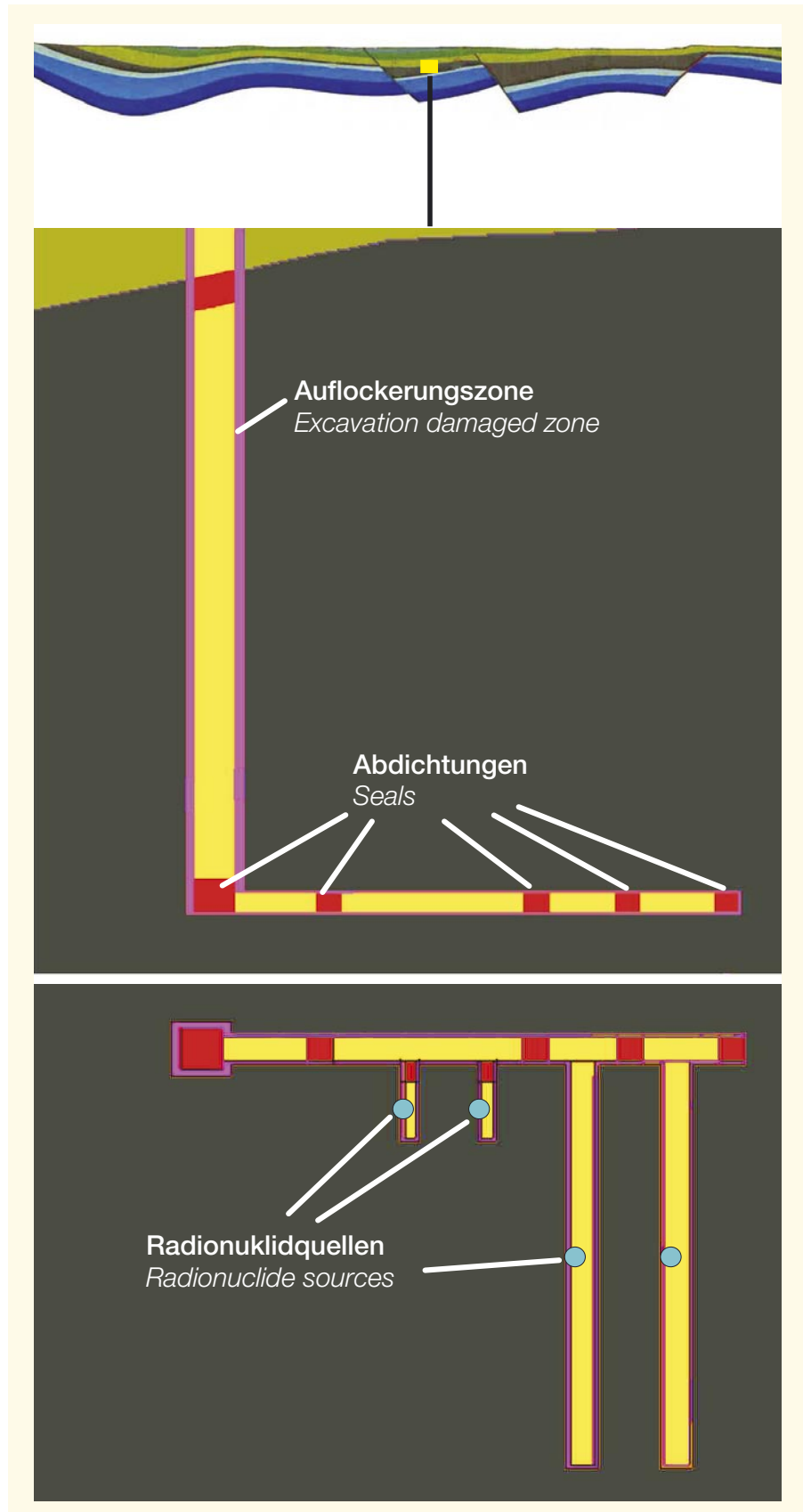
- **Case 1:** The seals show similarly low permeability as the host rock; the excavation damaged zone in the area of the seals does not exist (reference case).

- **Case 2:** The seals are surrounded by a excavation damaged zone of 1 m with a hydraulic conductivity increased by a factor of 100 compared the intact rock. This case is based on the assumption that the excavation damaged zone in the area of the seals was not removed or only partly.
- **Case 3:** In addition to Case Fall 2, a failure of the seals (e. g. due to corrosion of the seal material by saliniferous solutions at a late stage of the long-term phase) was postulated so that the permeability exceeds that of the intact host rock by up to five orders of magnitude.

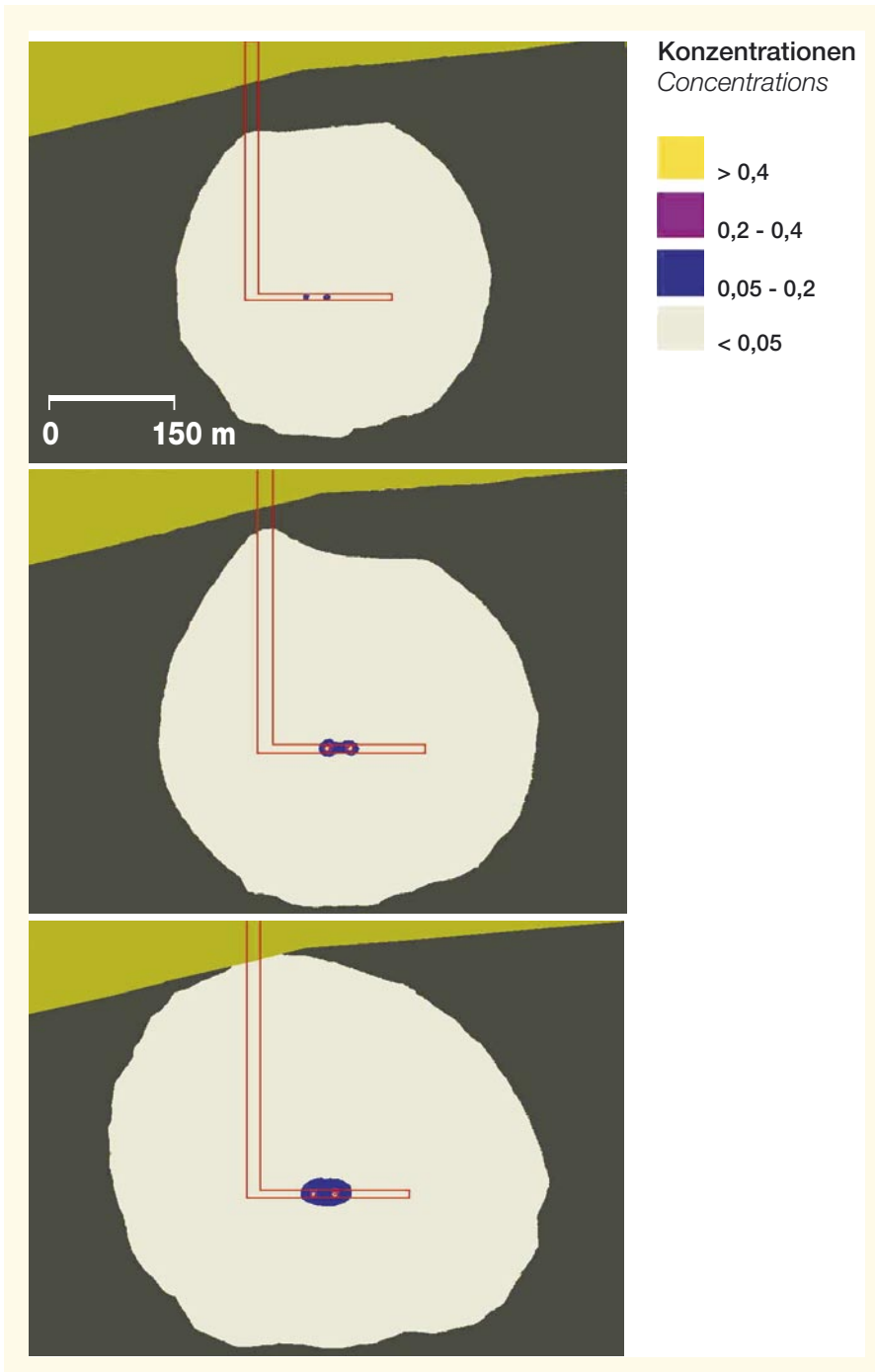
Results and conclusions

For each of the three calculation cases, the concentration distributions of dissolved radionuclides in the vicinity of the repository was calculated for a period of up to 1 million years. In summary, the following can be derived from the results of the study:

- **Cases 1 and 2:** Over the entire calculation period, the transgression from dissolved radionuclides to the overlying aquifer is effectively prevented due to the high isolation potential of the host rock. In the case of the hydraulically effective excavation damaged zone (Case 2) a larger distribution of dissolved nuclides can be identified compared to the reference case, especially in the area of the shaft, but the upper shaft seal prevents a contaminating of the overlying aquifer.
- **Case 3:** Due to the failure of all seals in the repository, dissolved radionuclides from the host rock begin to flow into the overlying aquifer after about 100,000 years, but the radionuclide concentration only amounts to 0.25 % of the initial concentration in the disposal tunnels even at the end of the period of time considered of 1 million years. Due to the high groundwater flow rate in the overlying aquifer, the concentration is already diluted near the basis of the aquifer by several orders of magnitude.



▲ Aufbau des Endlagermodells: Vertikalschnitt (oben), Horizontalschnitt (unten)
 Repository model design: vertical cross-section (above), horizontal cross-section (below)



The robustness of the repository system analyses against the failure of technical barriers is mainly due to the very small groundwater flow velocities in the region considered. In case of higher hydraulic gradients considerably higher releases of radionuclides into the overburden would have to be expected due to the increased advective transport. The results of this REGIME study thus underlines that it is very important to select repository sites with favourable hydrogeological conditions because, by doing so, potential failures of technical barriers can largely be compensated.

Project experience and outlook

The exchange of experience and the methodical co-operation between GRS and IRSN within the framework of the REGIME project is very successful. For instance, the exchange of model data was without any problems despite the use of different computer codes and the results achieved are consistent. Moreover, the project offers the opportunity of exchange of young scientists. So, a French student was employed in 2004 within the framework of the REGIME project who completed half of her six-months university internship at IRSN and the other half at GRS. The bilateral co-operation and the exchange of young scientists within the framework of the REGIME project is intended to be continued also in the next years.

K. Fischer-Appelt

- ▲ Konzentrationsverteilung in der Umgebung des Endlagers nach 1 Million Jahre:
- Fall 1: Referenzfall (oben)
 - Fall 2: Hydraulische Wirksamkeit der Auflockerungszone (Mitte)
 - Fall 3: Hydraulische Wirksamkeit der Auflockerungszone und Versagen der Abdichtungen (unten)
- Konzentrationswerte bezogen auf Anfangskonzentration $C_i = 1$
- Concentration distribution in the vicinity of the repository after 1 million years:*
- Case 1: reference case (above)*
 - Case 2: hydraulic effectiveness of the excavation damaged zone (middle)*
 - Case 3: hydraulic effectiveness of the excavation damaged zone and seal failure (below)*
- Concentration values related to initial concentration $C_i = 1$*

COMPAS – Ein europäisches Projekt zum Vergleich von alternativen Entsorgungsstrategien für langlebige radioaktive Abfälle

*In der EU und den Beitrittsländern gibt es zurzeit mehrere Strategien zur langfristigen Behandlung und Entsorgung langlebiger Abfälle. Um die derzeit existierenden verschiedenen Strategien auf internationaler Ebene zu untersuchen, die Vor- und Nachteile der verschiedenen Strategien und Alternativen im Hinblick auf verfügbare Technologien und nationale Unterschiede zu bewerten und die Gründe für regionale Unterschiede der Strategien herauszufinden, hat die Europäische Kommission ein Konsortium mit dem COMPAS-Projekt (**C**omparison of **A**lternative Waste Management **S**trategies for **L**ong-Lived Radioactive Waste) zum Vergleich von alternativen Entsorgungsstrategien für langlebige radioaktive Abfälle betraut, für dessen Koordinierung die National Nuclear Corporation Ltd (NNC, UK) zuständig war.*

Das Zwei-Jahres-Projekt (2001-2003) wurde von Organisationen im Bereich der Abfallentsorgung und behördlichen Organisationen aus Finnland, Frankreich, Deutschland, den Niederlanden, der Slowakei, Spanien, Schweden, Schweiz und Großbritannien durchgeführt. Informationen zu Daten, Praktiken, Ansätzen und Erfahrungen in den einzelnen Ländern wurden von den Experten der Organisationen zur Verfügung gestellt sowie von geladenen Experten von Organisationen aus Bulgarien, der Tschechischen Republik, Ungarn, Italien, Slowenien und Rumänien. Durch die Teilnahme von Organisationen aus 15 Ländern wurde sicher gestellt, dass die meisten der sowohl west- als auch mitteleuropäischen Länder, in denen Kernkraftwerke betrieben werden oder wurden, vertreten waren.

Das Projekt umfasste vier Workshops, in denen jeweils eine der Aufgaben und Arbeitspakete des Projektes behandelt wurden:

- Die Herkunft und Vorgeschichte der vorhandenen Abfälle, deren Klassifizierung und die Menge abgebrannter Kernbrennstoffe und Abfälle, die behandelt und entsorgt werden müssen,
- Faktoren, die für die von den einzelnen Ländern verfolgten oder in Betracht gezogenen Strategien bestimmend sind,
- generische Strategien, die umgesetzt oder in Betracht gezogen werden und die Gründe für deren Auswahl. Themen, die einen Einfluss auf wichtige

Entscheidungen bei der kurz- und langfristigen Entsorgung von Brennstoffen haben, wurden ermittelt,

- Schlüsselfragen für den Erfolg oder Misserfolg bei der Umsetzung einer langfristigen Entsorgungslösung.

Vor jedem Workshop stellten die teilnehmenden Organisationen Informationen ihres Landes zu den anstehenden Fragen zur Verfügung. Diese länderspezifischen Informationen bildeten Teil II des Endberichts zum Projekt, der den Stand der nationalen Strategien zum 1. September 2003 widerspiegelt. In den Workshops wurden Vergleiche durchgeführt und Schlussfolgerungen im Hinblick auf Gemeinsamkeiten und Unterschiede sowie deren Hauptursachen gezogen. Die wesentlichen Ergebnisse der Workshops bilden Teil I des Endberichts zum Projekt. Des Weiteren gibt es einen Kurzbericht mit den wichtigsten Informationen und Schlussfolgerungen, der rund 40 Seiten umfasst.

Ergebnisse

Es gibt viele Quellen für radioaktive Abfälle, doch der überwiegende Teil der abgebrannten Kernbrennstoffe und radioaktiven Abfälle stammt aus zivilen Kraftwerken. Ein Teil der abgebrannten Kernbrennstoffe aus vielen der teilnehmenden Länder wurde in der Vergangenheit wieder aufbereitet, doch gegenwärtig gibt es in sieben der Länder keine Verträge zur Wiederaufbereitung. Zwei Länder haben ein Datum genannt, zu dem die Wiederaufbereitung

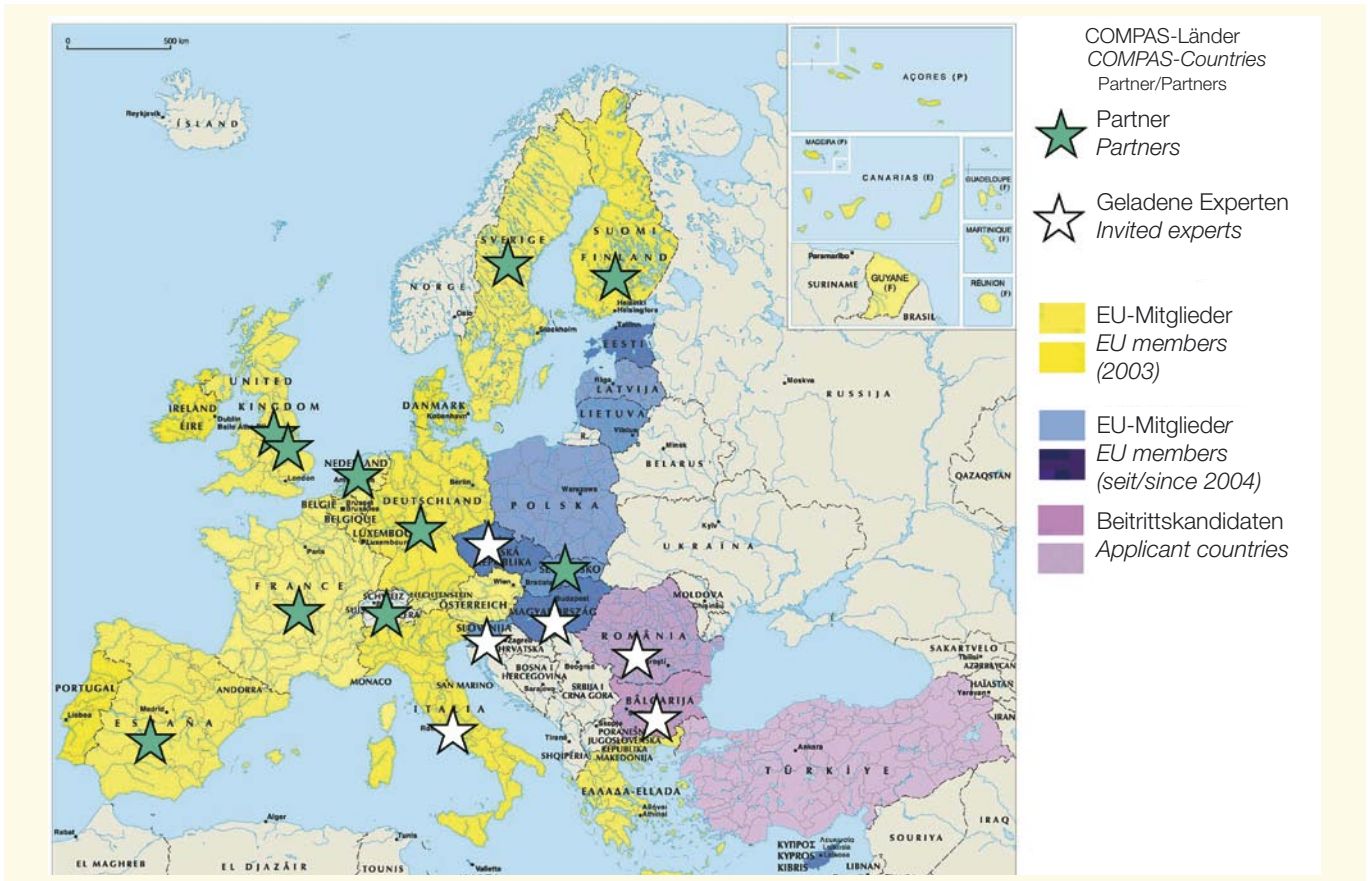
enden soll, und in vier Ländern ist dieses Thema Gegenstand eines Begutachtungsverfahrens seitens der Regierung.

Bei jedem Entsorgungsplan für abgebrannte Kernbrennstoffe und hochaktive Abfälle aus der Wiederaufbereitung muss ein Zeitraum für die Lagerung vorgesehen werden. Zunächst ist ein Zeitraum von bis zu 50 Jahren zur Abkühlung erforderlich, bevor die Abfälle der Endlagerung zugeführt werden können. Aus wirtschaftlichen, technischen und gesellschaftlichen Gründen können jedoch vor der Endlagerung längere Zeiträume für die Zwischenlagerung wärmeerzeugender und auch anderer langlebiger Abfälle erforderlich sein. Die Politik in den Niederlanden sieht vor, radioaktive Abfälle mindestens 100 Jahre zu lagern, und die längerfristige Zwischenlagerung („prolonged storage“) wird in anderen Ländern, wie beispielsweise Großbritannien, als Option in Betracht gezogen.

Abtrennung und Umwandlung werden zurzeit nicht als praktikable Option für die Behandlung und Entsorgung von Abfällen aus dem Brennstoffkreislauf der betriebenen und zur endgültigen Stilllegung abgeschalteten Reaktoren angesehen. Das Potential dieses Ansatzes für zukünftige Brennstoffkreisläufe wurde nicht betrachtet.

Langfristige Entsorgungsoption

Nahezu alle am Projekt teilnehmenden Länder verfolgen die Endlagerung in tiefen geologischen Formationen als bevorzugte langfristige Entsorgungsoption für abgebrannte Kernbrennstoffe (die nicht für die Wiederaufbereitung bestimmt sind), hochaktive verglaste Abfälle und langlebige Abfälle. Im Hinblick auf den möglichen Zeitpunkt der Realisierung eines Endlagers werden in diesen Ländern viele verschiedene Positionen vertreten. Die wesentliche Grundlage für eine Strategie zur Endlagerung in tiefen geologischen Formationen auf dem Festland ist, dass die Sicherheit eines Zwischenlagers nicht für einen unbestimmten Zeitraum sichergestellt werden kann. Alle Optionen zur nicht-landgebundenen Endlagerung von Abfällen sind entweder aufgrund internationaler Konventionen verboten oder die damit verbundenen Risiken



▲ Das Zwei-Jahres-Projekt (2001-2003) wurde von Organisationen im Bereich der Abfallentsorgung und behördlichen Organisationen aus Finnland, Frankreich, Deutschland, den Niederlanden, der Slowakei, Spanien, Schweden, Schweiz und Großbritannien durchgeführt. Informationen zu Daten, Praktiken, Ansätzen und Erfahrungen in den einzelnen Ländern wurden von den Experten der Organisationen zur Verfügung gestellt sowie von geladenen Experten von Organisationen aus Bulgarien, der Tschechischen Republik, Ungarn, Italien, Slowenien und Rumänien. Durch die Teilnahme von Organisationen aus 15 Ländern wurde sicher gestellt, dass die meisten der sowohl west- als auch mitteleuropäischen Länder, in denen Kernkraftwerke betrieben werden oder wurden, vertreten waren.

The two-year project (2001-2003) was carried out by waste management and regulatory organisations from Finland, France, Germany, The Netherlands, Slovakia, Spain, Sweden, Switzerland, and The United Kingdom. Information on national data, practices, approaches and experiences was provided by experts coming from these organisations as well from invited experts representing organisations from Bulgaria, The Czech Republic, Hungary, Italy, Slovenia, and Romania. The participation by organisations of 15 countries ensured that most of the countries in both western and central Europe where there are, or have been, operating nuclear power plants were represented.

und Unsicherheiten werden als zu groß angesehen. Lediglich in Großbritannien wird die Zwischenlagerung für einen unbestimmten Zeitraum („indefinite storage“) als Teil der Überprüfung aller langfristigen Entsorgungsoptionen in Betracht gezogen.

Realisierung der Endlagerung in tiefen geologischen Formationen

Obwohl die technischen und wissenschaftlichen Kenntnisse zur Unterstützung der Endlagerung in tiefen geologischen Formationen in einigen Ländern vorhanden sind

und in anderen entwickelt werden, gab es in vielen Ländern Widerstände gegen die Realisierung dieser Art der Endlagerung. Es gibt verschiedene Auffassungen über die Dringlichkeit der Realisierung, die von der im jeweiligen Land verfolgten Politik sowie gesellschaftlichen, logistischen und wirtschaftlichen Faktoren abhängen. Die Aufnahme der Notwendigkeit der Endlagerung in der nationalen Gesetzgebung war ein wichtiger Faktor in den Realisierungsprogrammen in den Ländern, in denen sie verfolgt wird. Eine Realisierung „so bald wie praktikabel“ basiert auf dem Prinzip, dass die Generation, die von den Aktivitäten Nutzen gezogen haben,

durch die die Abfälle entstanden sind, ihrer Verantwortung für deren Behandlung und Entsorgung nachkommen sollte (intergenerative Gerechtigkeit). Einige der teilnehmenden Länder, in denen das Aufkommen an radioaktiven Abfällen relativ gering ist, ziehen die Möglichkeit der Nutzung eines multinationalen Endlagers aus wirtschaftlichen und praktischen Gründen in Betracht.

Akzeptanz

Die Erfahrung hat gezeigt, dass es vier wesentliche Aspekte für die Akzeptanz eines

Endlagers gibt:

- Ein offener, umfassender und transparenter Prozess (einschließlich Dialog zwischen der wissenschaftlichen Gemeinschaft, Politikern und Mitgliedern der allgemeinen Öffentlichkeit),
- ein schrittweiser Prozess, bei dem jede Stufe vor Beginn der nächsten bewertet und abgestimmt wird,
- klar definierte Rollen für alle Beteiligten innerhalb des Prozesses und
- Sicherstellung, dass die Gemeinde in der das Endlager errichtet wird, deutliche Vorteile aus ihrer Zustimmung zum Endlager ziehen kann, die jegliche nachteiligen wirtschaftlichen und

umweltbezogenen Auswirkungen auf den Endlagerstandort ausgleichen.

Standortauswahl für Endlager in tiefen geologischen Formationen

In den letzten Jahren fanden die meisten der unterirdisch durchgeführten Untersuchungen zur Identifizierung eines Standorts für die Endlagerung in tiefen geologischen Formationen, zu denen die Gemeinden ihre Zustimmung gegeben haben, in der Nähe von bestehenden kerntechnischen Anlagen. Die einzige Anlage zur längerfristigen Zwischenlagerung (100 Jahre und länger) von Abfällen, die HABOG in den Niederlanden, befindet sich ebenfalls in der Nähe einer kerntechnischen Anlage (Kernkraftwerk Borssele).

- Key issues that affect the success or otherwise of implementing a long-term management solution.

In advance of each workshop, the participating organisations provided national information with regard to the issues at stake. This national information forms part II of the final project report which reflects the status of the national strategies on 1st September, 2003. At the workshops, comparisons were made and conclusions were drawn concerning commonalities and differences and their major causes. The major findings of the workshops form part I of the final project report. A summary report addressing the most important information collated and the major conclusions drawn, of about 40 pages, is also available.

COMPAS - A European Project on the "Comparison of Alternative Waste Management Strategies for Long-lived Radioactive Waste"

Within the EU and the Applicant Countries there are currently several strategies for the long-term management of long-lived radioactive waste. In order to review, at an international level, the various strategies that currently exist, to evaluate the advantages and disadvantages of the various strategies and their alternatives in the light of available technologies and national differences, and to identify the rationale for regional differences in current strategies, the European Commission awarded a project on the "Comparison of Alternative Waste Management Strategies for Long-Lived Radioactive Wastes" (COMPAS) to a consortium co-ordinated by National Nuclear Corporation Ltd (NNC, UK).

The two-year project (2001-2003) was carried out by waste management and regulatory organisations from Finland, France, Germany, The Netherlands, Slovakia, Spain, Sweden, Switzerland, and The United Kingdom. Information on national data, practices, approaches and experiences was provided by experts coming from these organisations as well from invited experts representing organisations from Bulgaria, The Czech Republic, Hungary, Italy, Slovenia, and Romania. The participation by organisations of 15 countries ensured that most of the countries in both western and central Europe where there are, or have been, operating nuclear power plants were represented.

The project was organised around a series of four workshops, each addressing one

of the tasks and work packages of the project:

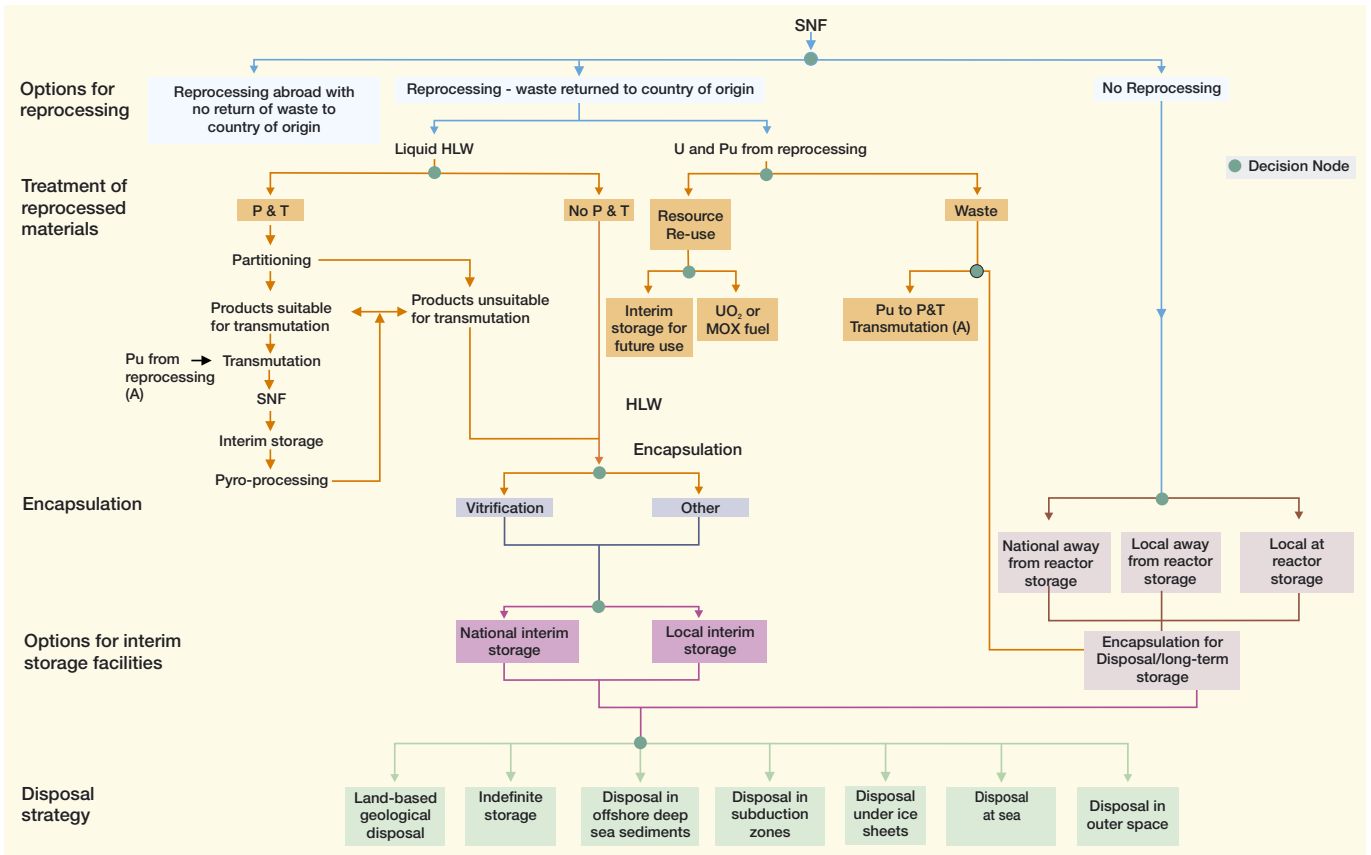
- The historical basis of the existing waste, its categorisation and the amount of spent nuclear fuel and waste that will have to be managed.
- Issues that determine the strategies adopted or considered by each country.
- Generic strategies that are being implemented or being considered and the reasons for choosing them. Issues affecting key decision points in the management of the fuel and materials in both the short and long term were identified.

Results

There are many sources of radioactive waste but the main source of spent nuclear fuel and radioactive waste are the civil nuclear power plants. Some spent nuclear fuel from many of the participating countries has been reprocessed in the past but, currently, there are no reprocessing contracts in seven of the countries, while two have announced a date for the end of reprocessing and, in four countries, it is the subject of a government review.

In any scheme for the management of spent nuclear fuel and the high-level waste from reprocessing, a period of storage is required. Initially, a period of up to fifty years is necessary to allow cooling before it can be placed in a repository but, for economic, technical and social reasons, longer periods of storage for both heat generating and other long-lived wastes may be required before disposal is implemented. The policy in the Netherlands is to store radioactive waste for at least 100 years, and prolonged storage is being considered as an option in some other countries, e. g. the United Kingdom.

Partitioning and transmutation is currently not seen as a practical option for the management of the wastes that will arise from the fuel cycles of the existing operating reactors and those that have been shutdown for decommissioning. Its potential for future fuel cycles was not addressed.



▲ Entscheidungsbaum für die Auswahl einer Strategie für abgebrannte Kernbrennstoffe als Beispiel, wie Strategien im Projekt zusammengefasst und bewertet wurden. Zu jedem abgebildeten Entscheidungsknoten erklärten die Teilnehmer, welche Entscheidungen getroffen wurden oder in ihrem Land in Betracht gezogen wurden / werden und begründeten die Entscheidungen. Auf der Grundlage dieser länderspezifischen Informationen und der Diskussionen in den Workshops wurden generische Aussagen abgeleitet.

Decision tree for spent nuclear fuel strategy selection as an example for the way strategies were summarised and evaluated in the project. For each decision node indicated in the figure, participants explained which choices had been made or were / are considered in their country and gave the reasoning behind the decisions. Based on this country-specific information and on discussions at the workshops, generic statements were then derived.

Long-term management option

Nearly all the countries that have participated in the project are pursuing land-based deep geological disposal as the preferred long-term management option for spent nuclear fuel (that is not consigned for reprocessing), high-level vitrified waste and long-lived radioactive waste. A range of positions are taken in these countries as to the probable timing of implementing a final disposal facility. The main basis for a strategy of land-based deep geological disposal is that the safety of a store for an indefinite period cannot be established and all the options that involve placing the waste away from landmasses are either prohibited by international conventions or the risks or uncertainties are considered to be too great. Only the UK is considering indefinite

storage as part of a review of all long-term management options.

Implementation of deep geological disposal

However, whereas the technical and scientific knowledge to support deep geological disposal is available in some countries and is being developed in others, the implementation of deep geological disposal has been opposed in many countries and there are different perceptions of the urgency for its implementation that depend on national policies and social, logistical and economic issues. The incorporation of the requirement for disposal in national legislation has been an important factor in the programme for

implementation in those countries where it has proceeded. Implementation as soon as practicable is based on the principle that the generation that has benefited from the activities that produced the waste should fulfil its responsibilities for its management (intergenerational equity). For economic and practical reasons, the possibility of utilising a multinational repository is being considered by some of the participating countries that have relatively small amounts of radioactive waste.

Acceptance

Experience has shown that four of the important aspects of gaining acceptance for a disposal facility are:

- an open, inclusive and transparent process (including dialogue between the scientific community, politicians and members of the public),
- a stepwise process where each stage is assessed and agreed before the next is started,
- well-defined roles for all the participants in the process and
- ensuring that the host community has distinct benefits from hosting the disposal facility, which outweigh

any potential adverse economic and environmental effects on the area in which the facility is situated.

Siting deep geological repositories

In recent years, the majority of the underground investigations for siting deep geological repositories that have been accepted by local municipalities are located near existing nuclear facilities. The only facility for the prolonged storage (100 years or

greater) of waste, the HABOG facility in the Netherlands, is also situated in the vicinity of a nuclear facility (the Borssele Nuclear Power Plant).

K. Röhlig

Literatur/References

M. Dutton, K. Hillis, J. Stansby, L. Kennett, T. Seppälä, R. M. Macias, K.-J. Röhlig, B. Haverkate, P. J. O'Sullivan, A. Mrskova, J. Přítrský, J. A. Díaz-Terán, J. M. Valdivieso Ramos, L. Morén, M. Hugl, P. Zuidema, S. King and B. Breen: The Comparison of Alternative Waste Management Strategies for Long-Lived Radioactive Wastes (COMPAS Project). EUR 21021 EN, EC, Luxembourg 2004.

6

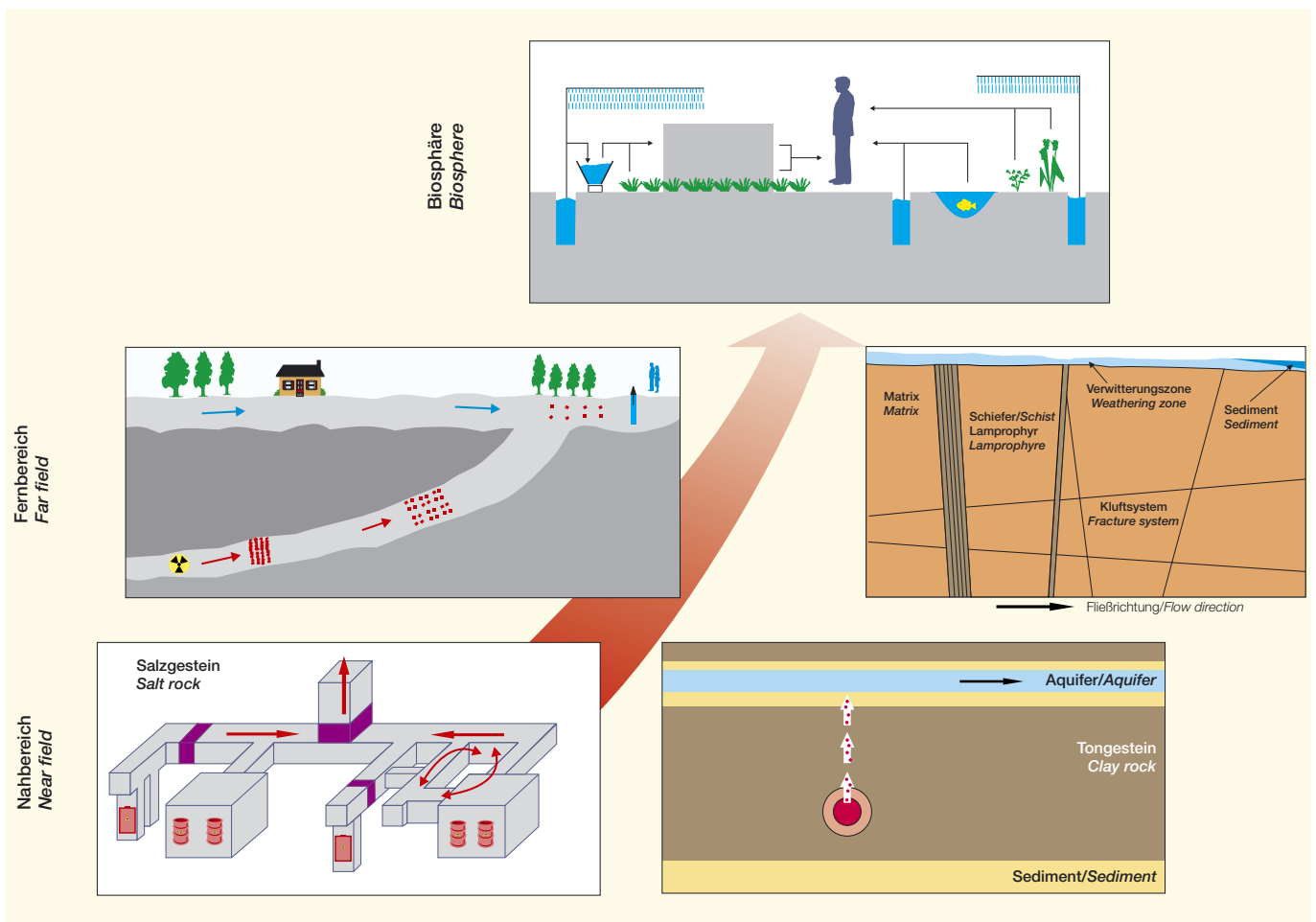
Endlagersicherheitsforschung

Repository Safety Research

Die Endlagerung gefährlicher Abfälle in tiefen geologischen Formationen erfordert ein fundiertes Systemverständnis, um durch geeignete technische Konzepte und Auslegungsmerkmale mögliche Risiken von vornherein zu vermeiden oder diesen weitgehend entgegenzuwirken. Mit dem Ziel, den langfristigen Einschluss der Schadstoffe im Hinblick auf die Sicherheit von Mensch und Umwelt und über geologische

Zeiträume bewerten und prognostizieren können, entwickelt die GRS sicherheitsanalytische Methoden und Verfahren, die projektbegleitend bereits bei Standortauswahl und Endlagerplanung zum Einsatz kommen. Dazu werden die wesentlichen technischen Auslegungsmerkmale und sicherheitsrelevanten Komponenten mit ihren Materialeigenschaften in numerischen Modellen abgebildet. Darauf aufbauend

simuliert die GRS die Entwicklung des Endlagers unter den Normalbedingungen des umgebenden Gebirgskörpers und der Funktionstüchtigkeit der verschiedenen technischen und geotechnischen Barrieren. Das berechnete Nuklidverhalten und die gegebenenfalls daraus ableitbaren nuklidspezifischen Dosen werden mit den sicherheitsbezogenen Planungszielen in Bezug gesetzt, um so nachweisen zu



▲ Schematische Darstellung des Endlagersystems

Schematic of the repository system

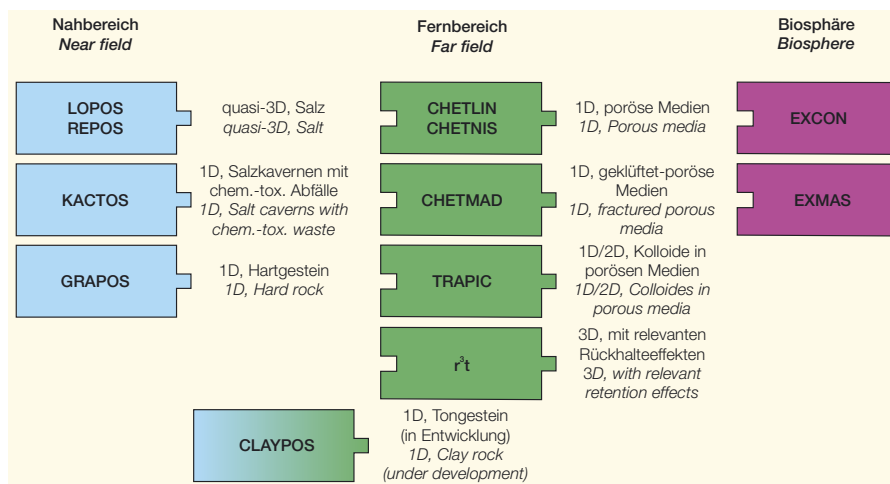
können, dass die gesetzlichen Grenzwerte eingehalten werden. Durch zusätzliche Bewertungskriterien lassen sich Möglichkeiten für eine Systemoptimierung aufzeigen.

Dennoch bestehen gewisse Unsicherheiten bezüglich der Langzeitentwicklung des Endlagers und der Prognose systemspezifischer Prozesse. Daher werden ergänzend dazu Szenarien betrachtet und Lastfälle, die durch nicht gänzlich auszuschließende Ereignisse verursacht werden können, definiert. Sicherheitsanalytisch ist dabei von Bedeutung, dass das Endlager besonders unter Wärme- und Feuchtigkeitseinwirkung ein komplexes geologisch-technisches System darstellt, in dem eine Reihe von gekoppelten Prozessen zeitlich veränderlich und zum Teil nicht-linear ablaufen. Die sicherheitsanalytischen Computerprogramme der GRS, die laufend weiterentwickelt und anwendungsspezifisch getestet werden, können auf derartige Randbedingungen eingestellt und entsprechend gesteuert werden. Sie werden sowohl für deterministische als auch probabilistische Analysen eingesetzt, mit denen integral oder differenziert das Endlagersystem mit seinem Nahbereich, dem Fernbereich bzw. der Geosphäre und der Biosphäre modelliert wird.

Für die drei Teilsysteme (Nahbereich, Fernbereich und Biosphäre) stehen Programm-Module für verschiedene Gesteinsformationen und Lagerkonfigurationen zur Verfügung, die über standardisierte Schnittstellen kombinierbar sind. Die modulare Struktur des sicherheitsanalytischen Instrumentariums ermöglicht es, diese Module an projekt- bzw. standortspezifische Erfordernisse anzupassen.

Mit den Programm-Modulen können die Schadstofffreisetzung aus den Abfällen und der Transport in unmittelbarer Nähe der eingelagerten Abfälle, der Transport in der Geosphäre und die Strahlenexposition unter Berücksichtigung aller Expositionspfade berechnet werden. In allen Modulen wird der radioaktive Zerfall der Radionuklide berücksichtigt.

Integrierte Langzeitsicherheitsanalysen werden von der GRS mit unterschiedlichen Zielrichtungen durchgeführt. Dies sind die



▲ Verfügbare Programm-Module für integrierte Langzeitsicherheitsanalysen. Das Modul CLAYPOS, das derzeit für ein Endlager im Tongestein entwickelt wird, beschreibt die Freisetzung aus den Abfällen und den eindimensionalen, diffusiven Transport in der ungestörten Wirtsgestein. Damit kann dieses Modul zur Modellierung des Transportverhaltens im Tongestein im Nah- und im Fernbereich eingesetzt werden.

Available program modules for integrated long-term safety analyses. The module CLAYPOS, currently being developed for a repository in clay rock, describes the release from wastes and the one-dimensional diffusive transport in the undisturbed host rock. Thus, this model can be used for modelling the transport behaviour in clay rock in the near and far field.

- Bewertung von Prozessen und Parametern im Hinblick auf notwendige Forschungs- und Entwicklungsarbeiten,
- Unterstützung bei Standortauswahl und Steuerung der Standorterkundung,
- Bewertung und Optimierung technischer Endlagerkonzepte und die
- Bewertung der Sicherheit in Genehmigungsverfahren.

Das Programmpaket EMOS wurde bereits in zahlreichen internationalen und nationalen Studien eingesetzt. EMOS wurde und wird auch in allen Genehmigungsverfahren für Standorte, an denen radioaktive Abfälle in Deutschland endgelagert werden, genutzt. Die meisten Studien wurden für die Endlagerung im Salinar durchgeführt. Sedimentgesteine wurden im Rahmen der Arbeiten für die Schachtanlage Konrad, Hartgesteine im Rahmen des EU-Projektes SPA untersucht.

In den sicherheitsanalytischen Programm-Modulen werden die Prozesse in der Regel in vereinfachter Form abgebildet, vor allem,

um die Komplexität der Vorgänge für eine numerische Simulation handhabbar zu machen. Dabei muss nachgewiesen werden, dass die vereinfachten Annahmen zulässig sind. Auch ist zu belegen, dass die Modellergebnisse, sofern sie durch die Vereinfachungen beeinflusst werden, auf der sicheren Seite liegen, d. h. dass die berechnete potentielle Strahlenexposition überschätzt wird.

Diese Nachweise sind auf der Basis eines vertieften Systemverständnisses in Verbindung mit neu entwickelten oder verbesserten Modellen auf Prozessebene zu führen. Dabei sind kontinuierlich neue Erkenntnisse zu Prozessen, die bisher nicht in langzeitanalytischen Rechnungen betrachtet wurden, zu berücksichtigen und in ihrer Relevanz zu bewerten. Sicherheitsanalytische Forschungs- und Entwicklungsarbeiten konzentrieren sich daher insbesondere auf solche Aspekte. Beispiel: In den bisherigen integrierten Langzeitsicherheitsanalysen wurde der Schadstofftransport durch die Geosphäre im Allgemeinen eindimensional berechnet, zum einen, um Rechenzeit zu sparen, zum anderen weil kein Rechencode, der für große dreidimensionale Modellgebiete

Prozesse	LOPOS	GRAPOS	CLAYPOS	CHETLIN CHETNIS	CHETMAD	TRAPIC	r ^{3t}
Maximale Dimension <i>Maximum dimension</i>	3D*	1D	1D	1D	1D	2D	3D
Mobilisierung <i>Mobilisation</i>	✓	✓	✓				
Behälterausfall, -korrosion <i>Container failure, container corrosion</i>	✓	▲	▲				
Advektion <i>Advection</i>	✓			✓	✓	✓	✓
Diffusion <i>Diffusion</i>	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓
Dispersion <i>Dispersion</i>	✓			✓	✓	✓	✓
Löslichkeitsgrenzen <i>Solubility limits</i>	■	■	■				■
Speziation <i>Speciation</i>	▲	▲	▲				▲
Komplexbildung <i>Complex formation</i>							■
Gleichgewichtssorption <i>Equilibrium sorption</i>	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓
Oberflächenkomplexbildung <i>Surface complex formation</i>							▲
Ionenaustausch <i>Ion exchange</i>							▲
Sorptionskinetik <i>Sorption kinetics</i>						✓	✓
Diffusion in immobile Porenwässer <i>Diffusion in immobile pore waters</i>					✓		✓
Kolloidgetragener Transport <i>Colloid-borne transport</i>					■	■	■
Gasbildung, Gastransport <i>Gas formation, gas transport</i>	■						

✓ = Prozess wird vollständig modelliert, ■ = Prozess wird vereinfacht abgebildet, ▲ = Prozess wird im Rahmen aktueller Vorhaben implementiert, grün schattierte Felder bedeuten, dass eine Abbildung des Prozesses innerhalb des Moduls nicht sinnvoll ist; * = quasi-3D, realisiert durch Verknüpfung mehrerer 1D-Segmente in verschiedenen Raumrichtungen

✓ = Process is modelled completely, ■ = Process is modelled in a simplified way, ▲ = Process is implemented within the framework of current projects, fields shaded grey mean that modelling of the process within the module is not useful. * = quasi 3D, realised by linkage of several 1D sections in different space directions

▲ Wichtige Charakteristika ausgewählter EMOS-Module zur Modellierung der Freisetzung und des Transportes von Radionukliden oder Schadstoffen im Nah- und Fernbereich

Relevant characteristics of selected EMOS modules for modelling the release and transport of radionuclides or pollutants in the near and far field

gleichzeitig alle relevanten Wechselwirkungen berücksichtigt, verfügbar war. In zukünftigen Sicherheitsstudien werden bei probabilistischen Analysen eindimensionale Transportprogramme auch weiterhin ihre Anwendung finden, um die Rechenzeit in praktikablen Grenzen zu halten. Zum Gültigkeitsnachweis einer vereinfachten geometrischen Darstellung müssen aber

detaillierte und realitätsnahe deterministische Analysen, insbesondere dreidimensionale Rechnungen für großräumige Gebiete unter Berücksichtigung aller relevanten Wechselwirkungseffekte, durchgeführt werden. Aus derartigen dreidimensionalen Modellierungen können auch wesentliche Eingangsgrößen für eindimensionale Modellrechnungen z. B. Verdünnungsfaktoren und

Transportquerschnitte abgeleitet werden. Mit Hilfe dreidimensionaler Transportrechnungen können ein vertieftes Verständnis der Auswirkungen der relevanten Rückhalteeffekte auf den Schadstofftransport erreicht und der Einfluss der geologischen Heterogenitäten untersucht werden. Bisherige Vorgehensweisen zur Festlegung der einzelnen repräsentativen Ausbreitungspfade mittels

„Particle-Tracking“ berücksichtigten dagegen nur den advektiven Transport.

Mit dem Transportprogramm r^{3t} („radionuclides, reaction, retardation and transport“) steht seit Kurzem ein geeignetes Werkzeug bei der GRS zur Verfügung, das für große, heterogen aufgebaute, dreidimensionale Modellgebiete die relevanten Rückhalteeffekte berücksichtigen kann. Bei seiner Entwicklung wurden – wie bei dem Rechenprogramm d^3f – adaptive Verfahren, durch die das Gitter entsprechend den jeweiligen physikalischen Vorgängen lokal verfeinert oder vergrößert wird, und effektive Lösungsverfahren für lineare und nicht-lineare Probleme für parallele Rechnerarchitekturen realisiert. Die geometrische Auflösung von Heterogenitäten wird dadurch erreicht, dass unstrukturierte Gitter unter Einsatz von effektiven Lösungsverfahren für große Gleichungssysteme verwendet werden.

Zusätzliche Aspekte, die derzeit im Rahmen von Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur Weiterentwicklung der sicherheitsanalytischen Methoden behandelt werden, betreffen insbesondere

- die Berücksichtigung der Speziation von Radionukliden und anderen Schadstoffen auf ihr Mobilisierungs-, Transport- und Sorptionsverhalten,
- die Bedeutung des kolloidgetragenen Transportes,
- die Gasbildung und den Gastransport sowie
- die Änderung von hydraulischen Parametern, verursacht durch den Wärmeeintrag der Abfälle bzw. durch chemische Umsetzungen.

Die wichtigsten Prozesse, die zugehörigen Parameter sowie die in aktuellen Projekten weiterentwickelnden Modelle und Programme können – getrennt für „dichte Gesteine“ und „durchlässige Gesteine“ – aus den entsprechenden Abbildungen entnommen werden.

Die Mobilisierung der Radionuklide und sonstigen Schadstoffe aus den Abfällen und ihr Transport im Nah- und Fernbereich wird wesentlich durch das chemische Milieu

beeinflusst, das u. a. die Löslichkeit und Sorption der Schadstoffe bestimmt. Da sich das chemische Milieu lokal durch Zustrom oder Abstrom von wässriger Lösung ändern kann, ist eine zeitabhängige Modellierung dieses Vorgangs in langzeitsicherheitsanalytischen Rechnungen notwendig. Außerdem kann es durch Umlösevorgänge sowie Änderungen in der Zusammensetzung der wässrigen Phase zur Gasbildung und zu Volumeneffekten kommen, die auf die Transportprozesse rückwirken. Bisher werden allerdings derartige chemische Prozesse in EMOS nur sehr stark vereinfacht abgebildet. In verschiedenen Projekten werden zurzeit Ansätze untersucht, wie Programm-Module in geeigneter Weise mit geochemischen Speziationsprogrammen, z. B. PHREEQC oder ChemApp, gekoppelt werden können. Da diese Codes für die geochemische Modellierung ebenfalls sehr rechenintensiv sind, besteht ein hoher Bedarf, die Algorithmen zur Kopplung der geochemischen Codes mit den Programm-Modulen zu optimieren.

Darüber hinaus besteht weiterer Forschungs- und Entwicklungsbedarf, um

- bisher nicht betrachtete Prozesse berücksichtigen zu können,
- auf vereinfachenden Annahmen basierende konzeptuelle Modelle zu verbessern,

- die mathematischen Methoden zu verfeinern und
- neue sicherheitsanalytische Modellansätze, wie die Berücksichtigung von Risikowerten oder die Verwendung von geeigneten Sicherheits- und Performance-Indikatoren, umzusetzen.

Der Stand von Wissenschaft und Technik von langzeitsicherheitsanalytischen Methoden entwickelt sich national und international ständig fort. Das Verständnis der Prozesse, die für die Schadstofffreisetzung aus den Abfällen sowie den Transport und die Rückhaltung im tiefen Untergrund bis hin zur Biosphäre verantwortlich sind, wird immer detaillierter und besser. Dazu leisten die Labor- und in situ-Untersuchungen der GRS einen unverzichtbaren Beitrag. Wichtigste Aufgabe der Abteilung Langzeitsicherheitsanalyse bleibt es auch in Zukunft, auf Basis eines umfassenden Systemverständnisses die für integrierte Sicherheitsbewertungen notwendigen Modelle und Tools anzupassen, zu entwickeln und für konkrete Anwendungen einzusetzen. Dies schließt die Übertragung der Methodik sowie die Verwendung der vorhandenen Tools auf Fragestellungen in nicht-nuklearen Anwendungsgebieten, z. B. der Speicherung von Kohlendioxid im tiefen Untergrund, ein.

Repository Safety Research

The final disposal of hazardous wastes in deep geological formations requires a well-founded system understanding to prevent potential risks from the outset by adequate technical concepts and design features or to counteract them as far as possible. With the aim to assess and predict the long-term confinement of the pollutants with regard to the safety of man and the environment and over geological time scales, GRS develops methods and procedures for safety analyses that are already applied for site selection and repository planning. Here, the main technical design features and safety-relevant components with their material properties are modelled numerically. On this basis, GRS simulates the development of a repository under normal conditions of the surrounding rock mass and the effectiveness of the different technical and geotechnical barriers.

The calculated nuclide behaviour and nuclide-specific dose rates that may be derivable from it are put into relation with the safety-relating planning objectives in order to be able to demonstrate that the

regulatory limits are adhered to. Possibilities for a system optimisation can be identified by additional assessment criteria. However, there are some uncertainties regarding the long-term development of a repository

Study	Period of time
PSE: Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung <i>Project safety studies final disposal</i>	1980 – 1984
Konrad: Sicherheitsanalyse für Planfeststellungsverfahren <i>Safety analysis for the application procedure</i>	1984 – 1986
PAGIS: <i>Performance assessment of geological isolation systems for radioactive waste</i>	1982 – 1987
PACOMA: <i>Performance assessment of confinements for medium-level and alpha-contaminated waste</i>	1987 – 1991
SAM/SEK: Systemanalysen Mischkonzept / Endlagerkonzepte <i>System analyses dual-purpose repositories/concepts for final repositories</i>	1987 – 1992
EVEREST: <i>Evaluation of elements responsible for the effective engaged dose rates associated with the final storage of radioactive waste</i>	1992 – 1994
Entwicklung eines Nahbereichmodells zur Langzeit-sicherheitsanalyse von Salzkavernen mit chemischtoxischen Abfällen <i>Development of a near-field model for long-term safety analyses of salt caverns with chemical-toxic wastes</i>	1993 – 1996
ERAM: <i>Morsleben repository for radioactive wastes</i>	seit/since 1993
SPA: <i>Spent fuel performance assessment</i>	1996 – 1999
LASI: aktualisierte Langzeitsicherheitsanalyse <i>Renewed long-term safety analysis</i>	1996 – 1999
Asse: Sicherheitsanalyse für Stilllegung und Schließung des Bergwerks Asse <i>Safety analysis for decommissioning and closure of the Asse mine</i>	seit/since 2000

▲ Einsatz des Programmpaketes EMOS in internationalen und nationalen Studien. Die EU-Projekte PAGIS, PACOMA, EVEREST und SPA gehören in die Kategorie Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, die Projekte PSE und SAM/SEK in die Kategorien Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sowie Optimierung technischer Endlagerkonzepte.

Use of the EMOS software package in international and national studies. The EU projects PAGIS, PACOMA, EVEREST and SPA belong to the category of research and development activities, the projects PSE and SAM/SEK to the category of research and development activities and optimisation of technical repository concepts.

and the prediction as to system-specific processes. Therefore, additional scenarios are considered and load cases defined which may result from events that cannot be fully excluded. In this respect, it is relevant for safety analyses that the repository is a complex geological-technical system, especially under the impact of heat and humidity, where a number of coupled processes are time-varying and, to some extent, non-linear. The safety analysis computer codes of GRS, which are continuously further developed and tested application specifically, can be adapted to such boundary conditions and controlled correspondingly. They are used both for deterministic and probabilistic analyses that serve the integral or differentiated modelling of the repository with its near field, far field or the geosphere and biosphere, respectively.

For the three subsystems (near field, far field and biosphere), there are program

modules for different rock formations and disposal configurations available that can be combined via standardised interfaces. The modular structure of the safety analysis tools enables the adaptation of these modules to project- and site-specific requirements.

The program modules enable the calculation of pollutant releases from the wastes and the transport in the immediate vicinity of the wastes, the transport in the geosphere and the radiation exposure under consideration of all exposure pathways. All modules consider the radioactive decay of the radionuclides.

Integrated long-term safety analyses are performed by GRS with different objectives. These are the

- assessment of processes and parameters with regard to necessary research and development activities,

- support in site selection and steering of site exploration,
- assessment and optimisation of technical repository concepts, and
- safety assessment in the licensing procedure.

The software package EMOS has already been used in numerous international and national studies. EMOS was and is also used in all licensing procedures for sites for the final disposal of radioactive wastes in Germany. Most of the studies were performed for radioactive wastes in saliniferous rock. Sedimentary rock was analysed within the framework of activities for the Konrad mine, and hard rock within the framework of the EU SPA project.

In general, the safety analysis program modules are modelled in a simplified way,

mainly to make the complexity of processes manageable for a numerical simulation. In this respect, it has to be demonstrated that the simplified assumptions are admissible. Likewise, it has to be proven that the model results, as far as influenced by simplifications, are on the safe side, i. e. that the calculated potential radiation exposure is overestimated.

together with newly developed or improved models at the process level. In this respect, newer findings on processes not considered in long-term analytical calculations before have continuously to be considered and assessed for their relevance. Thus, safety-analytical research and development activities concentrate particularly on such aspects.

through the geosphere has generally been calculated one-dimensionally to save calculation time, on the one hand, and, on the other hand, because there was no computer code available that considers all relevant interactions for large three-dimensional model areas at the same time. In future safety studies, one-dimensional transport programs will further be applied in probabilistic analyses to keep the calculation time within practicable limits. However, for the validation of a simplified geometrical

These proofs have to be furnished on the basis of an in-depth system understanding

Example: In the integrated long-term safety analyses to date, the pollutant transport

	Projekt <i>Project</i>	EQLink	NFPRO	FUNMIG-RTDC5
Salzformationen <i>Salt formations</i>	Prozesse <i>Processes</i>	Transport gekoppelt mit Speziation <i>Transport coupled with speciation</i>	Mobilisierung, Transport nichtradioaktiver Komponenten <i>Mobilisation, Transport non-radioactive components</i>	Schadstoffausbreitung im Fernfeld <i>Pollutant dispersion in the far field</i>
	Parameter <i>Parameters</i>	Zeit- und ortsabhängige Volumina, Gasmengen, Löslichkeit von Radionukliden und anderen Stoffen <i>Time- and space dependent volumes, gas amounts, solubility of RN and other substances</i>	Mobilisierung, Löslichkeit nichtradioaktiver Komponenten <i>Mobilisation, Transport non-radioactive components</i>	Geochemische Milieu in natürlichen Systemen, Berücksichtigung von Kolloiden und immobilen Uranphasen <i>Geochemical environment in natural systems, consideration of colloids and immobile uranium phases</i>
	Modelle <i>Models</i>	Weiterentwicklung LOPOS, Schnittstelle zu ChemApp <i>Further development of LOPOS, interface to ChemApp</i>	Modifikation LOPOS <i>LOPOS modification</i>	Nur konzeptuell <i>Only conceptual</i>
	Weiterentwicklung sicherheitsanalytischer Methoden <i>Further development of safety analysis methods</i>			
Undurchlässige Gesteine <i>Impermeable rock</i>	Modelle <i>Models</i>	CLAYPOS (1D) CHETMAD (Klüfte/ <i>Fractures</i> ; 1D) Anpassung r^t (3D) <i>Adaptation r^t (3D)</i>	Modifikation CLAYPOS <i>CLAYPOS modification</i>	Nur konzeptuell, Zukünftig: Weiterentwicklung numerischer Modelle <i>Only conceptual, In future: further development of numerical models</i>
	Parameter <i>Parameters</i>	Anisotrope Diffusion, elementspezifische zugängliche Porositäten, Diffusionskoeffizient und Sorption <i>Anisotropic diffusion, element-spec. accessible porosities, diffusion coeff. and sorption</i>	Mobilisierungsraten, Löslichkeit nichtradioaktiver Komponenten <i>Mobilisation rates, solubility of non-radioactive components</i>	Gastransport, Änderung hydraulischer, chemischer Parameter <i>Gas transport, change of hydraulic, chemical parameters</i>
	Prozesse <i>Processes</i>	Diffusion in Ton/Tongesteinen <i>Diffusion in clay /clay rock</i>	Mobilisierung, Transport nichtradioaktiver Komponenten <i>Mobilisation, transport of non-radioactive components</i>	Auswirkungen von Gasen, Wärme und Abfällen <i>Effects of gases, heat and wastes</i>
	Projekt <i>Project</i>	Toni	NFPRO	WIGRU-5

▲ Weiterentwicklung sicherheitsanalytischer Methoden für dichte Gesteine

Further development of safety analysis methods for dense rock

		Projekt Project	Aster	WIBASTA	WIBASTA
Klüftige Gesteine Fractured rock	Prozesse Processes		Natürlicher Wärmeeintrag <i>Natural heat input</i>	Abfallind. Wärmeeintrag elementspezifische Sorption Kolloidaler Transport <i>Waste-induced heat input element-spec. sorption colloidal transport</i>	Berücksichtigung gering permeabler Nahbereich <i>Consideration of low-permeable near field</i>
	Parameter Parameters		Kluftgeometrien, Einfluss k , Kluft/Matrix <i>Fracture geometries influence k, fracture/matrix</i>	Konkretisierung der Transportwege, Sorption RN/Gesteine <i>Specification of transport paths, sorption RN/rock</i>	Endlagergeometrie, Bentoniteigenschaften Behälterausfallfunktion <i>Repository geometry, bentonite properties container failure function</i>
	Modelle Models		Anpassung FeFlow - RN-Zerfallsreihen - Schnittstelle EMOS <i>FeFlow adaptation - RN decay chains - EMOS interface</i>	Anpassung FeFlow - Parallelisierung - Neuer Multigridlöser - Schnittstelle OpenGeo <i>FeFlow adaptation - parallelisation - new multigrid solver - OpenGeo interface</i>	Anpassung GRAPOS - Endlagerkonzept - Bentonit mit Graphit - Behälterkonzept <i>GRAPOS adaptation - repository concept - bentonite with graphite - container concept</i>
	Weiterentwicklung sicherheitsanalytischer Methoden <i>Further development of safety analysis methods</i>				
Poröse Gesteine Porous rock	Modelle Models		D^3f , r^3t gekoppelt mit PHREEQC (2D/3D) d^3f , r^3t coupled with PHREEQC (2D/3D)	Gegebenenfalls Weiterentwicklung von d^3f und r^3t <i>possibly further development of d^3f and r^3t</i>	
	Parameter Parameters		Strömungsmodelle (2D/3D), sorbierende/nicht sorbierende Schadstoffe <i>Flow models (2D/3D), sorbing / non-sorbing pollutants</i>	Veränderte Strömungs- und Transporteigenschaften <i>Changed flow and transport properties</i>	
	Prozesse Processes		Schadstofftransport in heterogenen Modellgebieten <i>Pollutant transport in heterogeneous model areas</i>	Klimatische Veränderungen <i>Climatic changes</i>	
	Projekt Project		MOST	WIGRU-5	

▲ Weiterentwicklung sicherheitsanalytischer Methoden für durchlässige Gesteine

Further development of safety analysis methods for permeable rock

model, detailed and realistic deterministic analyses have to be performed, in particular three-dimensional calculations for large areas under consideration of all relevant interaction effects. From such three-dimensional models, relevant input parameters for one-dimensional model calculations, e. g. dilution factors and transport cross-sections, can be derived. By means of three-dimensional transport

calculations, an in-depth understanding of the consequences of the relevant retention effects for the pollutant transport can be achieved and the influence of the geological heterogeneities can be analysed. However, the procedures to date on the determination of the individual representative dispersion pathways by means of particle tracking only considered the advective transport.

With the transport program r^3t (radionuclides, reaction, retardation and transport), a suitable tool is recently available at GRS which is able to consider the relevant retention effects for large, heterogeneous, three-dimensional model area. During its development – as was the case with the d^3f computer code – adaptive procedures, by which the grid is locally refined or

coarsened according to the respective physical processes, and effective solution algorithms were realised for linear and non-linear problems for parallel calculation architectures. The geometrical solution of heterogeneities is reached by the application of unstructured grids, using effective solution algorithms for large equation systems.

Additional aspects, currently dealt with within the framework of research and development activities on the further development of safety analysis methods, concern, in particular,

- the consideration of the speciation of radionuclides and other pollutants with regard to their mobilisation, transport and sorption behaviour,
- the relevance of the colloid-borne transport,
- gas formation and gas transport, and
- the change of hydraulic parameters resulting from the waste heat input or chemical transformations.

The most important processes, the associated parameters and the models and programs to be further developed in current projects are presented – separately for “dense rock” and “permeable rock” – in the respective figures.

The mobilisation of the radionuclides and other pollutants from the wastes and their transport in the near and far field is decisively influenced by the chemical environment which, among other things, determines the solubility and sorption of the pollutants. Since the chemical environment may change locally due to inflow and outflow of aqueous solutions, a time-dependent modelling of the process in long-term safety analysis calculations is necessary. Moreover, dissolution and reprecipitation processes and changes in the composition of the aqueous phase may lead to gas formation and volume effects which have a retroactive effect on the transport processes. Until now, however, such chemical processes have only been modelled in EMOS in a very simplified way. At present, approaches are explored in different projects to find out how program modules can be coupled with geochemical speciation projects, such as PHREEQC or ChemApp, in an appropriate manner. Since these codes for the geochemical modelling are also very calculation intensive, there is a great demand for optimisation of the algorithms for the coupling of the geochemical codes with the program modules.

Moreover, there is additional demand for research and development in order to

- enable the consideration of processes not considered before,

- improve conceptual models based on simplified assumptions,
- refine mathematical methods, and
- implement approaches for new safety analysis models, such as the consideration of risk values or the use of suitable safety and performance indicators.

The state-of-the-art science and technology regarding long-term safety analysis methods advances continuously at the national and international level. The understanding of the processes responsible for pollutant release from the wastes as well as transport and retention in the deep underground up to the biosphere becomes increasingly detailed and better. In this respect, the laboratory and in-situ experiments of GRS make an indispensable contribution. The adaptation, development and use for concrete applications of models and tools required for integrated safety assessments on the basis of a comprehensive system understanding remains to be the most important task of the Long Term Safety Analyses Department also in the future. This includes the application of the methods and the available tools to issues in non-nuclear fields, such as the storage of carbon dioxide in the deep underground.

W. Brewitz, J. Mönig

Bewertung der Langzeitsicherheit von Endlagern anhand von Sicherheits- und Performanceindikatoren – Das EU-Projekt SPIN

Der Nachweis der Langzeitsicherheit für ein Endlager für radioaktive Abfälle ist aufgrund der langen zu betrachtenden Zeiträume nur durch Modellrechnungen zu erbringen. Obwohl grundlegende Betrachtungen, z. B. zum vollständigen Einschluss der Abfälle oder der chemischen Bindung von Radionukliden, den Sicherheitsnachweis stützen können, sind die radiologischen Konsequenzen eines konkreten unterstellten Störfallszenarios nur durch Ausbreitungsrechnungen zu bewerten.

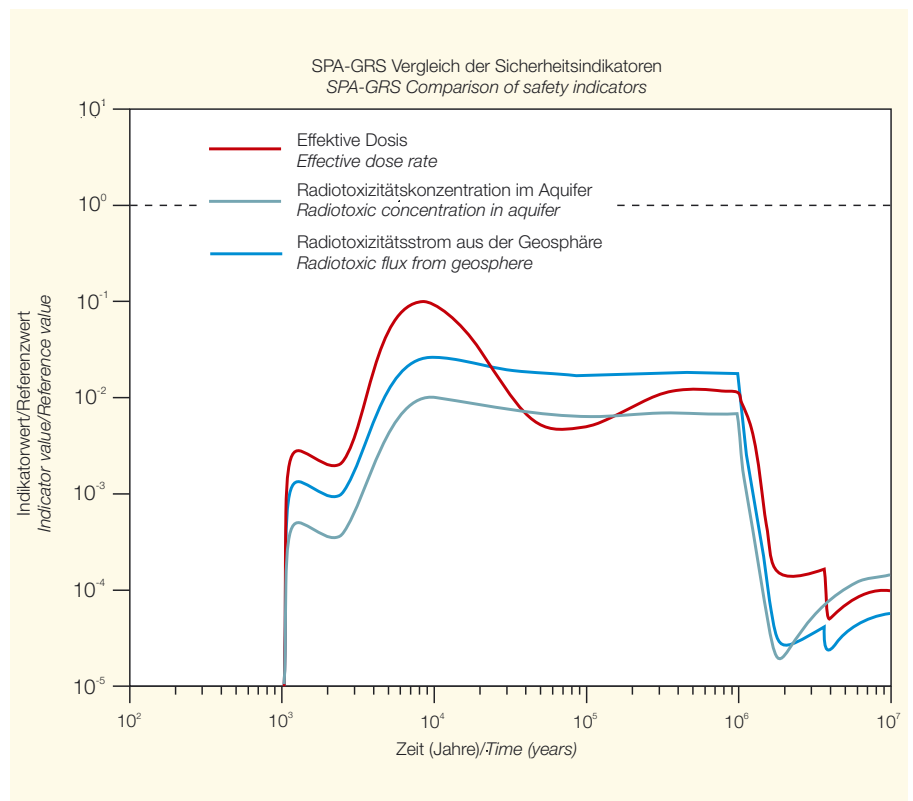
Eine Nuklidausbreitungsrechnung liefert als primäres Ergebnis zeitabhängige Massenströme aus dem Nah- oder Fernfeld für alle betrachteten Radionuklide. Um daraus eine Sicherheitsaussage ableiten zu können, ist es erforderlich, die Gesamtheit dieser Ströme in eine sicherheitsrelevante Bewertungsgröße umzurechnen und diese mit einem geeigneten, sicherheitsrelevanten Referenzwert zu vergleichen. In Verbindung mit einem derartigen Referenzwert wird eine solche Bewertungsgröße als Sicherheitsindikator bezeichnet. Unter einem Performanceindikator versteht man dagegen eine Rechengröße, anhand derer die Funktionsweise des Gesamtsystems oder eines Teilsystems demonstriert werden kann.

Wenn im Rahmen von Detailuntersuchungen die Eigenschaften einzelner Barrieren oder Teilsysteme beurteilt oder zwischen verschiedenen Konzepten verglichen werden sollen, sind Sicherheitsindikatoren im Allgemeinen nicht das geeignete Werkzeug. Der Einfluss des zu betrachtenden Teilsystems auf das Verhalten des Gesamtsystems und den Zeitverlauf des Sicherheitsindikators wird unter Umständen durch andere Effekte überlagert und im Ergebnis kaum sichtbar. Für derartige Analysen sind daher spezielle Performance-Indikatoren vorzuziehen, die eine gezielte Beurteilung der Eigenschaften des untersuchten Teilsystems erlauben. Der Sinn von Performance-Indikatoren liegt zum einen darin, unterschiedliche Konzeptionen oder Szenarien unmittelbar im Hinblick auf die Wirksamkeit von Teilsystemen zu vergleichen; zum anderen ermöglichen sie

Motivation

In bisherigen Langzeitsicherheitsstudien wurde im Allgemeinen ein starres, auf einem einzigen Sicherheitsindikator beruhendes Bewertungskriterium verwendet. In Deutschland sowie den meisten anderen Ländern wurde und wird die Äquivalentdosisrate (Sv/a), der ein menschliches Individuum durch Ingestion und Inhalation freigesetzter Radionuklide ausgesetzt ist, als Zeitfunktion berechnet und mit einem administrativ festgelegten Grenzwert verglichen. In manchen Ländern sind auch Risikokriterien betrachtet worden.

Die Beschränkung auf einen einzigen Sicherheitsindikator führt zu einer eingegrenzten Sicherheitsbewertung, die dem tatsächlichen Problem nicht vollständig gerecht werden kann. So könnte zum Beispiel ein hypothetisches, in unmittelbarer Nähe des Ozeans errichtetes Endlager, das sein gesamtes Radionuklidinventar in kurzer Zeit ausschließlich dorthin freisetzt, bei alleiniger Bewertung über die Äquivalentdosisrate als sicher eingestuft werden, weil nur ein sehr geringer Anteil der Radiotoxizität unmittelbar in den menschlichen Nahrungskreislauf gelangt. Andere schädliche Auswirkungen, z. B. auf die Meeresfauna, und die daraus resultierenden sekundären Schädigungen des menschlichen Lebensraumes blieben unberücksichtigt.



▲ Gegenüberstellung der drei Sicherheitsindikatoren „Äquivalentdosisrate“, „Radiotoxizitätskonzentration im Aquifer“ und „Radiotoxizitätsstrom aus der Geosphäre“ für die deutsche Studie SPA-GRS. Die Kurven sind auf den jeweiligen Referenzwert normiert. Die Kurvenverläufe liefern unabhängig voneinander die Aussage, dass das System sicher ist, und zwar unter drei verschiedenen Aspekten.

Comparison of the three safety indicators “equivalent dose rate”, “radiotoxicity concentration in the aquifer” and “radiotoxicity flux from the geosphere” for the German SPA-GRS study. The curves are normalised to the respective reference value. Independently from each other, the curves lead to the conclusion that the system is safe under three different aspects.

durch gezielte Aussagen über die Funktionsweise und das Zusammenwirken der Teilsysteme ein vertieftes Verständnis des Gesamtsystems.

Das EU-Projekt SPIN

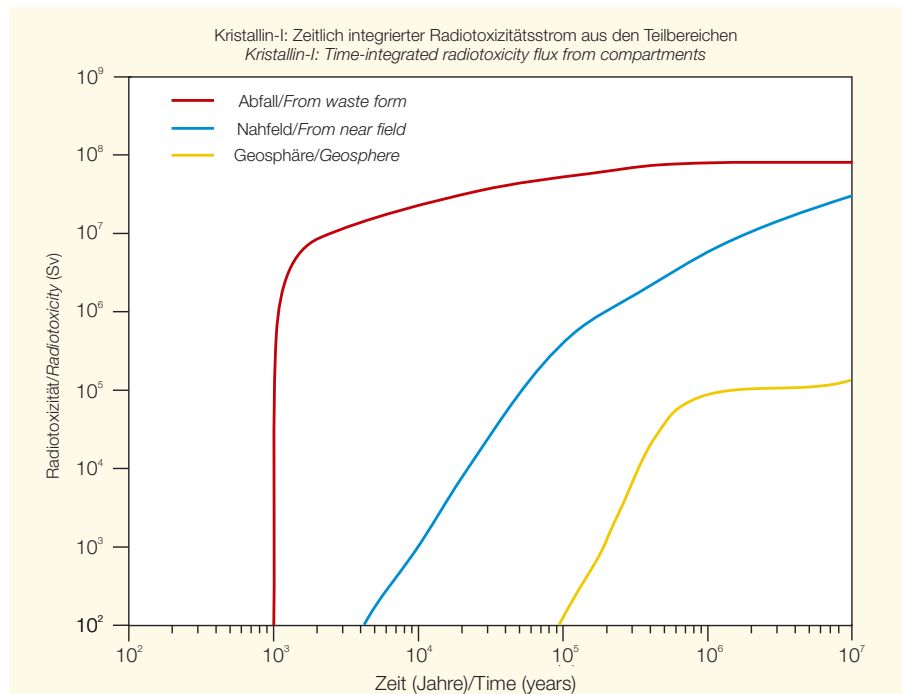
Mit dem von der EU-geförderten Projekt SPIN („Testing of Safety and Performance Indicators“) wurde das Ziel verfolgt, die Anwendung von verschiedenen Sicherheits- und Performance-Indikatoren an praktischen Beispielen zu testen und den durch sie erreichbaren Erkenntnisgewinn zu bewerten. Dabei wurde eine Reihe von Sicherheits- und Performance-Indikatoren identifiziert und durch Nachrechnung der vier europäischen Langzeitsicherheits-Studien

- ENRESA 2000 (ENRESA, Spanien),
- SPA-GRS (GRS, Deutschland),
- Kristallin-I (Nagra + Colenco, Schweiz) und
- TILA-99 (VTI, Finnland).

auf ihre praktische Anwendbarkeit untersucht. Jede dieser Studien bezieht sich auf ein Endlager im Granit, wobei jeweils spezifische nationale Konzepte zugrunde liegen. In allen Studien wurden Nuklidausbreitungsrechnungen durchgeführt und die Langzeitsicherheit anhand des Verlaufs der Äquivalentdosisrate über Zeiträume von 10^6 bis 10^7 Jahren bewertet. Neben den genannten Organisationen waren SCK-CEN (Belgien), NRG (Niederlande) und NRI (Tschechien) an dem Projekt beteiligt. Die Federführung lag bei der GRS. Das Projekt lief von Oktober 2000 bis Oktober 2002.

Sicherheitsindikatoren

Neben der Äquivalentdosisrate wurden zwei weitere Sicherheitsindikatoren für sinnvoll befunden: die Radiotoxizitätskonzentration im Grundwasser und der Radiotoxizitätsstrom aus dem Deckgebirge. Unter Radiotoxizität wird dabei das in Sievert (Sv) gemessene radiologische Schädigungspotenzial verstanden, das eine kontaminierte Substanz aufweist, wenn man von direkter menschlicher Ingestion ausgeht. Für die



▲ Darstellung des zeitlich integrierten Radiotoxizitätsstroms aus den Bereichen „Abfall“, „Nahfeld“ und „Geosphäre“ für die Schweizer Studie Kristallin-I. Das Anfangsinventar beträgt ca. $1,7 \cdot 10^{10}$ Sv. Die gesamte Freisetzung aus den Abfällen erreicht jedoch nur knapp 10^8 Sv, also weniger als 1 %. Die Rückhaltung in Nahfeld und Geosphäre bewirkt eine weitere Reduktion um den Faktor 1.000. Aufgrund des radioaktiven Aufbaus langlebiger Nuklide steigen die Kurven in der Endphase noch einmal an.

Time-integrated radiotoxicity flux from the compartments "waste form", "near field" and "geosphere" for the Swiss Kristallin-I study. The initial inventory is about $1.7 \cdot 10^{10}$ Sv. However, the total release from the wastes remains below 10^8 Sv, that is less than 1 %. The retention in the near field and geosphere leads to an additional reduction by a factor of 1,000. Due to the radioactive build-up of long-lived nuclides, the curves rise again in the terminal phase.

Konzentration wurde durch Vergleich mit natürlich kontaminierten Wässern ein Referenzwert von $2 \cdot 10^{-5}$ Sv/m³ ermittelt. Für den Strom wurde aus Messungen verschiedener Grundwasserströme ein Referenzwert von 60 Sv/a abgeleitet. Diese Werte dienen zum Vergleich, haben jedoch nicht den Charakter von festen Grenzwerten. Solche existieren lediglich für die Äquivalentdosisrate; sie liegen in den einzelnen Ländern zwischen 0,1 und 0,3 mSv/a.

Die drei genannten Sicherheitsindikatoren sollten jeweils vorzugsweise für bestimmte Zeiträume betrachtet werden. Die Äquivalentdosisrate ist unmittelbar mit der menschlichen Gesundheit verknüpft und weist damit den direktesten Sicherheitsbezug auf, hängt aber von Biosphären daten ab, die sich relativ schnell verändern können. Sie ist daher besonders für den

Zeitraum bis zu einigen 10.000 Jahren geeignet.

Die Radiotoxizitätskonzentration schließt die Biosphäre aus, unterliegt aber immer noch Unsicherheiten bezüglich der Grundwasserströmung. Sie ist für mittlere Zeiträume bis zu wenigen 100.000 Jahren vorzuziehen.

Für die Bewertung sehr langer Zeiträume bis zu mehreren Millionen Jahren ist der Radiotoxizitätsstrom der robusteste Sicherheitsindikator, denn er wird nur durch das Nahfeld und die Formation beeinflusst. Er weist allerdings einen eingeschränkten Sicherheitsbezug auf und ist schwer mit natürlichen Flüssen zu vergleichen.

Performance-Indikatoren

Im SPIN-Projekt wurden insgesamt 14 Performance-Indikatoren untersucht. Zur Identifikation dieser Indikatoren wurden verschiedene systematische Ansätze verwendet. Beispielsweise kann der Weg der mobilisierten Schadstoffe durch die Barrieren und Teilsysteme verfolgt und durch Größen wie Inventare und Flüsse beschrieben werden. Eine andere Möglichkeit besteht darin, die so genannten Sicherheitsfunktionen „Isolation“, „Verzögerung“ und „Verdünnung“ zugrunde zu legen und jeweils einen charakteristischen Indikator zu definieren.

Es wurde deutlich, dass alle untersuchten Performance-Indikatoren jeweils für bestimmte Detailbetrachtungen besonders geeignet sind und ein ganz spezielles Systemverständnis vermitteln. Insofern konnten keine allgemeinen Präferenzen formuliert werden. Grundsätzlich kann jedoch die Betrachtung der zeitabhängigen Schadstoffinventare in Teilsystemen des Endlagers sowie der Ströme aus diesen

Teilbereichen empfohlen werden. Als ein Indikator von besonderer Aussagekraft wurde der zeitlich integrierte Nuklidstrom aus dem Teilbereich, normiert auf das Anfangsinventar, ermittelt. Berechnet man ihn für aufeinander folgende Barrieren, kann man an den asymptotischen Grenzwerten der Kurven unmittelbar ablesen, welche Anteile durch die jeweilige Barriere dauerhaft zurückgehalten werden.

Schlussfolgerungen

Mit dem SPIN-Projekt wurde ein erster Schritt in Richtung auf erweiterte Ansätze zur Bewertung der Langzeitsicherheit von Endlagern mithilfe von Sicherheits- und Performance-Indikatoren getan. Es besteht jedoch noch erheblicher Forschungsbedarf. So wurden die Formationen Salz und Ton bisher nicht betrachtet. Weiterhin sollten systematische vergleichende Sensitivitätsanalysen für unterschiedliche Sicherheitsindikatoren durchgeführt werden. Ein wichtiges Thema ist auch die Identifikation sinnvoller Referenzwerte.

The limitation to a single safety indicator leads to a restricted safety assessment which cannot give full consideration to the actual problem. So, for instance, a hypothetical repository constructed in the immediate vicinity of the ocean, which releases its entire radionuclide inventory exclusively there within a short period of time, could be assessed as safe when this assessment was only based on the equivalent dose rate because only a small fraction of radiotoxicity reaches the human nutrition cycle. Other harmful effects, e. g. on the marine fauna, and the resulting secondary damages to the human habitat remained unconsidered.

When the properties of individual barriers or subsystems are to be assessed within the framework of in-depth analyses or comparisons between different concepts are to be made, safety indicators are, in general, not an adequate tool. The influence of the subsystems on the behaviour of the whole system to be considered and on the time-dependent development of the safety indicator may be masked by other effects and hardly visible in the result. For such analyses, special performance indicators are therefore preferable which allow a targeted evaluation of the properties of the subsystem under consideration. On the one hand, performance indicators serve to compare different concepts or scenarios directly with regard to the effectiveness of subsystems; on the other hand, they enable a deeper understanding of functioning and interaction of the subsystems by targeted statements.

Assessment of Long-term Safety of Repositories by Means of Safety and Performance Indicators – The EU SPIN Project

The long-term safety of a repository for radioactive wastes can be demonstrated only by means of model calculations, due to the long periods of time to be considered. Although fundamental considerations, e. g. on the complete enclosure of the wastes or the chemical retention of radionuclides, may support the demonstration of safety, the radiological consequences of a specific postulated disturbed evolution scenario can only be assessed by transport calculations.

As primary result, a nuclide transport calculation yields time-dependent mass fluxes from the near field or far field for all radionuclides considered. For the derivation of a safety statement, it is necessary to convert all of these fluxes to a safety-relevant assessment parameter and to compare it with a suitable safety-relevant reference value. In conjunction with such a reference value, such an assessment parameter is denominated as safety indicator, whereas a performance indicator is a calculation value that can be used to demonstrate the functionality of the whole system or of a subsystem.

Motivation

Until now, long-term safety studies have generally been using a fixed assessment criterion based on a single safety indicator. In Germany, as well as in most other countries,

the equivalent dose rate (Sv/a) to which a human individual is exposed by ingestion and inhalation was and is calculated as time function which is then compared with an administratively fixed limit value. In some countries, risk criteria have also been considered.

The EU SPIN project

The EU-funded SPIN project (Testing of Safety and Performance Indicators) pursued the objective to test the application of different safety and performance indicators by means of practical examples and to assess the gain of knowledge achievable by them. A number of safety and performance indicators were identified and examined for their practical applicability by re-calculation of the four European long-term studies

- ENRESA 2000 (ENRESA, Spain),
- SPA-GRS (GRS, Germany),

- Kristallin-I (Nagra + Colenco, Switzerland), and
- TILA-99 (VTT, Finland).

Each of these studies refers to a repository in a granite formation based on the specific national concept. In all studies, nuclide dispersion calculations were performed and the long-term safety was assessed by means of the equivalent dose rate evolution over periods of time from 10^6 to 10^7 years. In addition to the organisations mentioned, SCK-CEN (Belgium), NRG (the Netherlands) and NRI (Czechia) participated in the project. It was co-ordinated by GRS and the project duration was from October 2000 to October 2002.

Safety indicators

In addition to the equivalent dose rate, two other safety indicators were found to be useful: the radiotoxicity concentration in groundwater and the radiotoxicity flux from the overburden. Here, radiotoxicity is defined as the radiological damage potential measured in Sievert (Sv) which a contaminated substance shows with regard to direct human ingestion. For the concentration, a reference value of $2 \cdot 10^{-5} \text{ Sv/m}^3$ was determined by comparison with naturally contaminated waters. For the flux, a reference value of 60 Sv/a was derived from measurements of different groundwater fluxes. These values serve for comparison purposes but do not have the character of fixed limit values. Those only exist for the equivalent dose rate and are between 0.1 and 0.3 mSv/a in the respective countries.

The three safety indicators mentioned should preferably be considered for specific time frames. The equivalent dose rate is

directly related to human health and thus has the most direct relation to safety. However, it depends on biosphere data which may change relatively fast. Therefore, it is particularly suitable for a period of up to several 10,000 years.

The radiotoxicity concentration excludes the biosphere but, nevertheless, is subject to uncertainties regarding the groundwater fluxes. It is to be preferred for periods of up to a few 100,000 years.

For the assessment of very long periods of up to several million years, the radiotoxicity flux is the most robust safety indicator since it is only influenced by the near field and the formation. However its relation to safety is limited and it is hardly comparable with natural fluxes.

Performance indicators

In the SPIN project, a total of 14 performance indicators were analysed. In order to identify these indicators, different systematic methods were applied. For example, the path of the mobilised contaminants through the barriers and subsystems can be determined and described by parameters such as inventories and fluxes. Another possibility is to take the so-called safety functions "isolation", "delay" and "dilution" as a basis and to define a characteristic indicator each.

It became clear that all performance indicators analysed are particularly suitable for specific in-depth considerations and lead to a very special understanding of the system so that it was not possible to formulate general preferences. In principle, however, the consideration of time-dependent inventories of contaminants in subsystems

of the repository and fluxes from these compartments can be recommended. As an indicator with particular informative value, the time-integrated nuclide flux, normalised to the initial inventory, was determined. If calculating the time-integrated nuclide flux for subsequent barriers, the asymptotic limit values of the corresponding curves directly show which portions are permanently retained by the respective barrier.

Conclusions

With the SPIN project, a first step was taken towards extended approaches for the assessment of long term-safety of repositories by means of safety and performance indicators. However, there is still a great demand for research. For example, salt and clay formations have not been taken into consideration so far. Further, systematic comparative sensitivity analyses should be performed for different safety indicators. Another important issue is the identification of useful reference values.

D.-A. Becker

Literatur/References

- Becker, D.-A. et al.: Testing of safety and performance indicators (SPIN). EUR 19965 EN, Brussels 2003
- ENRESA 2000. Safety and Performance Assessment of a Spent Fuel Repository in a Granitic Formation. Madrid 2001
- Lüthmann, L. et al.: Spent Fuel Performance Assessment (SPA). GRS-154, Braunschweig 2000
- Kristallin-I Safety Assessment Report. Nagra Technical Report 93-22, Wettingen 1994
- Vieno, T. et al.: Safety assessment of spent fuel disposal in Håstholmen, Kivetty, Olkiluoto and Romuvaara – TILA-99. POSIVA 99-07, Helsinki 1999

Modellrechnungen zur großräumigen, dichteabhängigen Grundwasserbewegung mit d^3f

Das Programmpaket d^3f (distributed density-driven flow) wurde in den Jahren 1995 bis 1999 im Rahmen eines BMBF-geförderten Vorhabens entwickelt mit dem Ziel, die Berechnung dichteabhängiger Grundwasserströmungen in dreidimensionalen, hydrogeologischen komplexen Modellgebieten für lange Zeiträume zu ermöglichen. Grundwasserströmungen mit relevantem Dichteinfluss treten z. B. in Deckgebirgen von Salzformationen und im Küstenbereich auf. Im Rahmen des BMBF-Projektes "Modellrechnungen zur großräumigen dichteabhängigen Grundwasserbewegung" wurden drei praxisnahe Testfälle mit d^3f modelliert.

Das Programm d^3f

d^3f wurde unter Federführung der GRS an sechs Universitäten entwickelt. Das Programm ist in der Lage, Dichteströmungen durch poröse Medien für zwei- und dreidimensionale Modellgebiete zu simulieren. Voraussetzungen dafür sind, dass das poröse Medium fluidgesättigt ist und ein gespanntes Aquifersystem vorliegt sowie dass sowohl das poröse Medium als auch das Fluid inkompressibel sind. Die Hydrogeologie des Modellgebietes kann starke Heterogenitäten und Anisotropien aufweisen. Das Modellgebiet kann Quellen und Senken enthalten. Als Transportprozesse werden Advektion, Diffusion und Dispersion betrachtet. Dichte und Viskosität des Fluids sind Funktionen der Salzkonzentration bzw. der Temperatur.

Strömungs- und Transportgleichung werden gekoppelt gelöst. Als Basis dient die Software UG („Unstructured Grids“ der Universität Heidelberg). Es kann sowohl mit Dreiecks- bzw. Tetraedergittern als auch mit Vierecks- bzw. Hexaedergittern gearbeitet werden. Die Diskretisierung basiert auf einem Finite-Volumen-Verfahren, wobei ein Upwind-Verfahren benutzt werden kann. Das Gleichungssystem wird mit einem Mehrgitteralgorithmus, kombiniert mit einem BiCGStab-Verfahren, gelöst. Gitteradaption und Zeitschrittweiten werden mit Hilfe von a-posteriori-Fehlerschätzern gesteuert. Das Programm kann sowohl auf LINUX-PCs, Workstations, Clustern als auch auf massiv parallelen Rechnern benutzt werden. Es verfügt über graphische Prä- und Postprozessoren und Gittergeneratoren.

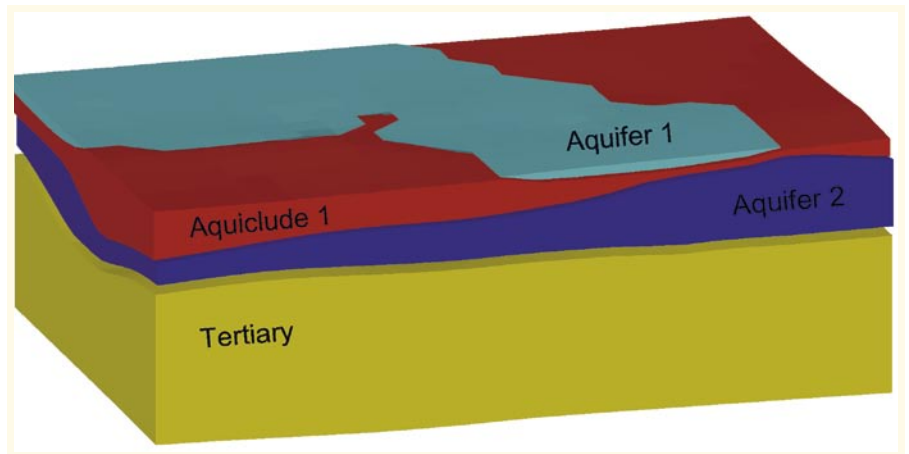
Testfall 1 - Der Salzstock Höfer

Als erster praxisnaher dreidimensionaler Testfall wurde die Grundwasserströmung im Deckgebirge über einem Salzstock

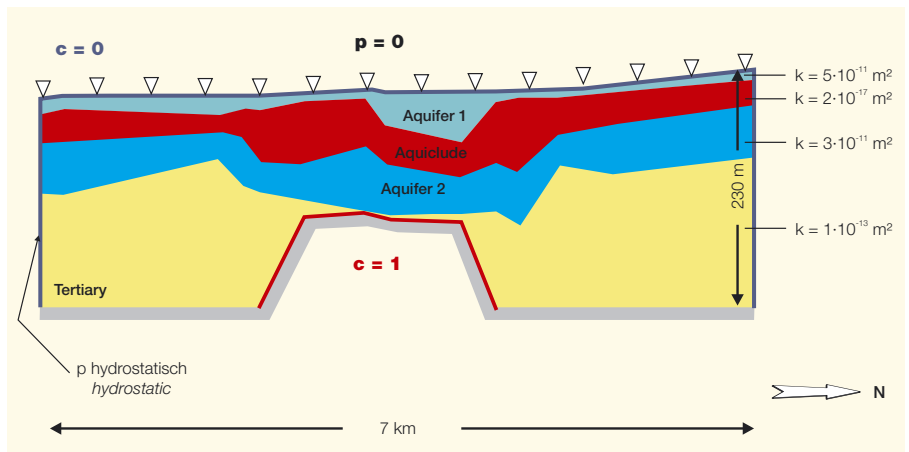
modelliert. Der Salzstock Höfer befindet sich in der Norddeutschen Tiefebene in der Nähe der Stadt Celle. Er liegt in etwa 120 m Tiefe und ist eingebettet in Mergel und Kalke, die von tertiären Sanden und Tonen überlagert werden. Diesen schließen sich quartäre Sande an, die lehmig-tonige Schichtungen und in geringerem Maße auch Torflagen enthalten.

Hydrogeologisches Modell

Modelliert wurde ein Gebiet von 5 km Breite, 7 km Länge und bis zu 230 m Höhe. Die Geometrie für das hydrogeologische Modell wurde auf Grundlage von Bohrlochdaten mit Hilfe der Software SURFER modelliert. Es besteht aus zwei Aquiferen, deren oberer nicht das gesamte Modellgebiet überdeckt,



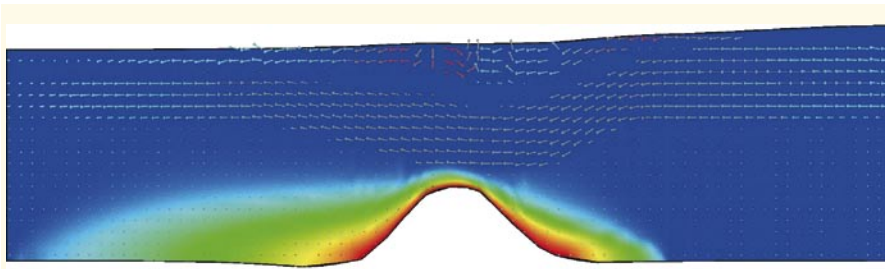
▲ Deckgebirge des Salzstockes Höfer: dreidimensionales Modell, zehnfach überhöht
Overburden of the Hofer salt dome: three-dimensional model, exaggerated by a factor of ten



▲ Deckgebirge des Salzstockes Höfer: Vertikalschnitt durch das Modellgebiet in Nord-Süd-Richtung.
Overburden of the Hofer salt dome: vertical cross section through the model area from north to south.

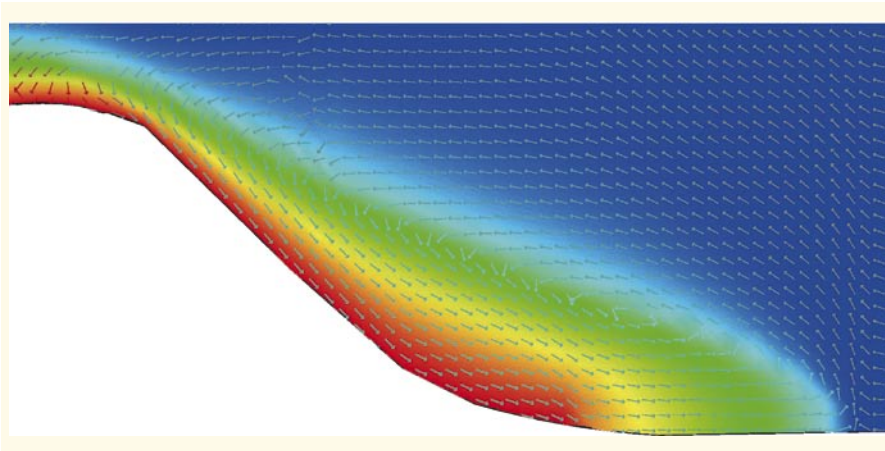
Hydrogeologische Einheit <i>Hydrogeological unit</i>	Permeabilität <i>Permeability</i> $k \text{ (m}^2\text{)}$	Porosität <i>Porosity</i> $\Phi \text{ (-)}$	Diffusionskonstante <i>Diffusion constant</i> $D_m \text{ (m}^2 \text{ s}^{-1}\text{)}$
1. Aquifer/ <i>1st aquifer</i>	$5 \cdot 10^{-11}$	0,35	$1,0 \cdot 10^{-9}$
Stauer/ <i>Aquiclude</i>	$2 \cdot 10^{-17}$	0,2	$1,0 \cdot 10^{-9}$
2. Aquifer/ <i>2nd aquifer</i>	$3 \cdot 10^{-11}$	0,3	$1,0 \cdot 10^{-9}$
Basisschicht (Tertiär) <i>Base layer (Tertiary)</i>	$1 \cdot 10^{-13}$	0,2	$1,0 \cdot 10^{-9}$

▲ Deckgebirge des Salzstockes Höfer: Verwendete hydrogeologische Modellparameter
Overburden of the Hofer salt dome: hydrogeological model parameters used



▲ Deckgebirge des Salzstockes Höfer: Darstellung von Konzentrationsverteilung und Geschwindigkeitsfeld nach einer Modellzeit von 10.000 Jahren auf einem Diagonalschnitt (SW-NO). Die Länge der Pfeile ist dem Betrag der Geschwindigkeit entsprechend skaliert. Zu erkennen sind eine Laugenfahne in Strömungsrichtung und in entgegen gesetzter Richtung ein dichtebedingter Abstrom am Salzstockrand.

Overburden of the Hofer salt dome: concentration distribution and velocity field after a model time of 10,000 years on a diagonal cross section (SW-NO). The length of the arrows is scaled according to the velocity values. A brine plume can be seen in flow direction and a density-driven flow at the salt dome boundary in the opposite direction.



▲ Deckgebirge des Salzstockes Höfer: Am Salzstockrand entgegen der Strömungsrichtung ist deutlich die Ausprägung einer Konvektionszelle erkennbar, die durch die Gegenläufigkeit von Hauptströmungsrichtung und dichtebedingtem Abstrom am Salzstockrand entsteht.

Overburden of the Hofer salt dome. At the salt dome boundary, in the opposite direction of the flow, a convection cell can clearly be seen which results from the flow in opposite direction to the main flow and the density-driven flow at the salt dome boundary.

und zwei weniger durchlässigen Schichten. Die obere Begrenzung des Modellgebietes beruht auf den Grundwasserständen im Gebiet. Die untere Begrenzung des Modells wurde in 150 m Tiefe unter Meeresspiegelniveau gesetzt. Für einige der hydrogeologischen Parameter wurden Messwerte aus diversen Einzeluntersuchungen benutzt, für andere typische Werte aus der Literatur entnommen.

Für die maximale Salzkonzentration wurde $c_{\text{abs}} = 0,260 \text{ kg kg}^{-1}$ angenommen. Dies entspricht gesättigter Natriumchlorid-Lösung. Am oberen Rand wurden für Druck und Konzentration die Dirichlet-Randbedingungen $p = 0 \text{ Pa}$ bzw. $c = c_{\text{rel}} = 0$ verwendet. An den seitlichen Rändern wurde ein hydrostatischer Druck und für die Konzentration ebenfalls die Dirichlet-Bedingung $c = 0$ vorgegeben. Auf der unteren Randfläche wurde im Bereich des Salzstockes die Konzentration $c = 1$ gesetzt, für den übrigen Bereich gilt die Neumann-0-Randbedingung. Der gesamte untere Rand ist undurchlässig.

Dichte und Viskosität wurden als linear von der Konzentration abhängig modelliert. Die Dichte variiert von $998,2 \text{ kg m}^{-3}$ bis $1197,2 \text{ kg m}^{-3}$, die Viskosität von $1,002 \text{ kg m}^{-1} \text{ s}^{-1}$ bis $1,990 \text{ kg m}^{-1} \text{ s}^{-1}$. Die longitudinale Dispersionslänge beträgt 10 m, die transversale 1 m. Als Anfangsbedingung für die Konzentration wurde im gesamten Modellgebiet $c = 0$ gesetzt. Es treten keine Quellen und Senken auf.

Das Modell wurde durch ein Hexaedergitter mit 2.478 Knoten vernetzt. Für die seriellen Rechnungen wurde dieses zweimal verfeinert, sodass das Feingitter 129.663 Knoten bzw. 157.000 Elemente enthielt. Eine Rechnung mit 1.001.245 Knoten wurde parallel auf 16 Prozessoren auf einem PC-Cluster ausgeführt.

Ergebnisse der Modellrechnungen

Als Ergebnis der Modellrechnungen stellte sich erwartungsgemäß ein dem Gefälle in den Grundwasserständen folgendes, in der Hauptsache diagonal zum Modellgebiet von Nordosten nach Südwesten gerichtetes Strömungsfeld ein. Nach einer Modellzeit

von 10.000 Jahren waren keine Änderungen in Konzentrationsverteilung und Geschwindigkeitsfeld mehr feststellbar.

Am Salzstockrand entgegen der Strömungsrichtung ist deutlich die Ausprägung einer Konvektionszelle erkennbar, die durch die Gegenläufigkeit von Hauptströmungsrichtung und dichtebedingtem Abstrom am Salzstockrand entsteht. Die Auswertung der Rechnung ergab, dass die relative Salzkonzentration im unteren Aquifer den Wert von $c = 0,002$ in keinem Punkt überschreitet. Ursache dafür ist die hohe Verdünnung dadurch, dass die Geschwindigkeiten im Aquifer um zwei bis drei Größenordnungen über denen in der tertiären Basisschicht liegen. Der Aquifer führt also durchgängig Wasser mit Trinkwasserqualität.

Dieses Beispiel zeigt, dass mit d^3f dreidimensionale Deckgebirgsmodelle von Salzstöcken mit hohen Konzentrations- und Permeabilitätskontrasten sowohl seriell als auch parallel mit Knotenzahlen bis in den Millionenbereich berechnet werden können.

Testfall 2 – Die WIPP-Site, ein Endlager für radioaktive Abfälle in New Mexiko

Als ein weiterer Testfall wurde ein Modell mit flach gelagerten Halitschichten betrachtet, die „Waste Isolation Pilot Plant“ (WIPP), ein Endlager für radioaktiver Abfälle in den USA, an der texanischen Grenze New Mexicos. Sie liegt in einem in Richtung Westen abfallenden, leicht hügeligen, semi-ariden Gelände mit Höhenunterschieden von ca. 300 m und einem Grundwasserspiegel weit unterhalb der Geländeoberkante. Im Grundwasser sind Salzkonzentrationen bis hin zur Sättigung nachgewiesen.

Das Endlager liegt in einer Tiefe von ca. 660 m inmitten einer etwa 500 m mächtigen Zechstein-Formation, dem Salado. Oberhalb schließt sich die Rustler-Formation an, die erste Wasser führende Schicht. Sie stammt ebenfalls aus dem Zechstein und kann in fünf weitere Schichten unterteilt werden. Das sind von unten nach oben: Unnamed Lower Member, Culebra Dolomit, Tamarisk, Magenta Dolomit und

Hydrogeologische Einheit <i>Hydrogeological unit</i>	Permeabilität <i>Permeability</i> $k (m^2)$	Porosität <i>Porosity</i> $\Phi (-)$	Diffusionskonstante <i>Diffusion constant</i> $D_m (m^2 s^{-1})$
Dewey Lake	$1 \cdot 10^{-15}$	0.15	$1.0 \cdot 10^{-9}$
Forty Niner	$1 \cdot 10^{-19}$ bis/to $1 \cdot 10^{-13}$	0.14	$1.0 \cdot 10^{-9}$
Magenta dolomite	$3 \cdot 10^{-18}$ bis/to $1 \cdot 10^{-12}$	0.14	$1.0 \cdot 10^{-9}$
Tamarisk	$1 \cdot 10^{-19}$ bis/to $1 \cdot 10^{-14}$	0.14	$1.0 \cdot 10^{-9}$
Culebra dolomite	$3 \cdot 10^{-17}$ bis/to $1 \cdot 10^{-11}$	0.15	$1.0 \cdot 10^{-9}$
Unnamed Lower Member	$1 \cdot 10^{-19}$ bis/to $3 \cdot 10^{-14}$	0.10	$1.0 \cdot 10^{-9}$

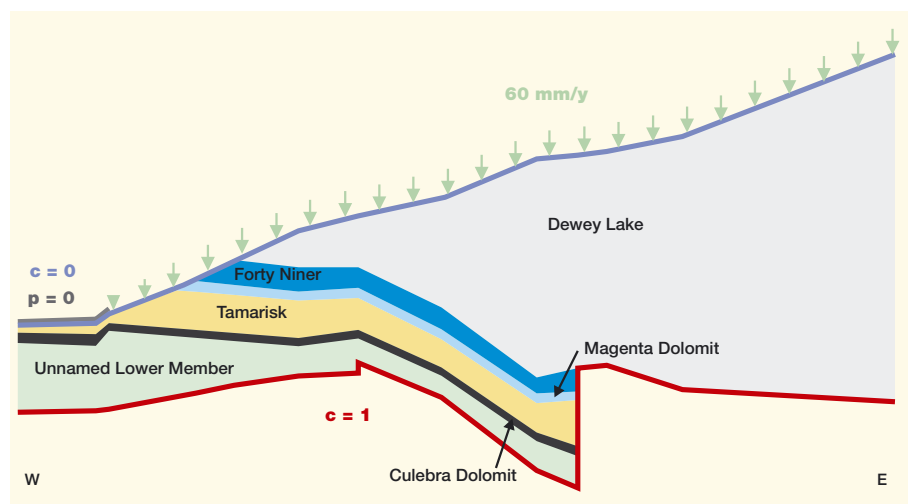
▲ WIPP-Site: Modellparameter der hydrogeologischen Einheiten

WIPP-site: model parameters of the hydrogeological units

Forty Niner. Die oberen drei beissen nach Westen hin aus. Alle Schichten enthalten Halit, der im Westen als Lösungsresiduum ausgebildet ist. Demzufolge nehmen die Durchlässigkeiten in Richtung Westen zu. Die Eigenschaften der Schichten unterscheiden sich deutlich: Unnamed Lower Member, Tamarisk und Forty Niner sind mächtige Schichten mit sehr geringen Permeabilitäten. Culebra Dolomit und Magenta Dolomit besitzen mit etwa acht Metern sehr geringe Mächtigkeiten und Permeabilitäten, die bis zu acht Größenordnungen über denen der benachbarten Schichten liegen. Die oberhalb der Rustler-Formation gelegenen Schichten der Dewey Lake Red Beds und der Dockum-Group sind im Modell zusammengefasst. Für Permeabilitäten und Porositäten liegen Messwerte vor.

Hydrogeologisches Modell

Anfang der 90er Jahre wurde im Rahmen des internationalen INTRAVALE-Projektes von der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) ein zweidimensionales Modell auf der Basis eines Vertikalschnittes entwickelt, das als Grundlage für die hier benutzten zwei- und dreidimensionalen Modelle dient. Der Salado wird als undurchlässig angesehen und stellt die untere Modellgrenze dar. Die obere Modellgrenze bildet die Geländeoberkante. Mit Ausnahme des Ausstromrandes wird hier eine Grundwasserneubildung von 60 mm pro Jahr vorgegeben. Die seitlichen Modellränder sind für Advektion und Diffusion geschlossen. Im Bereich der Halitgrenzen wird die Maximalkonzentration vorgegeben. An der oberen Modellgrenze liegt Süßwasserkonzentra-



▲ WIPP-Site: Hydrogeologisches Modell, 40-fach überhöht

WIPP Site: Hydrogeological model, exaggerated by a factor of 40

tion vor, nur im südwestlichen Bereich, wo ein Ausstrom zu erwarten ist, wurde eine implizite Randbedingung angegeben, die sowohl einen Fluid-Ausstrom als auch den Einstrom von Süßwasser zulässt.

Als Salzquellen wurden neben dem Salado die Halitschichten innerhalb der Rustler-Formation berücksichtigt. Damit die Salzkonzentration als Randbedingung angegeben werden kann, sind Teile der Rustler-Schichten im Modell ausgespart worden.

Mit den Rechnungen sollten die Ergebnisse der BGR möglichst gut nachvollzogen werden. Daher wurden auch die Permeabilitäten in Anlehnung an die dort gerechneten Modelle gewählt. Sie steigen jeweils von Nordosten nach Südwesten logarithmisch linear an. Sättigungskonzentration, Dichte und Viskosität entsprechen dem Modell des Salzstockes Höfer. Als Anfangsbedingung liegt im gesamten Gebiet Süßwasser vor.

Die zweidimensionalen Modelle wurden mit einem Dreiecksgitter vernetzt. Das Grobgitter für das Mehrgitterverfahren enthielt 6.269 Knoten. Das Modell wurde mit 88.855 Knoten gerechnet. Das dreidimensionale Modell entstand durch Fortsetzen des zweidimensionalen in die dritte Raumrichtung. Es wurde ein Hexaeder-Grobgitter mit 693 Knoten generiert. Die Rechnungen erfolgten mit 32.439 und 245.245 Knoten.

Ergebnisse der Modellrechnungen

Ein quasi-stationärer Zustand hatte sich jeweils nach 20.000 Jahren Modellzeit eingestellt. Deutlich zu sehen ist hier der Transport salinen Wassers durch den Culebra Dolomit, in den es vom Unnamed Lower Member und vom östlichen Rand her eindringt. Im mittleren und westlichen Bereich dringt Lauge mit einer Konzentration von 1 % bis an die Modelloberfläche vor.

Die Länge der Vektorpfeile ist mit dem Faktor 1.000 skaliert. Die höchsten Geschwindigkeiten treten erwartungsgemäß im Culebra Dolomit auf. Sie erreichen Werte von bis zu $3 \cdot 10^{-6} \text{ m} \cdot \text{s}^{-1}$. Innerhalb des Magenta

Dolomit erreichen die Geschwindigkeiten Beträge von bis zu $1 \cdot 10^{-6} \text{ m} \cdot \text{s}^{-1}$.

Der Vergleich der modellierten Konzentrationsverteilung im zwei- und dreidimensionalen Fall zeigt keine qualitativen Unterschiede. Lediglich im östlichen Bereich wurde in der größeren Rechnung die Konzentrationsfront durch die Advektion weiter zurückgedrängt. Es liegt die Vermutung nahe, dass für diesen Unterschied das relativ grobe Gitter verantwortlich ist. Für eine den 2D-Modellen ähnlich feine Auflösung im 3D-Fall wären theoretisch Rechnungen mit 70 Millionen Knoten notwendig. Solche Rechnungen sind nur auf massiv parallelen Rechnern durchführbar. Die Geschwindigkeitsfelder weisen keine sichtbaren Unterschiede auf.

Für die Verteilung der Fluidichte im Culebra Dolomit liegen Messwerte vor. Die Modellergebnisse wurden mit diesen Werten und den Ergebnissen der BGR verglichen. Hierbei ergaben sich geringfügige Abweichungen, deren Ursachen in der veränderten Modellgeometrie vermutet werden.

Zum 3D-Modell der WIPP-Site konnten bisher nur serielle Rechnungen durchgeführt werden. Die Ursache dafür ist in den großen Anisotropien im Gitter und in den Parametern zu suchen. Kantenlängenverhältnisse von bis zu drei Größenordnungen im Gitter und Unterschiede in den Permeabilitäten benachbarter Schichten von bis zu acht Größenordnungen führen gemeinsam zu Größenunterschieden in den Matrixelementen, die nahe an den Bereich der Rechengenauigkeit herangehen. Die parallelen Lösungsverfahren können mit derartigen Matrizen bisher nicht arbeiten. Hier besteht noch Forschungsbedarf.

Testfall 3 – Die Süßwasserlinse der Insel Norderney

In einem dritten Testfall wurde die Entstehung der Süßwasserlinse der Insel Norderney nachgebildet und in einem zweiten Schritt die Förderung der Wasserwerke in die Rechnung mit einbezogen.

Mit 25,3 km² Fläche ist Norderney die zweitgrößte der Ostfriesischen Inseln.

Sie erstreckt sich über 14 km Länge und durchschnittlich 2 km Breite. Im Westteil der Insel liegen oberhalb pliozäner Grob-, Mittel- und Feinsande mit tonigen und schluffigen Einlagerungen holozäne Sedimente, beginnend mit dem Basaltorf, vor. Darüber folgen Brackwasserablagerungen, Watt-, Flug- und Dünensande. Im Mittelteil der Insel verläuft in Nord-Süd-Richtung ein von Watt- und Rinnensedimenten verfülltes Rinnensystem, in dem bis zu einer Tiefe von 36 m die gesamte im Westteil nachgewiesene holozäne Schichtenfolge abgetragen ist. Im Ostteil der Insel sind die holozänen Sedimente ähnlich ausgebildet wie im Westteil, ihre Mächtigkeit ist jedoch geringer.

Zwei Wasserwerke, das Wasserwerk „Stadt Norderney“ und das Wasserwerk „Weiße Düne“ im nördlichen Mittelteil der Insel, sichern die Trinkwasserversorgung. Eine Grundlage für die schonende Bewirtschaftung der Süßwasserlinse wurde 1998 mit einem Gutachten des Institutes für Geowissenschaften der Technischen Universität Braunschweig gelegt. Dieses Institut stellte neben Kartenmaterial Bohrdaten und Profilschnitte, Niederschlagsdaten, Meßwerte zu Permeabilitäten sowie zur chemischen Beschaffenheit des Grundwassers und Daten aus der Geolektrik zur Verfügung.

Hydrogeologisches Modell

Das Modellgebiet umfasst den westlichen Teil Insel, unter dem die Linse nachgewiesen ist. Modelliert wurde ein Gebiet von etwa 9 km Länge, etwa 4 km Breite und 150 m Tiefe.

Mit dem Programm AutoCAD wurden Tiefenlinienpläne für die einzelnen Schichten erzeugt. Daraus wurde mit Hilfe des Präprozessors von d^{3f} ein realitätsnahes, dreidimensionales geometrisches Modell erstellt. Im Modell werden fünf geologische Formationen unterschieden: Grobsand mittelsandig pleistozänen Ursprungs, aus dem Holozän Mittelsand mit Tonlinsen, feinsandiger Mittelsand, eine dünne Lagerung aus tonigem Schluff und Torf sowie eine große Tonlinse mit einer Ost-West-Ausdehnung von etwa 800 m. Die obere Begrenzung des Modells ist durch die Grundwasserstände

gegeben. Für die nicht gemessenen Parameter, z. B. Porositäten, wurden übliche Werte aus der Literatur benutzt.

Die Salzkonzentration im Wasser der Nordsee beträgt etwa $0,035 \text{ kg kg}^{-1}$. Bei einer Temperatur von $10 \text{ }^\circ\text{C}$ ergeben sich daraus eine maximale Dichte von 1.027 kg m^{-3} und eine maximale dynamische Viskosität von $1,4 \cdot 10^{-3} \text{ kg m}^{-1} \text{ s}^{-1}$. Dichte und Viskosität wurden als lineare Funktionen der Salzkonzentration modelliert.

Das 30-jährige Niederschlags-Mittel von 1966 bis 1996 beträgt auf Norderney 764 mm pro Jahr. Dementsprechend wird im nicht versiegelten Bereich von einer Grundwasserneubildung von 385 mm pro Jahr ausgegangen. Auf dem in großen Teilen versiegelten Gebiet der Stadt Norderney ergibt sich ein mittlerer Wert von 150 mm pro Jahr, der für die zweite Phase der Rechnung Anwendung fand. Für den Bereich des Südstrandpolders und für den Ostteil der Insel wird eine Grundwasserneubildung von 35 mm pro Jahr angenommen.

Um die Entstehung der Süßwasserlinse zu modellieren, wurde von einem vollständig mit Meerwasser gefüllten Modellgebiet ausgegangen. Als Randbedingungen wurden für den gesamten unter dem Meeresspiegel liegenden Bereich die Meerwasserkonzentration $c_{\text{abs}} = 0,035 \text{ kg kg}^{-1}$ bzw. $c = c_{\text{rel}} = 1$ und hydrostatische Druckverhältnisse angegeben. Der Boden des Modells wurde als undurchlässig betrachtet. Die Inseloberfläche wurde mit der Konzentration von Süßwasser $c = 0$ belegt. Die Druckrandbedingung ist in Form einer Einstromgeschwindigkeit, die sich an den Grundwasserneubildungsraten orientiert, vorgegeben.

Für die Rechnung wurde ein Hexaeder-Grobgitter aus 1.856 Knoten benutzt. Das Gitter wurde ein- bzw. zweimal uniform auf 12.322 bzw. 89.087 Knoten verfeinert.

Ergebnisse der Modellrechnungen

Die Rechnungen wurden sowohl seriell als auch auf PC-Clustern mit 4, 16 bzw. 32 Prozessoren durchgeführt. Nach einer

Hydrogeologische Einheit <i>Hydrogeological unit</i>	Permeabilität <i>Permeability</i> $k \text{ (m}^2\text{)}$	Porosität <i>Porosity</i> $\Phi \text{ (-)}$	Diffusionskonstante <i>Diffusion constant</i> $D_m \text{ (m}^2 \text{ s}^{-1}\text{)}$
Mittelsand, feinsandig <i>Fine-medium grained sand</i>	$3 \cdot 10^{-11}$	0,35	$1 \cdot 10^{-9}$
Schluff/Torf <i>Silt/peat</i>	$1 \cdot 10^{-14}$	0,2	$1 \cdot 10^{-9}$
Tonlinse/ <i>Clay lens</i>	$1 \cdot 10^{-14}$	0,2	$1 \cdot 10^{-9}$
Mittelsand mit Tonlinsen <i>Medium-grained sand with clay lenses</i>	$1 \cdot 10^{-12}$	0,35	$1 \cdot 10^{-9}$
Grobsand, mittelsandig <i>Coarse sand, medium-grained</i>	$5,5 \cdot 10^{-11}$	0,35	$1 \cdot 10^{-9}$

▲ Norderney: Modellparameter der hydrogeologischen Einheiten
Norderney: model parameters of the hydrogeological units

Modellzeit von 500 Jahren sind Geschwindigkeitsfeld und Konzentrationsverteilung quasi-stationär. Ein Problem stellte die schlechte Konvergenz des linearen Lösers dar, infolge derer im Fall des feineren Gitters die Zeitschrittweiten den Wert von 0,02 Jahren nicht überschritten. So konnte in diesen Fällen der stationäre Zustand nicht erreicht werden.

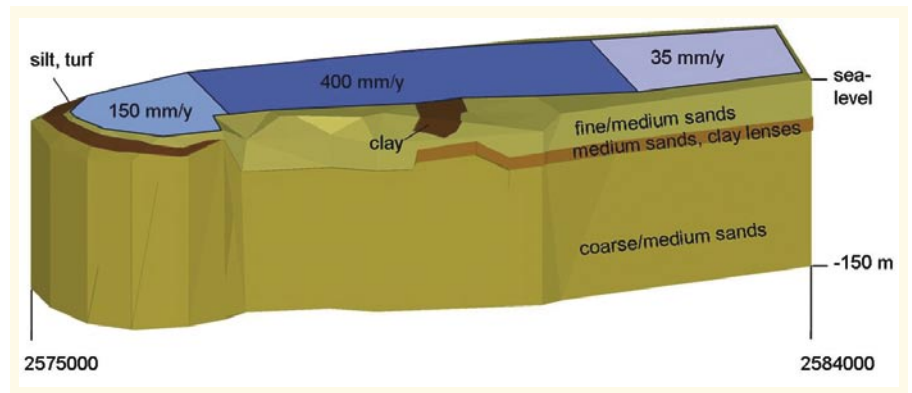
Es zeigte sich, dass die Form der errechneten Süßwasserlinse tendenziell den Messwerten entspricht und die modellierte Linse ebenfalls im Bereich der Geländeoberkante im Osten der Insel in eine Brackwasserzone übergeht. Allerdings erreicht die Linse weder im Stadtgebiet noch im Zentrum der Insel die gemessenen Tiefen von 35 bzw. 85 m. Auch die den Messungen nach vermutete Ausweitung der Linse auch über

den Bereich der Grundwasserneubildung hinaus konnte durch das Modell nicht nachgebildet werden.

In einem zweiten Schritt wurde die Förderung durch die 43 Brunnen der Wasserwerke in das Modell einbezogen. Daraus ergab sich im Bereich der Brunnenfelder ein Anstieg der Salz-Süßwassergrenze um bis zu 3 m.

Zusammenfassung und Ausblick

Mögliche weitere Anwendungen für d^3f sind z. B. Probleme der Salzwasserintrusion in Küstengebieten, die Bewässerungsproblematik in semi-ariden Regionen, die Langzeitentwicklung von Bergbaugebieten,



▲ Norderney: Hydrogeologisches Modell, 20-fach überhöht
Norderney: hydrogeological model, exaggerated by a factor of 20

die nachhaltige Nutzung tiefer Aquifere und die Einlagerung von Abfällen in tiefen geologischen Formationen.

Wünschenswerte Weiterentwicklungen von d^{3f} wären unter anderem die Modellierung von freien Grundwasseroberflächen und Strömungen im klüftigen Gestein bzw. eine GIS-Anbindung.

Inzwischen wurde im Rahmen eines weiteren BMWA-Projektes „Entwicklung eines Programms zur dreidimensionalen Modellierung des Schadstofftransportes“, das Programm r^{3t} (radionuclides, reaction, retardation, and transport) fertig gestellt, mit dessen Hilfe sich auf Grundlage eines mit d^{3f} berechneten Strömungsfeldes der Transport von Schadstoffen berechnen lässt.

was set at a depth of 150 metres below sea level. For some of the hydrogeological parameters, measurement data from diverse analyses were referred to and for others typical values were taken from literature.

For the maximum salt concentration, $c_{abs} = 0,260 \text{ kg kg}^{-1}$ was postulated which is equivalent to a saturated sodium chloride solution. At the upper limit, the Dirichlet boundary conditions $p = 0 \text{ Pa}$ and $c = c_{rel} = 0$ were used for pressure and concentration. This is equivalent to a saturated sodium chloride solution. For the lateral boundaries, hydrostatical pressure conditions are used and for the concentration, the Dirichlet boundary condition $c = 0$ was defined, too. In the area of the salt dome, a concentration $c = 1$ was defined, for the other bottom areas, the Neumann-0 boundary condition applies. The entire bottom boundary is impermeable.

Model Calculations on Density-driven Groundwater Movements in Large Domains with d^{3f}

The d^{3f} (distributed density-driven flow) software package was developed in the years 1995 to 1999 within the framework of a BMBF-funded project with the aim to enable the calculation of density-driven groundwater flows in three-dimensional, hydrogeologically complex model areas for long periods of time. Groundwater flows with relevant density impacts occur, e. g. in the overburden of salt formations and in coastal areas. Within the framework of BMBF project on model calculations on density-driven groundwater movements in large domains three practical test cases were modelled with d^{3f}.

The d^{3f} code

The d^{3f} code was developed at six universities under the project management of GRS. The code is suited for the two- and three-dimensional modelling of density-driven groundwater flow through porous media under the conditions that the porous medium is fluid-saturated, that there is a confined aquifer system and that both the porous medium and the fluid are incompressible. The hydrogeology of the model area may show strong heterogeneities and anisotropies. The model area may contain sources and sinks. Advection, diffusion and dispersion are regarded as transport processes. Fluid density and viscosity are functions of salt concentration and temperature.

Flow and transport equations are solved in a coupled manner on the basis of the UG software (Unstructured Grids, Heidelberg University) which works with triangular and tetrahedral as well as quadrilateral and hexahedral meshes. The discretisation is performed by means of a finite volume method while an upwind algorithm may be selected. The equation system is solved with a multigrid algorithm in combination with a BiCGStab method. Multigrid algorithms and time-step sizes are controlled by a posteriori error estimators. The code can be

run on LINUX PCs, workstations, clusters as well as on massively parallel computers and has graphical pre- and post-processors and grid generators.

Test case 1 – the Hofer salt dome

As a first realistic test, the groundwater flow in the overburden of a salt dome was modelled. The Hofer salt dome is located in the north German lowland near the city of Celle. It is embedded in marl and limes at a depth of about 120 m overlain by tertiary sands and clays. These are overlain by quaternary sands containing loamy-clayey layers and, to a minor extent, also peat layers.

Hydrogeological model

An area was modelled with a width of 5 kilometres, a length of 7 kilometres and a height of 230 metres. The geometry for the hydrogeological model was modelled on the basis of bore hole data by means of the SURFER software. It consists of two aquifers and two less permeable layers. The upper aquifer does not cover the complete model area. The upper limit of the model area is based on the groundwater levels in the area. The lower limitation of the model

Density and viscosity were modelled as linear functions of the concentration. The density varies from 998.2 kg m^{-3} to 1197.2 kg m^{-3} , the viscosity from $1.002 \text{ kg m}^{-1} \text{ s}^{-1}$ to $1.990 \text{ kg m}^{-1} \text{ s}^{-1}$. The longitudinal dispersion length is 10 metres, the transversal 1 metre. As initial condition, the concentration in the entire model area was assumed to be $c = 0$. The modelled domain contains no sources or sinks.

The model was meshed by a hexahedral grid with 2,478 nodes. For serial computations, this was refined twice so that the fine grid consisted of 129,663 nodes and 157,000 elements. One calculation with 1,001,245 nodes was performed on 16 processors in parallel on a PC cluster.

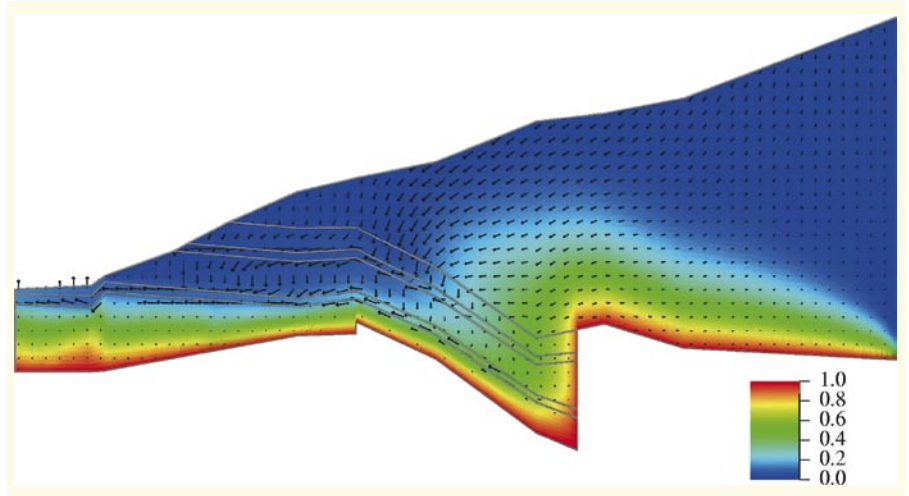
Results of the model calculations

As expected, the model calculations yielded a mainly diagonal flow across the model area from the north-east to the south-west, following the slope of the groundwater level. After a model time of 10,000 variations in concentration distribution and in the velocity field were no longer identified.

At the salt dome boundary, in the opposite direction of the flow, a convection cell can clearly be seen which results from the flow

in opposite direction to the main flow and the density-driven flow at the salt dome boundary. The evaluation of the calculation showed that the relative concentration in the lower aquifer does not exceed the value of $c = 0.002$ at any point. This is due to the fact that in the second aquifer the saline waters become highly diluted because of the flow velocity which is two to three orders of magnitude higher than in the tertiary. Thus, the aquifer contains water that is of drinking-water quality.

This example shows that d³f is able to model three-dimensional overburden models of salt domes with high concentration and permeability contrasts sequentially and in parallel with up to millions of nodes.



▲ WIPP-Site: Konzentrationsverteilung und Geschwindigkeitsfeld im quasi-stationären Zustand
WIPP site: concentration distribution and velocity field in quasi-steady-state

Test case 2 – the WIPP site, a repository for radioactive waste in New Mexico

A further application was the modelling of flat-lying halite layers, the “Waste Isolation Pilot Plant” (WIPP), a repository for radioactive waste in the USA at the border between Texas and New Mexico. It is located in a hilly, semi-aride terrain declining in a westward direction with height differences of about 300 metres and with a groundwater level far below surface. NaCl-concentrations up to saturated brine have been measured in the groundwater.

The repository is located in a depth of about 660 metres within a Zechstein formation which is 500 m thick, the so-called Salado. Above of the Salado exists the Rustler formation, the first water conducting layer, which belongs to the Zechstein, too. It can be divided into five layers. These are, from bottom to top, the Unnamed Lower Member, the Culebra dolomite, the Tamarisk, the Magenta dolomite and the Forty Niner. The last three of them crop out to the west. All layers contain halite that changes westward into its solution residue. Consequently, the permeabilities increase in westward direction. The properties of the layers differ considerably: Unnamed Lower Member, Tamarisk und Forty Niner are thick layers with very low permeabilities. On the other hand, the Culebra dolomite and the Magenta dolomite have thicknesses of only about eight metres and permeabilities with

up to eight orders of magnitudes above those of neighbouring strata. The layers of the Dewey Lake Red Beds and the Dockum Group located above the Rustler formation are comprised to one layer in this model. There exist measuring data for permeabilities and porosities.

Hydrogeological model

At the beginning of the nineties, a two-dimensional model was developed based on a vertical cross section within the international INTRAVAL project of the Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (BGR) that serves as basis for the two- and three-dimensional models used here. The Salado is assumed to form the impermeable bottom boundary of the model. The top of the model is defined by the surface level. At the top boundary, a groundwater recharge of 60 mm per year is given except for the outflow boundary. The lateral model boundaries are closed for advection and diffusion. In the area of the halite boundaries, the maximum concentration is defined. At the top of the model, there is a freshwater concentration. Only in the south-western area, where an outflow is to be expected, an implicit boundary condition was defined which admits both a fluid outflow and the inflow of freshwater.

In addition to the Salado, salt is assumed to be dissolved from the halite layers of

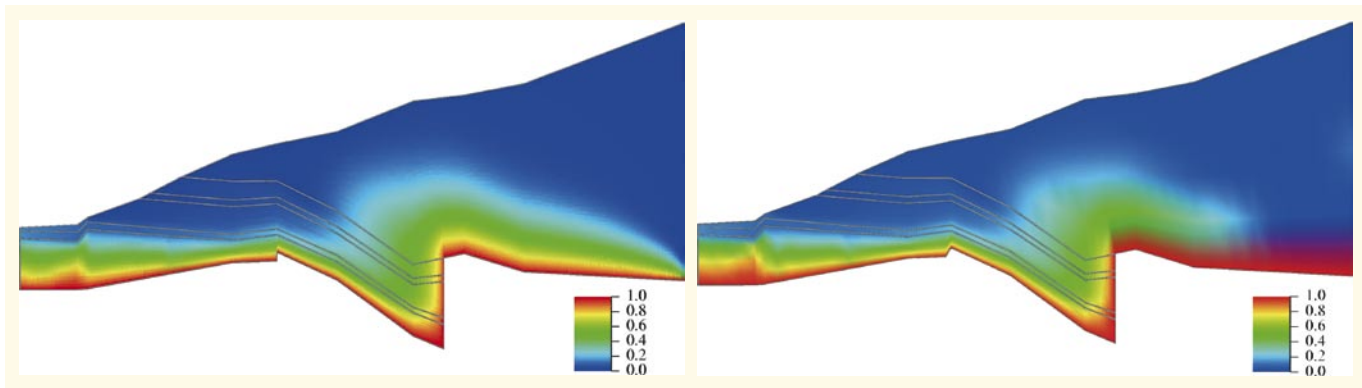
the Rustler formation. To be able to model salt concentration as boundary condition, mainly parts of the Rustler layers are not included in the model.

The calculations should be in good agreement with the results of the BGR. Therefore, permeabilities were selected following the models calculated there. There is a logarithmic linear permeability increase from north-east to south-west. Saturation concentration, density and viscosity correspond to the model of the Hoefer salt dome. In the initial state the model is completely filled with freshwater.

The two-dimensional models were meshed by a triangle grid. The coarse grid for the multigrid method consisted of 6,169 nodes. The model was calculated with 88,855 nodes. The three-dimensional model was built by prolongation of the two-dimensional grid into the third direction. A hexahedral coarse grid with 693 nodes was created. The calculations were performed with 32,439 and 245,245 nodes.

Results of the model calculations

After a model time of 20,000 years, a quasi-steady-state was reached. The transport of saline water through the Culebra dolomite can clearly be seen where it intrudes from the Unnamed Lower Member and the eastern boundary. In the central and



▲ WIPP-Site: Vergleich der modellierten Konzentrationsverteilung im zwei- (links) und dreidimensionalen Fall (rechts).

WIPP site: comparison of the modelled concentration distribution in the two- (left) and three-dimensional case (right).

western area, brine with a concentration of 1 % reaches the model surface.

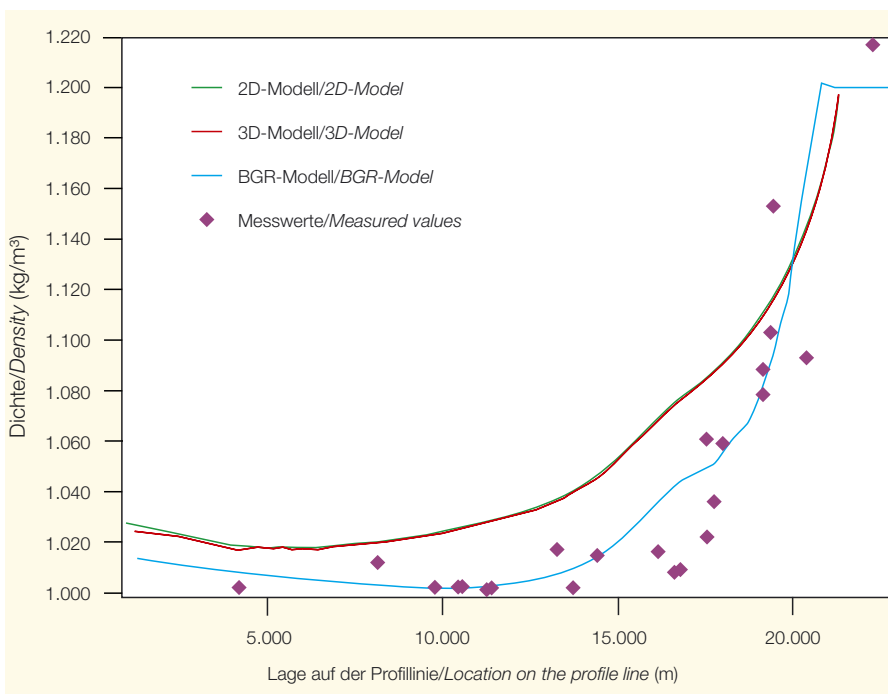
The length of the vector arrows is scaled by a factor of 1,000. The highest velocities occur, as expected, in the Culebra dolomite. They reached values of up to $3 \cdot 10^{-6} \text{ m}^{-1}\text{s}^{-1}$. Within the Magenta dolomite, the velocities reached up to $1 \cdot 10^{-6} \text{ m}^{-1}\text{s}^{-1}$.

The comparison of the modelled concentration distribution in the two- and three-dimensional case does not show any

qualitative differences. Only in the eastern area, the concentration front was further driven back due to advection in more coarse calculations. It is to be assumed that this difference is due to the relatively coarse grid. For a solution in the 3D case that is similarly fine as that of the 2D models, calculations with 70 million nodes would be required theoretically. Such calculations can only be performed on massively parallel computers. There are no obvious differences regarding the velocity fields.

Measurement data exist for the fluid density distribution in the Culebra dolomite. The model results were compared with these values and the results of the BGR. There were only minor discrepancies that may be caused by the changed model geometry.

Regarding the 3D model of the WIPP site it has only been possible to perform sequential computations. This is due to the large anisotropies in the grid and in the parameters. Edge length ratios of up to three orders of magnitude in the grid and permeability contrasts between neighbouring layers of up to eight orders of magnitude lead to differences in the matrix elements which are close to computational precision. At present, the parallel solution methods can not use such matrices. On this issue, research work is still required.



▲ WIPP-Site: Fluidichte innerhalb des Culebra Dolomit

WIPP site: fluid density in the Culebra dolomite

Test case 3 – the freshwater lens of the island of Norderney

In a third test case, the evolution of the freshwater lens of the island of Norderney was modelled and, in a second, step, the exploitation by the water supply companies was considered in the simulation.

With 25.3 km², Norderney is the second largest of the East Frisian Islands. It extends over a length of 14 km and an average width of 2 km. In the western part of the island, Pliocene coarse, medium-grained and fine sands with clayey-silty interbeds are overlaid by Holocene sediments beginning

with basal peat. This is overlaid by brackish water sediments, tidal-flat, wind-borne and dune sands. In the central part of the island, the whole stratigraphic sequence of the Holocene was denudated to a depth of 36 m, creating a large channel system from north to south which was filled with tidal-flat and channel sediments. In the eastern part of the island the Holocene sediments are similar to those in the western part, but their thickness is smaller.

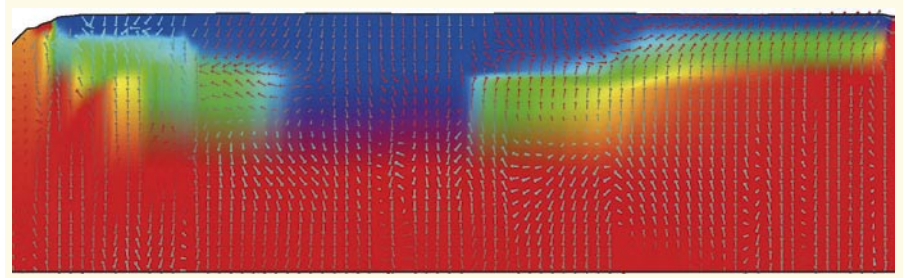
Two waterworks, the "Stadt Norderney", in the middle of the town of Norderney, and "Weiße Düne", in the northern central part of the island, ensure the water supply. A basis for the careful exploitation of the freshwater lens was established in 1998 with an expert opinion of the Institute of Geosciences of the Braunschweig Technical University. In addition to maps and charts, this institute provided bore data and profile sections, precipitation data, measurement values on permeabilities and on the chemical composition of the groundwater as well as data from geoelectrics.

Hydrogeological model

The model area comprises the western part of the island under which the lens has been localised. The model area extends over a length of about 9 km, a width of about 4 km and a depth of 150 m.

With the AutoCAD software, subsurface contour maps were generated for the different layers. On this basis, a realistic, three-dimensional geometrical model was developed by means of the d³f pre-processor. The model comprises five geological formations: coarse sand of Pleistocene medium-grained sand origin, Holocene medium-grained sand with clay lenses, fine-medium grained sand, a thin interbed consisting of clayey silt and peat, as well as a large clay lens with an east-west extension of about 800 metres. At the top surface, the domain is limited by the groundwater levels. For the parameters not measured, as e. g. porosities, typical values from literature were used.

The salt concentration in the water of the North Sea is about 0,035 kg kg⁻¹. At a



▲ Norderney: Konzentrationsverteilung und Geschwindigkeitsfeld im quasi-stationären Zustand auf einer Schnittebene in West-Ost-Richtung

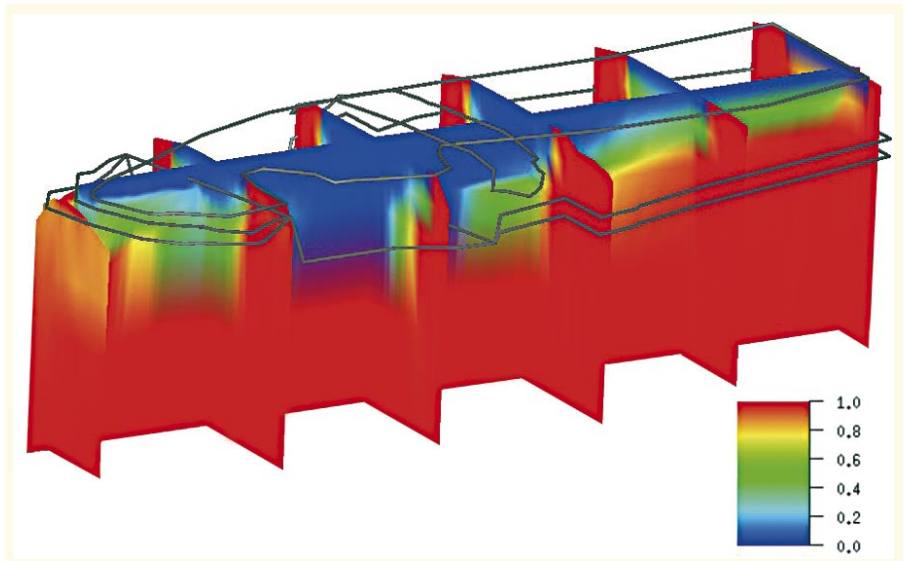
Norderney: quasi-steady-state concentration distribution and velocity field at a section plane in west-east direction

temperature of 10 °C, a maximum density of 1,027 kg m⁻³ and a maximum dynamic viscosity of 1.4 · 10⁻³ kg m⁻¹ s⁻¹ is reached. Density and viscosity were modelled as linear functions of the salt concentration.

On Norderney, the 30-year mean precipitation from 1966 to 1996 was 764 mm per year. Accordingly, a groundwater recharge of 385 mm per year is assumed in the unsealed area. A medium value of 150 mm per year is achieved for the largely sealed area of the town of Norderney which was used for the second phase of the calculation. For the area of the south beach polder and the eastern part of the island, a groundwater recharge of 35 mm per year is assumed.

For modelling the evolution of a freshwater lens, the model area was assumed to be completely filled with seawater. As boundary condition, the seawater concentration $c_{\text{abs}} = 0.035 \text{ kg kg}^{-1}$ and $c = c_{\text{rel}} = 1$ and hydrostatical pressure conditions were defined for the entire area below sea level. The bottom of the model area was assumed to be impermeable. A freshwater concentration equal to $c = 0$ was assigned to the island surface. The boundary condition for the pressure is defined in form of an inflow velocity which corresponds to the groundwater recharge rates.

The simulations were calculated on a hexahedron coarse grid with 1,856 nodes. The grid was uniformly refined once



▲ Norderney: Konzentrationsverteilung im quasi-stationären Zustand

Norderney: quasi-steady-state concentration distribution

and twice to 12,322 and 89,087 nodes, respectively.

Results of the model calculations

The calculations were performed both sequentially and on PC clusters with 4, 16 and 32 processors. After a model time of 500 years, a quasi-steady-state velocity field and concentration distribution are reached. One problem was the poor convergence of the linear solver so that the time-step did not exceed the value of 0.02 years in case of the finer grid. Consequently, steady state was not reached in these cases.

It showed that the shape of the calculated freshwater lens tends to correspond to the measurement values and that the modelled lens also changes over to a brackish water zone in the area of the surface level in the east of the island. However, the lens does reach the measured depths of 35 and 85 metres neither in the urban area nor in the centre of the island. Further, it was not possible to model the extension of the lens,

also extending the area of groundwater recharge, that was assumed according to the measurements.

In a second step, tapping through the 43 wells of the waterworks was considered in the model. This resulted in rise of the saltwater/freshwater line of up to 3 metres in the well fields.

Summary and outlook

Possible future applications for d^{3f} are, e. g. problems of saltwater intrusion in coastal areas, irrigation water problems in semi-arid regions, the long-term evolution of mining areas, the sustainable exploitation of deep aquifers and the disposal of wastes in deep geological formations.

Desirable further developments of d^{3f} would be, among other things, the modelling of phreatic flow, flow in fractured rock and a link to GIS.

Meanwhile, the r^{3t} (radionuclides, reaction, retardation, and transport) code has been

completed within the framework of another BMWA project on the development of a code for three-dimensional modelling of pollutant transport by means of which the transport of pollutants can be simulated on the basis of a flow field calculated with d^{3f}.

A. Schneider

Literatur/References

Fein, E.; Schneider, A.: d^{3f} - Ein Programmpaket zur Modellierung von Dichteströmungen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-139, Braunschweig, Dezember 1999.

Schneider, A.; Birthler, H.: Modellrechnungen zur großräumigen, dichteabhängigen Grundwasserbewegung. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS- 191, Braunschweig, März 2004.

Schelkes, K. u.a.: Modelluntersuchungen zur Bewegung des Grundwassers bei vom Salzgehalt abhängiger Wasserdichte - Fallstudien und Modellvalidierung im Hinblick auf die Langzeitsicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle. Abschlussbericht. Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, Archiv-Nr. 114 249, Dezember 1995.

Wolff, J.; Müller, H.: Pilotprojekt: Ermittlung einer schonenden Bewirtschaftung der Süßwasserlinsen auf den ostfriesischen Inseln am Beispiel der Insel Norderney. Endbericht. TU Braunschweig. Mai 1998.

Fein, E.: Software Package r^{3t}. Model for Transport and Retention in Porous Media. Final Report. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-192, Braunschweig, April 2004.

Qualifizierung geochemischer Modellaussagen mit Hilfe von Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen

Geochemische Modellierungen sind zu einem unverzichtbaren Werkzeug für die Prognose von Schadstoffmobilisierungs- und Ausbreitungsprozessen geworden. Allein stehend oder in Kopplung mit Transportprogrammen werden sie besonders dazu eingesetzt, um die langfristige Einhaltung chemischer und physikalischer Grenzwerte in der Umgebung von bestehenden oder geplanten Abfallablagerungen zu beurteilen. Der Umgang mit geochemischen Rechencodes wie EQ3/6 oder PHREEQC gehört mittlerweile zum Alltag in den Geowissenschaften. Trotz der Leistungsfähigkeit dieser Codes wird eine wichtige Eigenschaft von Modellierungen noch zu wenig beachtet: Unsicherheiten sind unvermeidlich.

Die Erfahrung lehrt, dass die Eingangsgrößen einer Modellierung wie Stoffmengen oder thermodynamische Daten selbst bei sorgfältigster Messung nicht absolut exakt bestimmbar sind. Unsichere Eingangsgrößen erzeugen jedoch unsichere Modellierungsergebnisse, sodass die einmalige Rechnung mit diskreten Referenzwerten nur eingeschränkten Wert hat: Das hiermit erzeugte Referenzergebnis stellt lediglich einen beliebigen Orientierungspunkt innerhalb eines zunächst unbekanntem Vertrauensbereichs dar. Ob dieser Vertrauensbereich vorher gesetzte kritische Schwellenwerte (z. B. maximaler Stoffumsatz oder Schwermetall-Grenzwert) erreicht oder gar beträchtlich überschreitet, lässt sich erst nach Durchführung einer Unsicherheitsanalyse beantworten.

Das Vorgehen soll anhand einer von der GRS-Abteilung Geochemie erstellten Studie zu Umlöseprozessen in einem stillgelegten Kalibergwerk erläutert werden. Hier war zu klären, welcher Anteil des aufgeschlossenen Kaligesteins maximal aufgelöst werden könnte, falls es nach Betriebsende zu einer frühzeitigen Flutung der mit Salzgrus versetzten, untertägigen Hohlräume käme. Ein weitgehender Verbrauch des Kaligesteins bürge die Gefahr einer Durchlösung bis in Grundwasser führende Schichten des Deckgebirges. Ein Vorgang mit Brisanz: Viele Kalibergwerke werden zur Abfallsorgung genutzt, sodass eine Durchlösung gleichzeitig auch eine Schadstoffausbreitung verursacht.

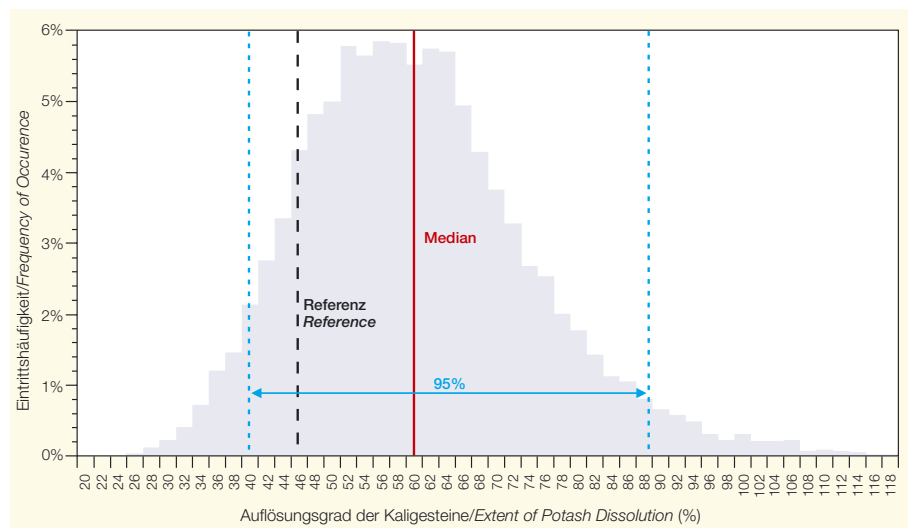
Die wesentlichen Eingangsgrößen (Faktoren) der Modellierung waren: Hohlraumvolumina, Lösungszusammensetzung, Vorräte an den Kaligesteinsarten Hartsalz und Carnallit sowie thermodynamische Parameter zur Beschreibung der Lösungs-/Feststoffgleichgewichte. Für diese Größen lagen aus einer früheren Untersuchung jeweils Referenz-, „Expert Guess“- oder Tabellenwerte vor, auf deren Grundlage eine Referenz-Kaligesteins-Auflösung in Höhe von 45 % prognostiziert wurde. Eine Aus-

sage zur Unsicherheit dieses Ergebnisses war bisher nicht möglich.

Zur Qualifizierung der Modellierungsaussage wurde eine Monte-Carlo-Analyse

eingesetzt. Hierzu waren zunächst für die Eingangsgrößen Unsicherheiten und Verteilungsfunktionen zu recherchieren oder falls geeignete Unterlagen fehlten, qualifiziert abzuschätzen. Anschließend wurde für jeden Faktor eine große Zahl ($N = 10.000$) von Zufallswerten innerhalb der jeweils definierten Verteilungsfunktion erzeugt. Die so erhaltenen N Faktorsätze, dienten als Input für N geochemische Modellierungen und führten letztlich zu N berechneten Werten für den Anteil gelösten Kaligesteins. Als geochemischer Rechencode wurde das Programm EQ3/6 in Kombination mit der in der GRS entwickelten Benutzeroberfläche EQBlitz verwendet. Mit diesen Werkzeugen war es möglich, die hohe Anzahl geochemischer Rechenläufe mit einem einzigen Knopfdruck auszulösen und anschließend auch auszuwerten. Aufgrund der in den letzten Jahren enorm gestiegenen Rechenleistung handelsüblicher PCs sind derartig umfangreiche Rechenaufgaben in komfortabler Windows-Umgebung innerhalb von etwa 10 Stunden durchführbar.

Die statistische Auswertung der Gesamtmenge aller Modellergebnisse lieferte einen Median- und Mittelwert von 60 % Kaligesteins-Auflösung, der von einem 95 %-Vertrauensbereich von 40 % bis 87 %



▲ Histogramm der berechneten Werte für das Ausmaß der Kaligesteinsauflösung. Das zu optimistische Referenzergebnis (45 %) auf der Grundlage diskreter Eingangsgrößen liegt am unteren Rand des 95 %-Vertrauensbereichs und in deutlicher Entfernung zum Median (60 %).

Histogram of the calculated values for the degree of potash rock dissolution. The too optimistic reference result (45 %) on the basis of discrete input parameters is at the bottom end of the 95 % confidence interval and in clear distance to the median (60 %).

Auflösung eingerahmt wurde. Zu beachten ist, dass der zuvor berechnete Referenzwert (45 %) am unteren Ende des 95 %-Vertrauensbereichs und in deutlicher Entfernung zum Mittelwert lag. Hierdurch täuschte er eine zu optimistische Prognose des Auflösungsgrades der Kaligesteine vor. Die obere Grenze des Vertrauensbereichs erreichte zudem einen Wert (87 % Auflösung), der im ungünstigen Fall nur noch wenig Kalirestgestein als Barriere übrig ließe.

Auf die Frage, welche Faktoren für die Ergebnisspannweite verantwortlich sind, gibt die anschließende Sensitivitätsanalyse Antwort. Obwohl geochemische Modellierungen hochgradig nichtlinear sind, lässt sich über eine multiple Regression ein vereinfachter, linearer Zusammenhang zwischen Faktor- und Ergebnisvariationen herstellen. Man erhält ein Modell, das die Abhängigkeit des Modellierungsergebnisses von allen variierten Eingangsfaktoren ausdrückt. Wird dieses Regressionsmodell schrittweise mit zunehmender Faktoranzahl aufgebaut, so ergibt sich anhand des zunehmenden Regressionskoeffizienten ein quantitatives Maß für den Beitrag jeder einzelnen Faktorunsicherheit für die Ergebnisunsicherheit.

Auf diese Weise konnte gezeigt werden, dass sich etwa 70 % der Ergebnisvarianz auf nur vier Eingangsfaktoren zurückführen ließen: Die Mengen der anstehenden Kaligesteine Carnallit und Hartsalz sowie die Halit/Carnallit und Halit/Kieserit-Massenverhältnisse in diesen Gesteinen. Es überwiegen damit die rein geologischen Faktoren, deren Kenntnis durch unzureichende Mess- und Analysemöglichkeiten beschränkt ist. Technisch beeinflussbare Faktoren wie die Porosität des Salzversatzes oder der erreichbare Verfüllgrad haben nur einen verschwindenden Einfluss auf die Modellierungsunsicherheit. Von noch geringerer Bedeutung sind die thermodynamischen Parameter. Eine allgemeine Aussage auch für andere geochemische Rechenaufgaben lässt sich hieraus jedoch nicht ableiten: Die Reihenfolge ist stark von der geochemischen Fragestellung abhängig und kann unter anderen Umständen verschieden sein.

Die Untersuchung zeigt, dass die Methoden der Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse

wichtige Aussagen zur Qualifizierung geochemischer Modellaussagen liefern. Sie erlauben die Festlegung eines statistisch abgesicherten Mittelwerts mit dazugehörigem Vertrauensbereich und liefern damit im Gegensatz zu Referenz-Rechnungen mit diskreten Eingangsgrößen vertrauenswürdige Informationen über das mögliche Reaktionsverhalten eines chemischen Systems. Außerdem lassen sich die Modellierungsgrößen identifizieren, die die größte Auswirkung auf die Modellierungsunsicherheit

haben. Sensitivitätsanalysen haben somit ein großes Steuerungspotential, indem die Forschung auf diejenigen Fragen konzentriert werden kann, mit denen sich eine Modellunsicherheit am stärksten senken lässt. Zukünftige Arbeiten bei der GRS werden sich darauf richten, die Programmwerkzeuge zur geochemischen Modellierung so weiterzuentwickeln und zu vereinfachen, dass Modellrechnungen und Unsicherheitsanalysen in einem Schritt möglich werden.

Qualification of Geochemical Model Predictions by Means of Uncertainty and Sensitivity Analyses

Geochemical modelling has become an indispensable tool for the prediction of pollutant mobilisation and dispersion processes. Alone or coupled with transport codes, geochemical models are particularly used to assess the long-term compliance with chemical and physical limiting values in the surroundings of existing and planned waste sites. The application of geochemical codes such as EQ3/6 or PHREEQC has meanwhile become routine in geosciences. Despite the efficiency of these codes, an important feature of modelling is still given insufficient attention: uncertainties cannot be avoided.

Experience shows that modelling input parameters, such as material amounts or thermodynamic data, cannot be determined absolutely exactly even in case of most careful measurement. Uncertain input parameters, however, lead to uncertain modelling results so that a single calculation with discrete reference values is only of limited validity: The reference result achieved this way only represents an arbitrary point of orientation within an initially unknown confidence interval. Whether this confidence interval reaches predefined critical thresholds (e. g. maximum reaction progress or heavy metal limiting values) or even exceeds them significantly, can only be answered after the application of an uncertainty analysis.

The proceeding shall be explained by means of a study developed by the Geochemistry Department of GRS on dissolution and precipitation processes in a shut down potash mine. It was to be clarified which portion of the broken-up potash rock could be dissolved at most if, after shut-down there was an early flooding of the underground cavities backfilled with crushed salt. Dissolution of potash rock to a large extent would hold the danger of establishing direct contacts to groundwater-bearing layers of the overburden. That is a critical issue: Many potash mines are used for waste disposal so that such direct contacts also lead to pollutant dispersion.

The main input parameters (factors) of the modelling were: cavity volumes, solution

composition, inventories of the potash rock types hard salt and carnallite as well as thermodynamic parameters for the description of the solution/solid matter equilibria. For these parameters, reference, "expert guess" or table values were available from former studies. On this basis, a reference potash rock dissolution of 45 % has been predicted. Until now, a statement on the uncertainty of this result has not been possible.

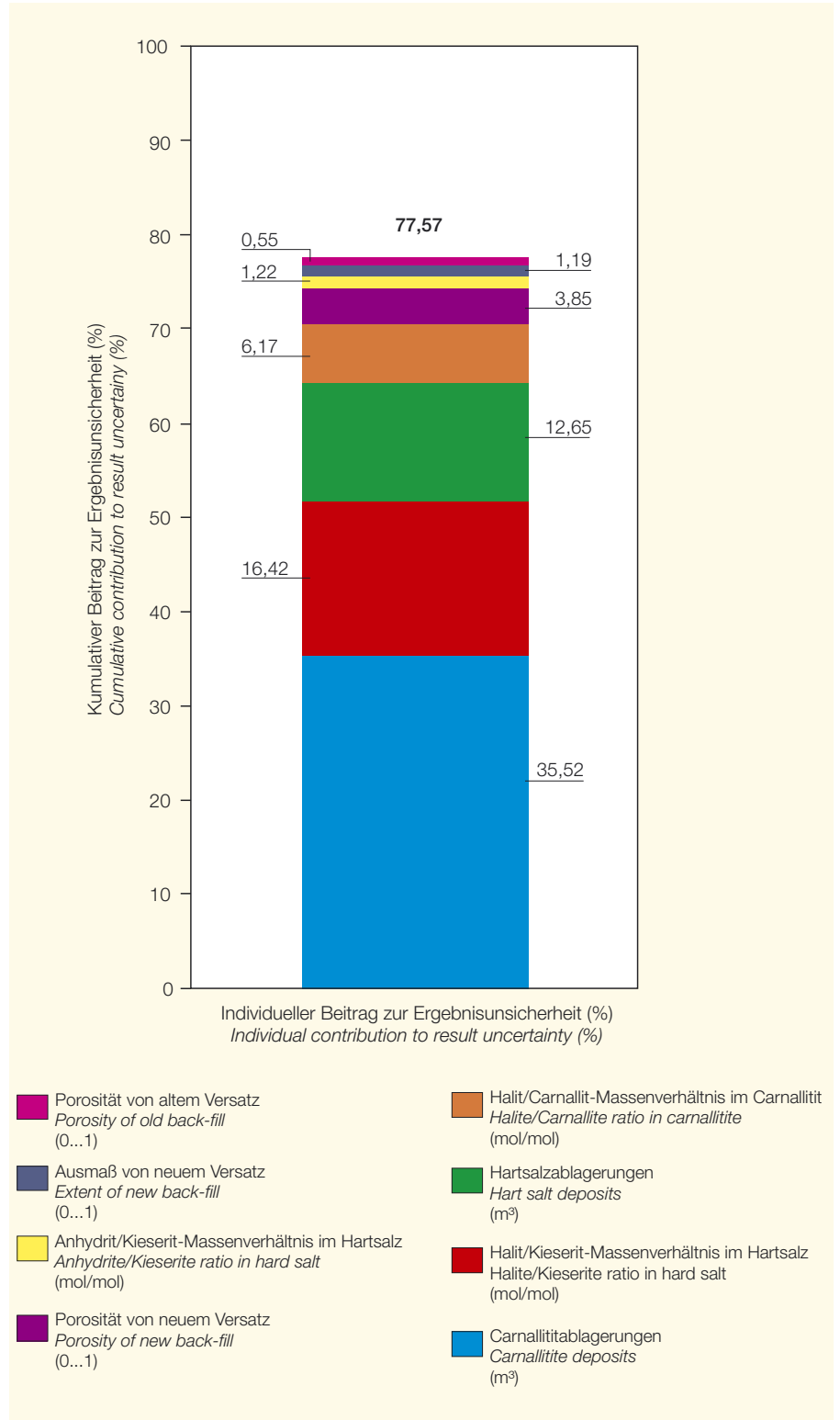
A Monte Carlo analysis was applied for the qualification of the modelling prediction. At first, the input parameters uncertainties and distribution function were to be determined or estimated in a qualified manner where suitable data were not available. After that, a large number (N = 10,000) of random

values was generated for each factor within the respective distribution function defined. The N factor sets obtained this way served as input for N geochemical modellings and finally led to N calculated values for the portion of dissolved potash rock. As geochemical code, the EQ3/6 software was used in combination with the GRS-developed user interface EQBlitz. With these tools, triggering and subsequent evaluation of the large number of geochemical calculation runs could be started by a single mouse click. Due to the enormously increased performance of commercially available PCs in the last years, such comprehensive calculation tasks can be performed in a comfortable Windows environment within about 10 hours.

The statistical evaluation of the total set of all model results yielded a median and mean value of potash dissolution of 60 % which was framed by a 95 % confidence interval of a 40 % to 87 % dissolution. Attention is to be paid to the fact that the reference value calculated before (45 %) was at the bottom end of the 95 % confidence interval and in clear distance to the mean value. By this, a too optimistic prediction on the dissolution degree of the potash rock was pretended. Further, the upper limit of the confidence interval reached a value (87 % dissolution) which, in the most unfavourable case, would only leave little residual potash rock as barrier.

The question which factors are responsible for the result range is answered by the subsequent sensitivity analysis. Although geochemical modellings are highly non-linear, a simplified linear relationship between factor and result variations can be established through a multiple regression. A model is generated which expresses the dependence of the model result on all varied input parameters. If this regression model is set up stepwise with increasing number of factors, a quantitative measure for the contribution of each different factor uncertainty to the result uncertainty is yielded by means of the increasing regression coefficient.

In this way, it was possible to demonstrate that about 70 % of the result variance were due to only four input factors: The amounts



▲ Beiträge einzelner Eingangsgrößen zur Unsicherheit des Modellierungsergebnisses. Die mangelnde Kenntnis geologischer Faktoren hat den größten Einfluss auf die Ergebnisunsicherheit. Der Unsicherheitsbeitrag technischer Faktoren und der thermodynamischen Parameter ist weitgehend vernachlässigbar.

Contributions of individual input parameters to the uncertainty of the modelling result. The lack of knowledge of geological factors has the largest influence on result uncertainty. The uncertainty contribution of technical factors and the thermodynamic parameters is negligible.

of the existing potash rocks carnallite and hard salt as well as the halite/carnallite and halite/kieserite mass ratios in these rocks. Thus, the mere geological factors prevail the knowledge of which is limited by insufficient measurement and analysis possibilities. Factors that can be influenced technically, such as porosity of the salt backfill or the achievable backfill degree only have a negligible influence on the modelling uncertainty. Even less significant are the thermodynamic parameters. However, a general statement also for other geochemical calculation tasks cannot be derived from it. The order strongly depends

on the geochemical question and may be different under other circumstances.

The study shows that the methods of uncertainty and sensitivity analysis provide important statements on the qualification of geochemical model predictions. They allow to define a statistically verified mean value with the corresponding confidence interval and thus, in contrast to reference calculations with discrete input parameters, furnish reliable information about the potential reaction behaviour of a chemical system. Moreover, those modelling parameters can be identified

which have the largest influence on the modelling uncertainty. Thus, sensitivity analyses have a large control potential by enabling research to concentrate on those issues by which a model uncertainty can be reduced to the largest possible extent. Future activities at GRS will focus on the further development and simplification of the program tools for geological modelling in such a way that model calculations and uncertainty analyses can be performed in one step.

S. Hagemann

Modellierung thermisch-hydraulisch-mechanischer Prozesse im Tongestein

Kompakte Tonformationen werden weltweit als Wirtsgestein für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in Betracht gezogen. Das Auffahren, das spätere Verfüllen/Abdichten und die durch die radioaktiven Abfälle bedingte Wärmeentwicklung bewirken komplexe gekoppelte thermo-hydro-mechanische (THM) Prozesse im Nah- und Fernfeld des Endlagers über einen sehr langen Zeitraum. Zur Bewertung der Langzeitsicherheit von Endlagern müssen die THM-Prozesse sehr gut verstanden und vorhersagbar sein. Zu diesem Zweck wird unter Leitung der ANDRA und der GRS im Rahmen einer internationalen Zusammenarbeit, im Untertagelabor Mont Terri in der Schweiz im Opalinuston ein Erhitzerversuch (HE-D) durchgeführt. Eines der Hauptziele ist die numerische Simulation der THM-Prozesse im Nahfeld, wobei die verwendeten Computer-Codes und Stoffmodelle anhand der in situ bestimmten Temperaturen, Porenwasserdrücke und Verformungen validiert werden sollen.

HE-D-Erhitzerversuch

Der HE-D-Erhitzerversuch begann im Oktober 2003 mit der Auffahrung der HE-D-Nische. Das Erhitzerbohrloch mit einer Länge von 14 m und einem Durchmesser von 30 cm wurde horizontal von der Nische aus erstellt. Am hinteren Ende des Bohrlochs wurden zwei elektrische, jeweils zwei Meter lange Erhitzer eingebaut. In den Nahbereich um die Erhitzer herum wurden

24 Bohrungen mit mehr als 80 Instrumenten zur Bestimmung der Temperatur, der Porenwasserdrücke, der Gasmigration sowie der Verformungen vor, während und nach der Aufheizperiode ausgerüstet.

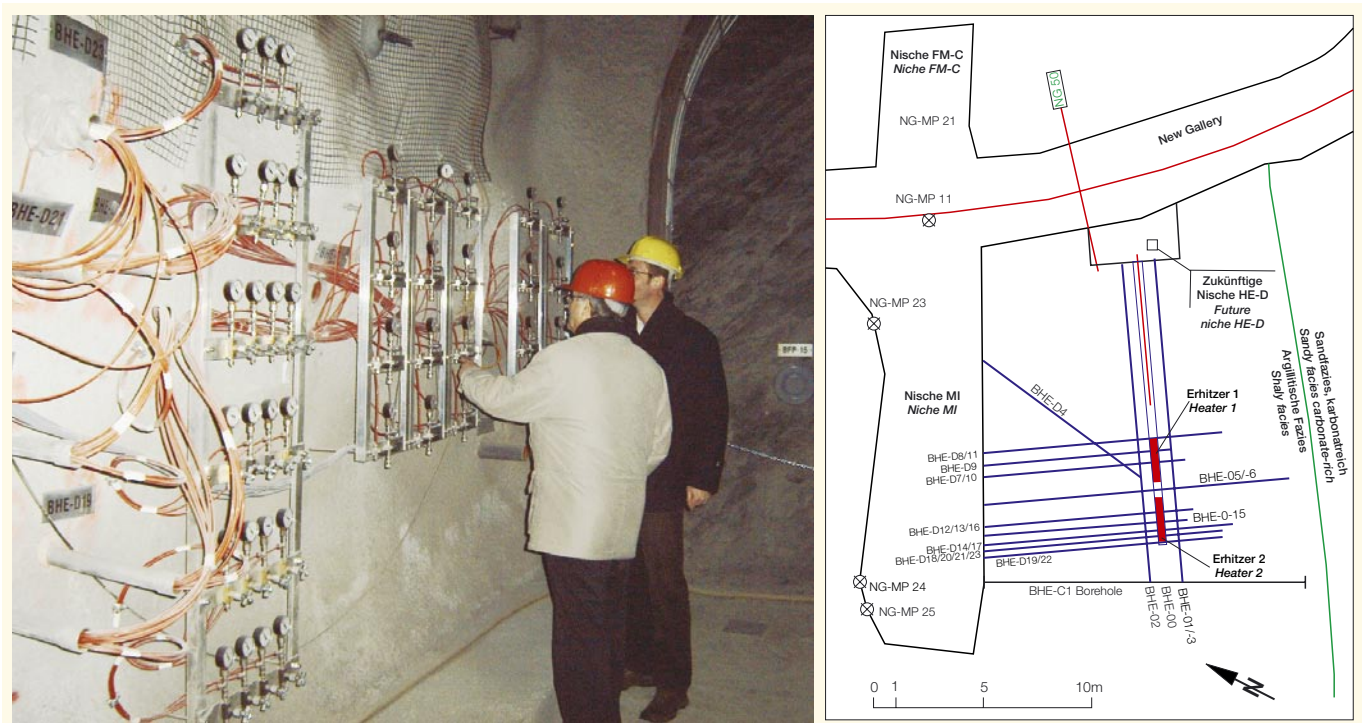
Die erste Aufheizphase begann im April 2004 mit einer elektrischen Gesamtleistung von 650 Watt, der nach drei Monaten eine zweite Aufheizphase mit einer Leistung von 1.950 Watt für die Dauer von neun

Monaten folgte. Anschließend werden die Erhitzer abgeschaltet, sodass sich das Gebirge bis zur Umgebungstemperatur abkühlen kann.

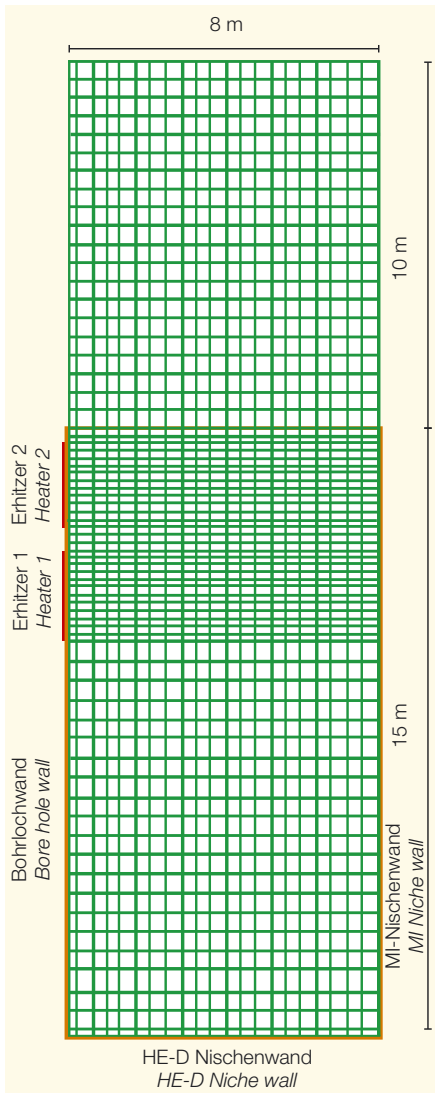
Ergebnisse der Modellierung

Das HE-D-Experiment wird von der GRS unter Verwendung des Computer-Programms CODE-BRIGHT, das von der „Technical University of Catalonia“, Barcelona, entwickelt wurde, numerisch simuliert. Das erstellte axialsymmetrische 2D-Modell umfasst einen Gebirgsbereich von 25 m Länge mit einem Radius von 8 m um das Erhitzerbohrloch.

Der Opalinuston wurde als homogenes und isotropes poröses Medium angenommen. Für die Berechnung der gekoppelten THM-Prozesse war es notwendig, Gleichungssysteme zu lösen, die die Energie- und Massenbilanz für Feststoff, Wasser und Gas im Tongestein sowie das Kräftegleichgewicht beschreiben. Zusätzlich wurden dabei folgende physikalische Prozesse mitberücksichtigt:



▲ HE-D-Testfeld im Untertagelabor Mont Terri: Blick auf die GRS-Messeinrichtungen
HE-D test field in the Mont Terri Rock Laboratory: View on the GRS measuring systems



▲ Axialsymmetrisches 2-D Modell zum HE-D-Erhitzerversuch

2D axisymmetric model for HE-D heating experiment

- Wärmetransport durch die Gesteinsmatrix und durch advektiven Fluss von Wasser und Wasserdampf;
- advektiver Wasserfluss und Wasserdampfdiffusion in Luft;
- ideales Gasgesetz für Luft und Wasserdampf; Luftadvektion und Lösung von Luft in Wasser;
- thermo-elasto-plastische Eigenschaften des Tongesteins mit Quellung und thermischer Expansion.

In den Rechnungen wurden die in Mont Terri vorliegenden in situ-Bedingungen in Bezug auf Temperatur, Porenwasserdrücke und lithostatische Spannungen berücksichtigt und die Vorgeschichte der Auffahrung/Ventilation, Erstellung der Bohrlöcher sowie die zwei Aufheizphasen simuliert. Die Simulationsergebnisse werden im Vergleich mit den in situ-Messungen vorgestellt.

Temperatur

Die Ausgangstemperatur betrug ca. 15 °C. Jede der Aufheizphasen bewirkte zunächst eine schnelle Temperaturerhöhung innerhalb kurzer Zeit, um dann in ein langsames Ansteigen der Temperatur überzugehen. Der allmähliche Wärmetransport vom Erhitzer weg hat einen Anstieg des Temperaturgradienten zur Folge. Die höchsten Temperaturen von 45 °C bzw. 100 °C wurden während der ersten und der zweiten Aufheizphase an der Kontaktfläche zwischen dem Gebirge und den Erhitzern erreicht, während die Temperaturen in größerer Entfernung von den Erhitzern niedrig waren.

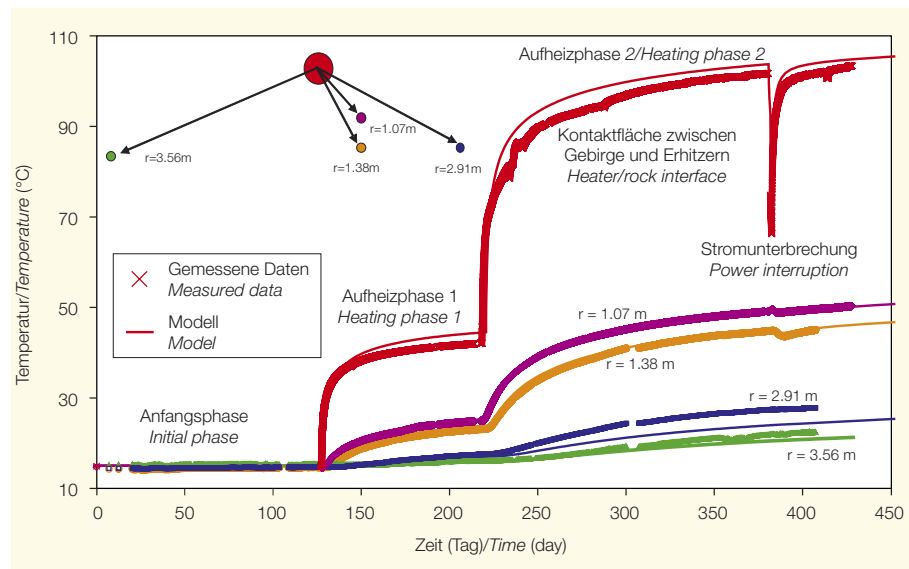
Am Ende der zweiten Aufheizphase lag das Maximum der Temperatur in einer Entfernung von ca. 1,0 bis 1,4 m bei 45 bis 50 °C und bei 25 bis 30 °C in einer Entfernung von

2,9 bis 3,5 m. Die berechnete Temperatur stimmte sehr gut mit den beobachteten Werten überein.

Porenwasserdruck

Die Unterschiede in der thermischen Ausdehnung zwischen dem Porenwasser und den Feststoffanteilen im gesättigten Tongestein sind die treibende Kraft für die Ausdehnung des Materials bei der Erwärmung. Aufgrund der äußerst geringen hydraulischen Durchlässigkeit des Opalinustons, kann sich das ausdehnende Porenwasser nicht schnell genug verteilen, sodass die Aufheizung einen deutlichen Anstieg des Porenwasserdrucks zur Folge hat. Auch in Verbindung mit der Temperaturerhöhung war ein Anstieg des Porenwasserdrucks zu verzeichnen.

Während der ersten Aufheizphase stieg der Porenwasserdruck ausgehend von 1,1 MPa innerhalb von drei Monaten auf 2,4 MPa an. Die zweite Aufheizphase bewirkte im ersten Monat ein weiteres Ansteigen des Porenwasserdrucks auf 4,0 MPa. Nachdem der höchste Wert erreicht wurde, nahm der Porenwasserdruck, bedingt durch eine Umverteilung des Porenwassers aus dem aufgeheizten Bereich in das umgebende



▲ Entwicklung der Temperatur im Nahfeld der Erhitzer während der Aufheizphasen. Vergleich der gemessenen und der berechneten Werte.

Development of the temperatures in the near-field around the heater during the heating phases. Comparison of measured and calculated values.

Gebirge allmählich langsam wieder ab. Während der zweiten Aufheizphase fiel die Stromversorgung der Erhitzer aus, womit eine sofortige Änderung der Temperaturen und der Porenwasserdrücke verbunden war. Die durch die Temperatur bedingten Verläufe der Porenwasserdrücke ließen sich sehr gut mit dem Modell darstellen.

Verformung

An unterschiedlichen Stellen eines horizontal von der MI-Nische aus erstellten Bohrlochs wurden senkrecht zu den Erhitzern Verschiebungsmessungen vom Projektpartner Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe (DBE) vorgenommen und von der GRS modelliert.

Jede Aufheizung ruft für eine kurze Zeit eine relative Kompaktion im Bereich der beiden Messpunkte DP05 und DP03 hervor. Anschließend dehnt sich der Ton mit steigender Temperatur allmählich aus. Die thermische Ausdehnung des Tongesteins wird hauptsächlich durch die Ausdehnung des Porenwassers bestimmt, da der thermische Ausdehnungskoeffizient des Porenwassers sehr viel höher ist, als der der festen Gesteinskörner. Die durch die Bohrungen und durch die Aufheizung hervorgerufenen Verformungen wurden durch das Modell in annehmbarer Weise wiedergegeben. Die Unterschiede zwischen den berechneten und gemessenen Kurven können durch das mechanische Modell bedingt sein. In diesem Modell ist eine zeitabhängige Verformung zurzeit noch nicht berücksichtigt.

Zusammenfassung

Die während der Aufheizphase im HE-D-Testfeld beobachteten gekoppelten THM-Prozesse können durch das von der GRS verwendete numerische Modell hinreichend dargestellt werden. Die Ergebnisse der Modellrechnungen stimmen mit den gemessenen Temperatur- und Porenwasserdruckverläufen sowie den Verformungen gut überein. Somit wurden sowohl die Tauglichkeit des Computer-Programms CODE-BRIGHT als auch die Einsetzbarkeit des verwendeten Stoffmodells und die darin für das feste Tongestein angesetzten Parameter weitgehend bestätigt.

Modelling of Thermo-Hydro-Mechanical Processes in Indurated Clay

Indurated clay formations are being considered world-wide as host medium for the disposal of radioactive waste. Due to the excavation, subsequent backfilling/sealing and thermal output from high-level radioactive waste, complex coupled thermo-hydro-mechanical (THM) processes will occur in the near-field and far-field of underground repositories for very long periods of time. For the assessment of the long-term safety of repositories, the THM processes are to be well understood and predicted. For this purpose, a heating experiment named HE-D is being conducted in the Opalinus clay at the Mont Terri Rock Laboratory in Switzerland. This is an international research project conducted under the management of ANDRA (France) and GRS (Germany). One of the main objectives is to numerically simulate the THM processes in the near field, whereby the computer codes and constitutive models applied are to be validated against in-situ measurements of temperature, pore-water pressure and deformation.

HE-D heating experiment

The HE-D heating experiment was started in October 2003 with the excavation of the HE-D niche. The heater borehole with a diameter of 30 cm was drilled horizontally from the HE-D niche to a depth of 14 m. Two electric heaters of 2 m length each were installed at the end of the heater borehole. A series of 24 boreholes was drilled into the near-field around the heaters and equipped with more than 80 instruments to measure temperature, pore-water pressure, gas migration and deformation before, during and after the heating period.

The first heating phase began in April 2004 with a total electric power supply of 650 Watts, and three months later, the second heating phase followed with a power supply of 1,950 Watts for nine months. Finally, the heater will be switched-off and the rock will cool down to ambient temperature.

Modelling results

The HE-D experiment has been numerically simulated by GRS with the computer programme CODE-BRIGHT developed by the Technical University of Catalonia in Barcelona. The 2D axisymmetric model covers a rock mass with a length of 25 m and an 8 m radius round the heater borehole.

A homogeneous and isotropic porous medium was assumed for the Opalinus

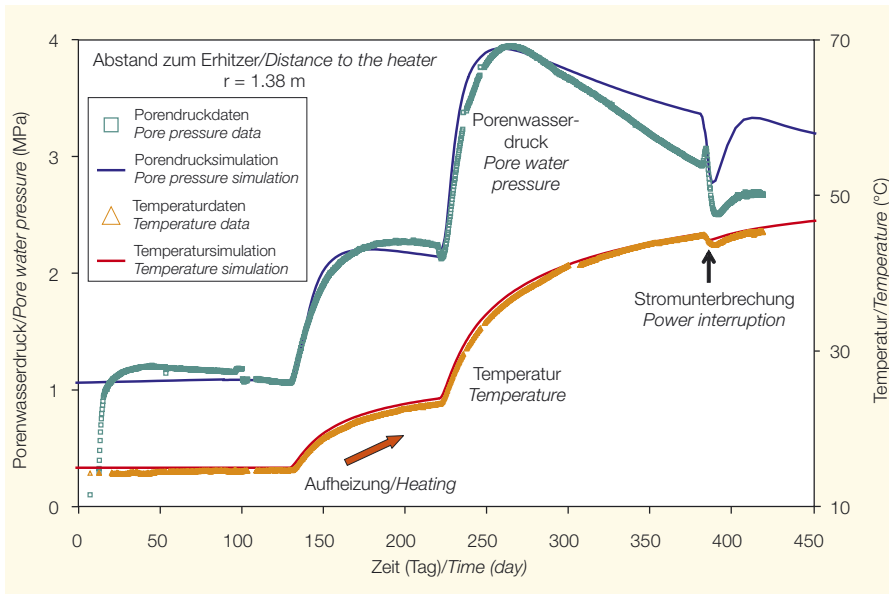
clay. For the calculation of the coupled THM processes it was necessary to solve a series of balance equations describing the energy and mass balance for solid matter, water and gas in the clay as well as the equilibrium of forces. In addition, the following physical processes were taken into account:

- Heat transport by conduction through the media and by advective flow of liquid water and vapour;
- Water flow by advection and vapour diffusion in air;
- Ideal gas law for air and vapour, air advection and air solution in liquid water;
- Thermo-elasto-plastic behaviour of the clay with swelling and thermal expansion.

In the calculations, the in-situ conditions of temperature, pore-water pressure and lithostatic stress at Mont Terri were taken into account and the whole history of the drift excavation/ventilation, borehole drilling and two heating phases were simulated. The modelling results are presented in comparison with the in-situ measurements.

Temperature

The initial temperature was about 15 °C. Each heating phase generated a rapid increase in temperature for a short time



▲ Entwicklung des Porenwasserdrucks im Bereich von 1,38 m Entfernung von den Erhitzern vor und während den Aufheizphasen.

Evolution of the pore-water at a distance of 1.38 m from the heaters before and during the heating phases.

and then the temperature increase slowed down. The gradual heat transfer away from the heater results in an increase of the temperature gradient. The maximum temperature of 45 °C and 100 °C, respectively, was reached at the heater/rock interface during the first and second heating phase while the temperatures in the regions far away from the heater were low.

At the end of the second heating phase, the maximum temperature at a distance of 1.0 to 1.4 m was 45 to 50 °C and 25 to 30 °C at a distance of 2.9 to 3.5 m, respectively. The calculated temperatures agreed excellently with the values observed.

Pore-water pressure

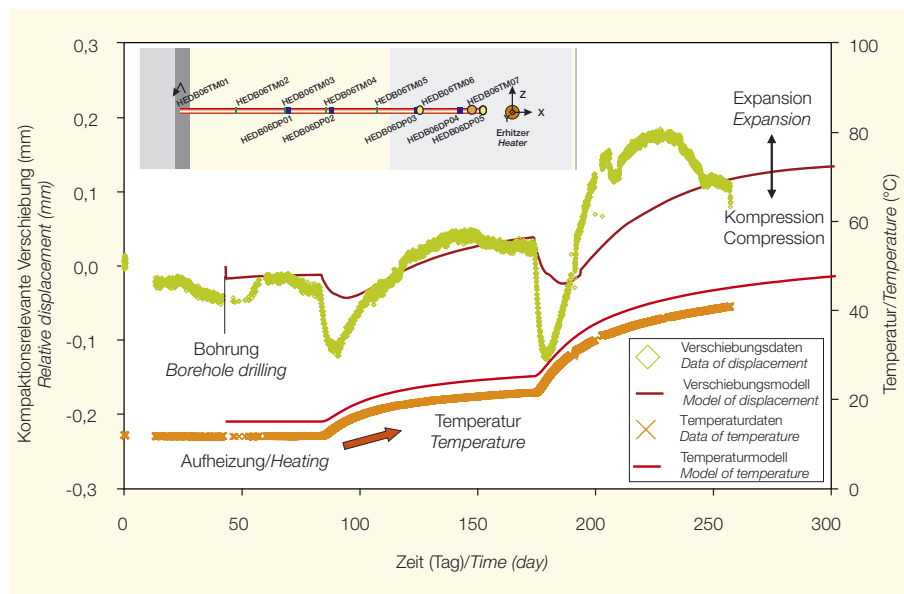
The differences in thermal expansion between pore-water and solid particles in saturated clay are the driving force for expansion of the material in case of heating. Because the very low hydraulic conductivity of the Opalinus clay does not allow the expanding pore-water to disperse so fast, heating results in a significant increase of the pore-water pressure. In response to the temperature increase, the pore-water pressure increased, too.

During the first heating phase, the pore-water pressure increased from an initial value of 1.1 MPa to 2.4 MPa over three

months. The second heating phase caused a further increase of the pore-water pressure to 4.0 MPa in the first month. After reaching the maximum value, the pore-water pressure dropped down slowly due to the gradual outflow of the thermally-mobilised pore-water from the heated area. During the second heating phase, the power supply failed, resulting in a sudden change in temperature and pore-water pressures. It is clearly to be seen that the thermally-induced pore-water pressure increase is very well predicted by the model.

Deformation

Displacements at different locations in a borehole horizontally drilled from the Miniche perpendicular to the heater were measured by the project partner Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe (DBE) and modelled by GRS. Comparison of the modelling result and the measured data of the relative displacement between the two points DP05 and DP03 near the heater and the temperature at the point TM07 near DP05.



▲ Vergleich der Ergebnisse der Modellrechnungen mit den Messungen der relativen Verschiebung zwischen den zwei Punkten DP05 und DP03 nahe der Erhitzen und der Temperatur am Punkt DP07 (in der Nähe des Punkts DP05)

Comparison of the modelling results and the measured data of the relative displacement between the two points DP05 and DP03 near the heater and the temperature at the point DP07 (near the point DP05).

Each heating generates a relative compression in the area between the two measurement points DP05 und DP03 for a short time. And then, the clay expands gradually with the temperature increase. The thermal expansion results mainly from the pore-water expansion because the thermal expansion coefficient of the pore-water is much higher than that of the solid grains. The deformation induced by borehole drilling and heating is reasonably represented by

the model. The differences between the calculated and measured curves might be caused by the mechanical model in which the time-dependent deformation has not been considered yet.

Conclusions

The coupled thermo-hydro-mechanical processes developed in the HE-D test field during the heating phase are adequately

represented by the numerical modelling of GRS. The modelling results and the measurements of temperature, pore-water pressure and deformation are in good agreement. Thus, the capability of the computer program CODE-BRIGHT as well as the applicability the constitutive model and the associated parameters used for the indurated clay were largely confirmed.

C.-L. Zhang, T. Rothfuchs

Experimentelle Methoden zur Prognose der Gasfreisetzung in Untertagedeponien

Untertägige Hohlräume spielen für die Entsorgung von Abfällen in der deutschen Abfallwirtschaft eine wichtige Rolle. Abfälle, die nicht verwertet und wegen ihres Gefährdungspotentials nicht auf oberirdischen Deponien abgelagert werden können, müssen gemäß der Technischen Anleitung Abfall (TA Abfall, 1991) in Untertagedeponien (UTD) entsorgt werden. Unter bestimmten Umständen, die die Bergversatzverordnung (VersatzV, 2002) definiert, ist es zu dem möglich, Abfälle in untertägigen Versatzanlagen (UTV) einzubringen.

Die Grundlage für die Errichtung und den Betrieb untertägiger Entsorgungseinrichtungen sind standortbezogene Sicherheitsbeurteilungen. Sie haben das Ziel, die Gefährdungsmöglichkeiten bei der Errichtung, beim Betrieb und in der Nachbetriebsphase zu analysieren und das langfristige Verhalten von chemisch-toxischen Abfällen unter regulären wie auch unter Störfallbedingungen vorauszusagen. Mögliche Wechselwirkungen mit Wässern und Lösungen und damit die Mobilisierbarkeit der in den Abfällen vorhandenen Schadstoffe stehen dabei im Vordergrund dieser Untersuchungen.

Denkbare Reaktionsabläufe, die zur Gasfreisetzung führen, wurden bisher jedoch mit relativ geringem Tiefgang untersucht. Diese Lücke wurde nun mit dem Abschluss des BMBF-Forschungsvorhabens „Gasfreisetzung aus chemisch-toxischen Abfällen

in Untertagedeponien“ geschlossen, das von der GRS-Abteilung Geochemie von 2000 bis 2004 durchgeführt wurde. Ziel des Forschungsvorhaben war es, einfache, standardisierbare Versuchsmethoden zur Bestimmung der Gasfreisetzung zu

entwickeln und auf dieser Basis einen systematischen Vergleich für die UTD-relevanten und UTV-zugelassenen Abfallarten vorzulegen. Hiermit sollten gesicherte Aussagen zum Gasbildungspotenzial unter bestimmungsgemäßen wie auch unter nicht bestimmungsgemäßen Bedingungen ermöglicht werden.

Messmethodik zur Bestimmung der Gasfreisetzung unter UTD/UTV-Bedingungen

Die Technischen Regelwerke sehen vor, dass die Gasbildung in Untertagedeponien für die Betriebs- und Arbeitssicherheit (Ausschluss der Freisetzung toxischer, übel riechender und explosiver Gase oder Gasgemische unter Einlagerungsbedingungen) und für das langfristige Verhalten der Abfälle überprüft werden muss. Gemäß TA Abfall sind Abfälle von der Einlagerung ausgeschlossen, die unter den spezifischen Ablä-



◀ Thermoschränke zur Temperierung der Gasmessflaschen auf 25 bzw. 35 ± 1 °C
Heat-insulated cupboards for keeping the gas-measuring bottles at 25 and 35 ± 1 °C, respectively



▲ Versuchsflaschen mit Druckmessköpfen zur Bestimmung der Gasfreisetzung aus Abfällen sowie mobiler Controller zum Auslesen der Messdaten über Infrarot-Schnittstelle (li.)

Experimental bottles with pressure-measuring devices for the determination of gas liberation from waste and mobile controller for reading the data via an infrared interface (front left)

gerungsbedingungen oder durch Reaktion miteinander oder mit dem Wirtsgestein zur Bildung selbstentzündlicher, toxischer oder explosibler Stoffe oder Gase führen.

Kommt es in der Nachbetriebsphase zur Gasbildung, kann sich diese ungünstig auf das Barriersystem der untertägigen Entsorgungseinrichtung auswirken:

- In abgeschlossenen Grubenteilen können sich Drücke größer als der „Fracdruck“ des Gebirges aufbauen, wodurch neue Wegsamkeiten durch die Barrieren geöffnet und Transportpfade sowohl für toxische Gase als auch für kontaminierte Lösungen geschaffen werden. Der von der TA Abfall geforderte vollständige Abschluss der Schadstoffe von der Biosphäre ist dann unter Umständen nicht mehr gewährleistet.
- Sind natürliche oder systemimmanente Ausbreitungs- und Zutrittswege vorhanden, so kann der sich aufbauende Gasdruck zum Auspressen kontaminierter Flüssigkeiten führen.
- Es kann zur Entwicklung zündfähiger Gemische kommen, wenn sich brennbare Gase schneller bilden, als der Restsauerstoff in den Ablagerungsbecken verbraucht wird.

Bisher gibt es kein allgemein anerkanntes Standardverfahren, um die Gasentwicklung aus Abfällen zu untersuchen. In der Literatur beschriebene Methoden weisen wesentliche Nachteile, wie z. B. fehlende Temperaturkontrolle, großen Messaufwand, unrealistische Versuchsbedingungen auf und sind insbesondere für große Probenzahlen nicht geeignet. Die GRS entwickelte für Reihenuntersuchungen deshalb drei neue Laborverfahren, mit denen die Gasbildung unter verschiedenen Bedingungen untersucht werden kann:

- GasMax: Ein Schnellverfahren, um die maximale Gasfreisetzung bei Lösungszutritt zu ermitteln,
- UTDnah: Ein Verfahren, um die Gasfreisetzungsraten unter realitätsnahen Bedingungen (mit oder ohne Lösungszutritt) zu bestimmen und

- INDirekt: Ein Verfahren, um die Gasfreisetzungsraten bei Kontakt des Abfalls mit feuchter Luft definierter Wasserkonzentration festzustellen.

Die apparative Basis dieser Verfahren ist ein Labormesssystem, das ursprünglich für die Bestimmung des biologischen Sauerstoffbedarfes entwickelt wurde. Die GRS-Abteilung Geochemie passte dieses System zur Bestimmung eines Druckaufbaus an. Das Reaktionsgefäß ist eine gasdichte 1-Liter-Gasflasche mit aufschraubbarem elektronischem Druckmesskopf, der die Entwicklung des Flascheninnendruckes relativ zum Startwert kontinuierlich aufzeichnet. Der Messbereich umfasst -500 bis +350 hPa bei einer Messunsicherheit von 1 hPa. Die Flasche verfügt über zwei angesetzte Seitenhälse mit Septum, über die eine Gasprobenahme möglich ist. Zur isothermen Versuchsführung werden die Flaschen in Thermoschränken aufbewahrt, die sich im Temperaturbereich von 5 bis 40 °C auf ± 1 °C einstellen lassen.

Neben Laborversuchen mit dem oben beschriebenen Messsystem wurden auch Technikumsversuche in größerem Maßstab mit mehr Probenmaterial durchgeführt. In 50-Liter-Weithalsfässern wurden 5 bis 15 kg Abfall mit 25 bis 30 l Lösung zur Reaktion gebracht. Damit sollten die Übertragbarkeit der Laborversuche auf einen größeren Maßstab demonstriert und gleichzeitig thermische Effekte bei den Gasbildenden Prozessen untersucht werden.

Eingesetzte Abfälle und Lösungen

Nach Informationen des Statistischen Bundesamtes beträgt das jährliche Aufkommen an besonders überwachungsbedürftigen Abfällen etwa 14 Mio. t. 2002 wurden hiervon 567.100 t in Untertagedeponien entsorgt und etwa 1,26 Mio. t untertägig verwertet. Zu diesen Mengen kommen noch importierte Abfälle. Aus der Statistik über die „Grenzüberschreitende Verbringung von genehmigungspflichtigen Abfällen 2002“ des Umweltbundesamtes geht hervor, dass es sich bei den meisten importierten Abfällen mit der Entsorgungsart „Dauerlagerung“ um Verbrennungsrückstände handelt:

Rost- und Kesselaschen, Filterstäube, Filterkuchen, Schlacken, Schlämme, sonstige Abgasreinigungsrückstände. Weitere wichtige Abfallgruppen sind Transformatoren, arsen- und quecksilberhaltige Abfälle sowie sonstige Produktionsschlämme. Die GRS hat Abfälle, die besonders überwachungsbedürftig sind, in Mengen von mehr als 100 Tonnen jährlich anfallen und in großen Mengen in UTD und UTV eingelagert werden, untersucht. Insgesamt wurden in diesem Vorhaben 78 Abfallproben aus 19 Abfallgruppen auf ihre Gasfreisetzung bei Wechselwirkungen mit wässrigen Lösungen analysiert.

Für die Untersuchung der Gasfreisetzung aus den Abfällen wurden Lösungen verwendet, die als typische Tiefenwässer von Kalisalz-, Steinsalz- oder Steinkohleformationen anzusehen sind. Im Einzelnen handelt es sich um:

- Synthetisches Steinkohlen-Grubenwasser
- Synthetische Gipshuttlösung (eine für Steinsalzlagerstätten typische Gleichgewichtslösung, an Halit und Gips gesättigt)
- Synthetische IP21-Lösung (eine für Kalisalzlagerstätten typische Gleichgewichtslösung, reich an Magnesiumchlorid)

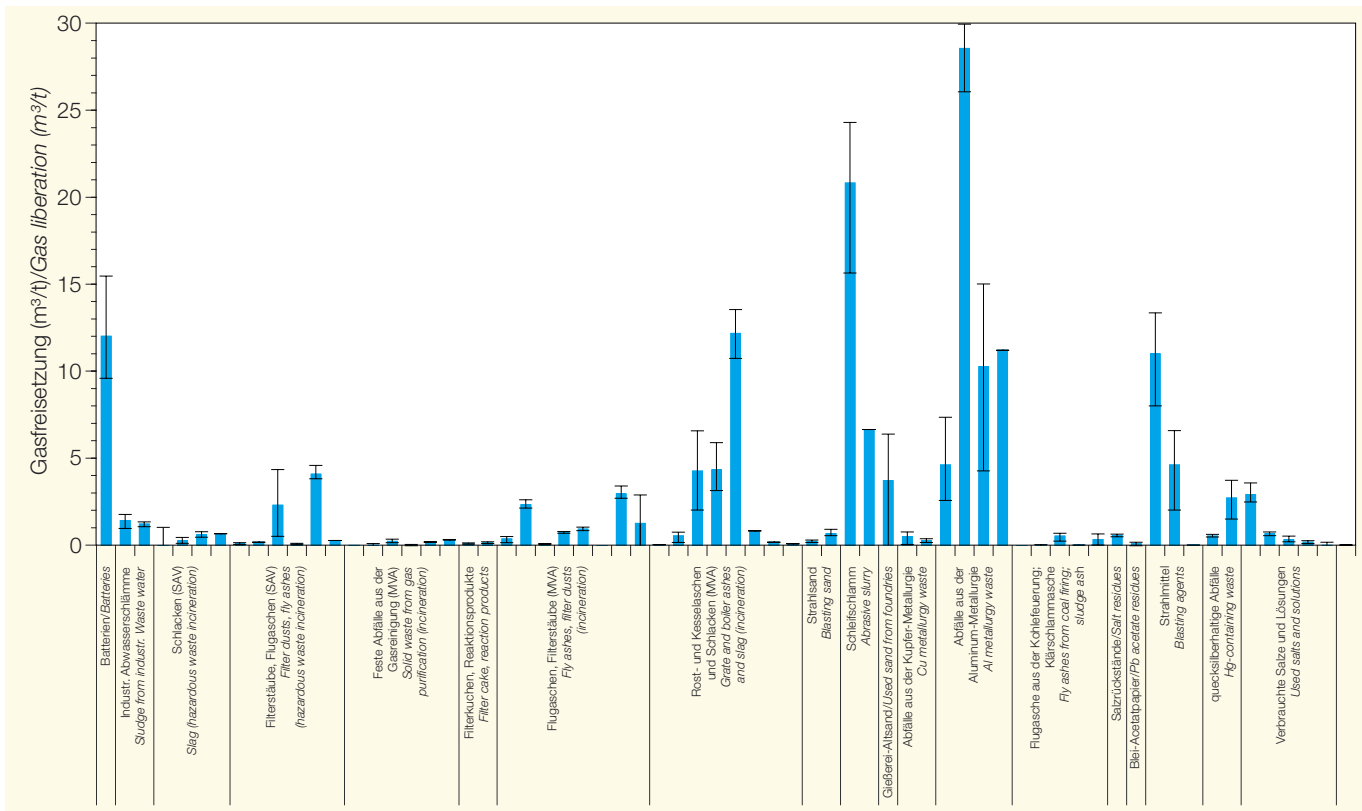
Messergebnisse

Die Arbeitsergebnisse zeigen, dass eine Vielzahl chemisch-toxischer Abfälle beim Kontakt mit wässrigen Lösungen große Mengen Gase freisetzen, die aufgrund ihrer Toxizität und Menge für die Betriebssicherheit und die Langzeitsicherheit zu berücksichtigen sind.

Die beobachteten und quantifizierten Reaktionsgase sind vor allem Wasserstoff, Methan, Kohlendioxid und untergeordnet Schwefelwasserstoff. Wasserstoff wird mit den weitaus höchsten Mengen gebildet.

Falls die Anfangsatmosphäre Luftsauerstoff enthält, wird dieser meist zügig verbraucht.

Eine besonders hohe Gasfreisetzung weisen Abfälle aus der Metallurgie und der Metallverarbeitung sowie Müllverbren-



▲ Nach Abfallarten gruppierte Übersicht der beobachteten Gasfreisetzung bei Anwendung der Methode „GasMax“. Die Fehlerbalken zeigen die experimentellen Spannweiten bei Parallelversuchen an.

Survey according to waste types of the observed gas liberation, applying the „GasMax“ method. The fault columns show the experimental bandwidths of parallel experiments.

nungsrückstände und Batterien auf. Sie können Werte über zehn Kubikmeter pro Tonne Abfall mit einem Maximalwert von 42 m³ pro Tonne erreichen. Eine vorherige Konditionierung z. B. von Flugaschen mit wässrigen Lösungen senkt die Gasfreisetzung deutlich, jedoch niemals vollständig. Stark gasbildende Abfälle enthalten meist hohe Anteile von metallischem Aluminium oder Eisen. Aluminiumhaltige Abfälle setzen neben Wasserstoff häufig auch Methan oder Ammoniak frei. Die Untersuchungen zeigen, dass Wasserstoff und Methan bildende Prozesse regelmäßig auch ohne direkten Wasserkontakt ablaufen, wenn auch meist erheblich langsamer als bei direktem Lösungskontakt. Im Falle eines eisenhaltigen Schleifschlammes wurde gegenüber den Versuchen mit direktem Lösungskontakt keine Verminderung der hohen Gasbildungsgeschwindigkeit festgestellt. Es bedarf also nicht erst eines hydrologischen Störfalls, um gasbildende Reaktionen in Einlagerungskammern in

Gang zu setzen, die Luftfeuchte und der Wassergehalt der Abfälle kann bereits ausreichen.

In einer Anzahl von Technikumsversuchen wurden die thermischen Effekte von Abfall-Lösungsreaktionen überprüft. Es ließ sich zeigen, dass es bei stark gasentwickelnden Abfällen zu signifikanten Temperaturerhöhungen des Reaktionssystems kommt. Der höchste gemessene Temperatursprung betrug bei einem Filterstaub aus der Müllverbrennung 20 °C innerhalb einer Minute beim Eindringen der Lösungsfront in den Abfall. Länger andauernde Temperaturerhöhungen überschritten in keinem Fall 10 °C, in den meisten Fällen variierten sie um 2 bis 4 °C.

Die entstandene Wärme wird im gut wärmeleitenden System Abfall/Lösungsgemisch/freie Lösung zügig an die Laborumgebung abgeführt, sodass ein

bis zwei Tage zur Wiederherstellung des thermischen Ausgleichs Abfall/Labor ausreichen. Es ist davon auszugehen, dass in größeren Systemen mit wesentlich niedrigerem Oberflächen/Feststoffverhältnis, z. B. in einer gefluteten Abfallkammer höhere Temperaturen zu erwarten sind, da die für die Wärmeableitung notwendigen Wegstrecken beträchtlich wachsen. Solche Systeme lassen sich im Technikumsmaßstab nicht wiedergeben. Aufgrund einfacher thermodynamischer Rechnung ließ sich zeigen, dass in ausgedehnten Abfallkörpern selbst bei moderaten Metallgehalten um 1 Gewichtsprozent mit stark erhöhten Temperaturen zu rechnen ist. Werte über 100 °C sind nicht auszuschließen, zumal sie in Schlacken-Monodeponien auch schon beobachtet wurden. Zur Klärung der unter UTD-Bedingungen maximal zu erwartenden Temperaturen wären Wärmeausbreitungsrechnungen unter Anwendung realer Kammergeometrien sehr hilfreich.

Einfluss der Gasbildung auf die Langzeitsicherheit von Untertagedeponien

Modellierungen mit dem Programm TOUGH2 haben gezeigt, dass sich die Bildung von Gasen aus Abfällen unter ungünstigen Umständen negativ auf die Integrität von untertägigen Entsorgungseinrichtungen, besonders in dichten Wirtsgesteinen wie Salz, auswirken kann. Insbesondere bei Annahme eines Deponieverschlusses mit geringer Permeabilität oder einer hohen Flüssigkeitssättigung können Drücke über dem petrostatischen Druck entstehen. Aufgrund der komplexen nichtlinearen Wechselwirkungen zwischen Druckaufbau und Gebirgskonvergenz sind verlässliche Aussagen zum Schadstoffaustrag nur über detaillierte Standortdaten und Analysen möglich.

Fazit

Die Brände in den Entsorgungsbergwerken Stocamine (Elsass, Frankreich) und Teutschenthal (Sachsen-Anhalt) haben gezeigt, dass das Gasbildungspotential und Brandvermögen von Abfällen ein Problem darstellen können, das es zu lösen gilt. Im Rahmen des FuE-Vorhabens wurde mit Mitteln des BMBF erstmalig ein Verfahren entwickelt, das es erlaubt schnelle und realitätsnahe Gasbildungsmessungen an Abfällen durchzuführen. Die Versuchsergebnisse haben Relevanz sowohl für die Betriebssicherheit als auch die Langzeitsicherheit von untertägigen Entsorgungseinrichtungen.

Die Gasbildung aus Abfällen sollte in Zukunft verstärkt berücksichtigt werden. Insbesondere ist zu überlegen, ob Abfälle mit hohem Anteil an fein verteilten Metallpartikeln weiterhin ohne spezifische Konditionierung zur Entsorgung/Verwertung zugelassen werden sollten.

Experimental Methods for the Prediction of Gas Liberation in Underground Waste Disposal Sites

Underground cavities play an important role in German waste management when it comes to the disposal of waste. Waste that can neither be recycled nor deposited in subsurface landfills due to its hazard potential has to be disposed of in underground waste disposal sites (UDS) in accordance with the Technical Instructions on Waste (TA Abfall, 1991). Under certain conditions defined in the Underground Waste Stowage Ordinance (VersatzV, 2002), it is also possible to emplace waste in underground backfilled disposal sites (UBS).

Site-specific safety assessments form the basis for the construction and operation of underground waste disposal facilities. Their aim is to analyse the potential hazards during construction and operation and in the post-closure phase and to predict the long-term behaviour of chemically toxic waste under normal as well as under accident conditions. The analyses focus on possible interactions with waters and solutions of certain kinds and thus on the mobilisation of the contaminants contained in the waste.

However, conceivable reaction processes leading to the liberation of gases were until recently not considered very profoundly. This gap has now been closed with the conclusion of the BMBF-sponsored research project on "Gas Liberation from Chemically Toxic Wastes in Underground Waste Disposal Sites" that was carried out by the GRS Geochemistry Department from 2000 to 2004. The aim of this research project was to develop simple, standardisable experimental methods for the determination of gas liberation and to perform on this basis a systematic comparison of UDS-relevant and UBS-certified waste types. This was to allow reliable statements on the gas formation potential under normal specified as well as disturbed conditions.

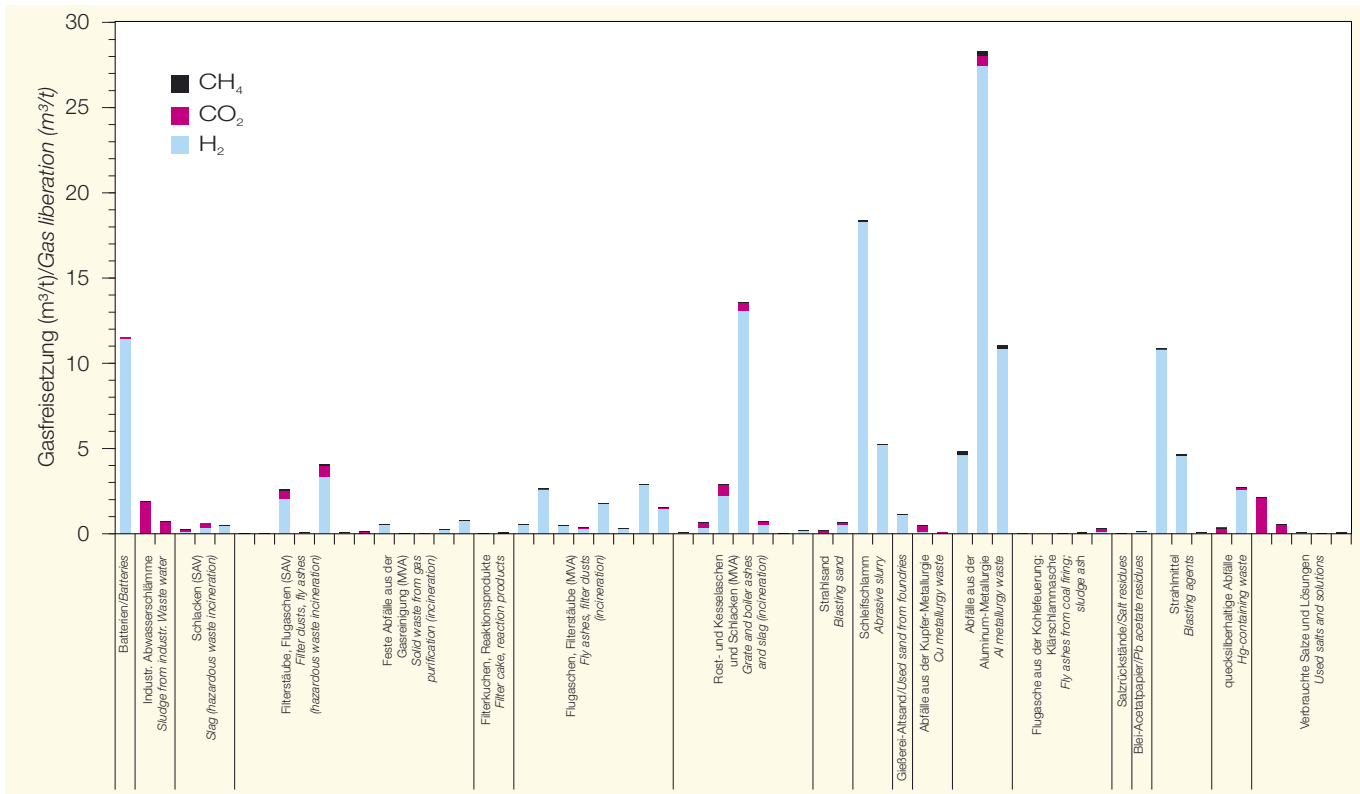
Measuring method for determining gas liberation under UDS/UBS conditions

The technical regulations provide for an examination of gas generation in underground disposal sites, both with regard to industrial and work safety (no liberation of toxic, evil-smelling, and explosive gases or gas mixtures under disposal conditions), and also of the long-lasting behaviour of the waste.

Thus, in accordance with the TA-Abfall, any waste which under the specific repository conditions or through mutual reaction or reaction with the host rock leads to the formation of spontaneously combustible, toxic, or explosive materials or gases is barred from the repository.

If gas formation occurs in the post-closure phase, this can have negative effects on the barrier system of the underground disposal facility:

- In closed parts of the mine, pressures may build up that may exceed the fracturing pressure of the rock, opening up new paths through the barriers and creating new transport channels both for toxic gases and for contaminated solutions. In this case, the full isolation of the contaminants from the biosphere stipulated in the TA Abfall may no longer be guaranteed.
- If any natural or other dispersion or access paths that are inherent to the system exist, the gas pressure that builds up may lead to contaminated liquids being pressed out.
- Explosive gases may form if flammable gases are generated faster than the residual oxygen in the emplacement areas is consumed.



▲ Vergleich der freigesetzten Mengen an Methan, Kohlendioxid und Wasserstoff beim Versuch GasMax

Comparison of the liberated amounts of methane, carbon dioxide and hydrogen in the "GasMax" experiment

So far, there is no generally accepted standard procedure to analyse gas liberation from waste. The methods described in the literature show considerable drawbacks, such as lack of temperature control, complex measurements, and unrealistic experimental conditions. They are especially unsuited for large numbers of samples. GRS therefore developed three new laboratory methods for serial studies that can be used for studying gas formation under different conditions:

- GasMax: a quick method to determine maximum gas liberation upon the entry of solutions,
- UTDnah: a method to determine the gas liberation rate under realistic conditions (with or without an entry of solutions), and
- INDirekt: a method to determine the gas liberation rate upon contact of the waste with humid air of a defined water activity.

Equipment-wise, these methods are based on a laboratory measuring system that was

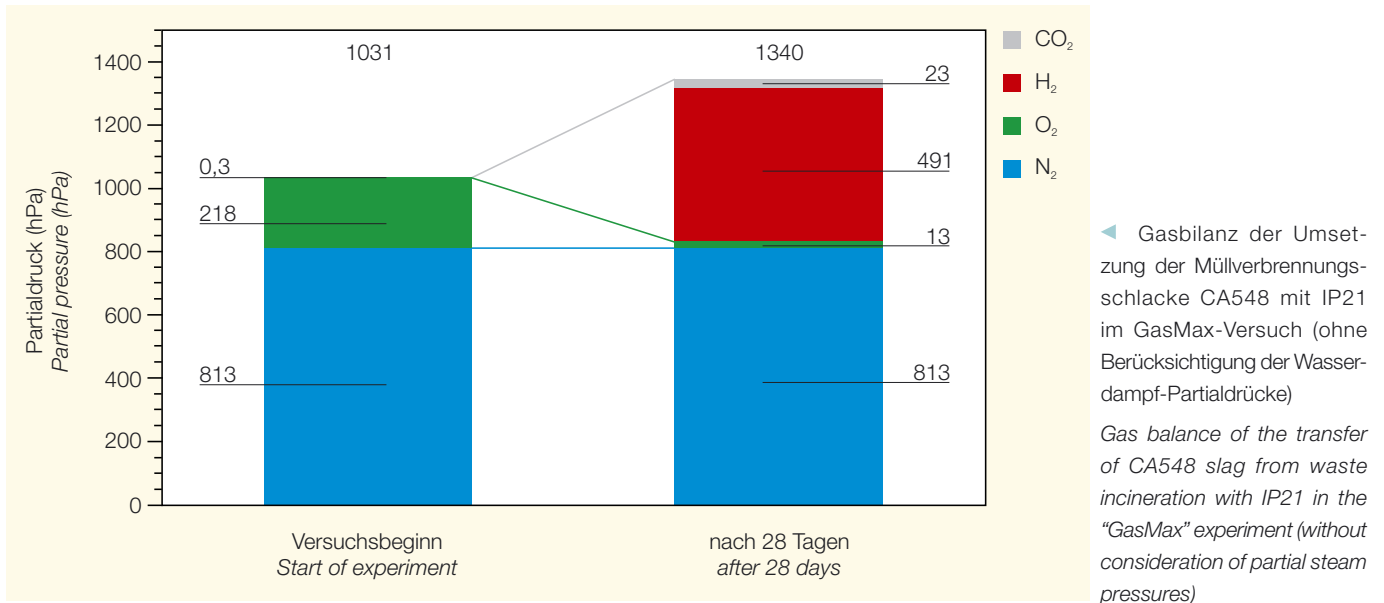
originally developed for determining the biological oxygen need. The Geochemistry Department of GRS adapted this system to its use for determining a pressure build-up. The reaction tank is a gas-tight 1-litre gas bottle with screwable electronic gas measuring-device which continuously records the development of the inner bottle pressure relative to the initial value. The measuring range is -500 to +350 hPa with a measuring uncertainty of 1 hPa. The bottle has two lateral necks with septum via which gas sampling is possible. For isothermal performance of the experiment, the bottles are kept in heat-insulated cupboards which in a temperature range of 5 to 40 °C can be set at ± 1 °C.

Apart from laboratory experiments with the measuring system described above, pilot-plant-scale tests using more sample material were also carried out. Up to 15 kg of waste were brought to react with 25 to 30 litres of solution in 50-litre wide-mouth drums. This was to show the applicability of the laboratory experiments to a larger scale and study at the same

time the thermal effects of the gas-forming processes.

Waste and solutions used

According to the Federal Statistics Office, the annually arising amount of waste requiring special monitoring is about 14 million tons. In 2002, 567,100 tons of this total were disposed of in underground repositories, and about 1.26 million tons were emplaced in underground backfilled disposal sites. Additional to these amounts there are also certain volumes of imported waste. The statistics on "Transborder shipments of waste requiring special monitoring in 2002" of the Federal Environment Agency show that most of the waste of the disposal type "permanent storage" is composed of residues from incineration: grate and boiler ashes, filter dusts, filter cake, slag, sludge, and other residues from flue gas scrubbing. Further important waste groups are transformers, waste containing



arsenic and mercury, and sludge from other production processes. GRS has analysed waste that requires special monitoring, arises annually to an amount of more than 100 tons and is stored in large amounts in UDS and UBS. In all, 78 waste samples from 19 waste groups were analysed in this project with regard to their gas liberation upon interaction with aqueous solutions.

For the analysis of gas liberation from the waste, solutions were used which can be regarded as typical subsurface waters in potassium salt, rock salt or hard-coal formations. Individually, these are:

- synthetic hard-coal mine water
- synthetic cap rock solution (equilibrium solution typical of a rock salt deposit, saturated with halite and gypsum)
- synthetic IP21 solution (equilibrium solution typical of potassium salt deposits, rich in magnesium chloride)

Measuring results

The results of the analyses show that a large number of chemically toxic waste types liberate large amounts of gas upon contact with aqueous solutions. Owing to their toxicity and amount, this has to be taken into account in connection both with operational and long-term safety.

The observed and quantified reaction gases are mainly hydrogen, methane, carbon dioxide, and to a minor extent hydrogen sulphide. By far the largest amounts liberated are hydrogen.

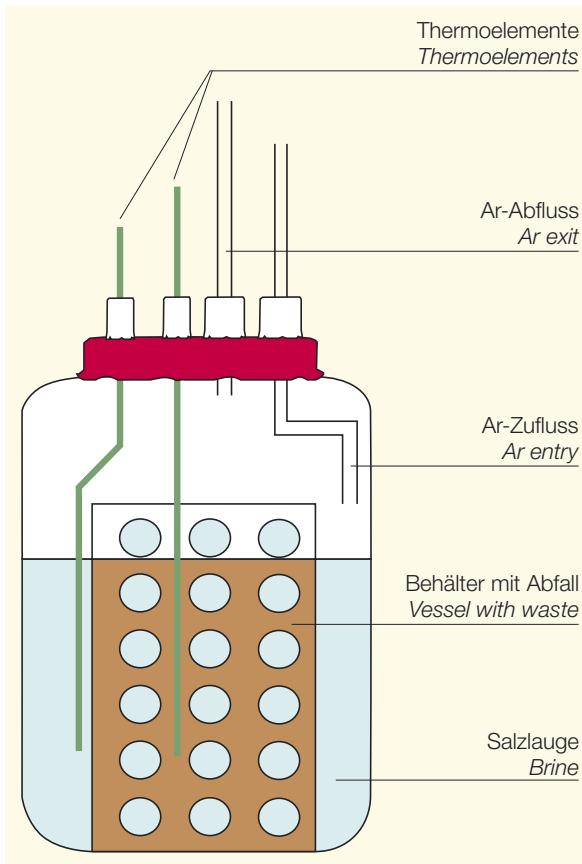
If the initial atmosphere contains any atmospheric oxygen, this will be quickly consumed in most cases.

Particularly strong gas liberation occurs in connection with waste originating from metallurgy and metal processing as well as in the case of residues from waste incineration and batteries. These can reach values of more than ten cubic metres per ton of waste, with a maximum value of 42 m³ per ton. Prior conditioning e. g. of fly ashes with aqueous solutions clearly lowers gas liberation levels, but never eliminates them completely. Strongly gas-forming waste often contains high levels of metallic aluminium or iron. Aluminium-containing waste often liberates not only hydrogen but also methane or ammonia. The studies show that hydrogen- and methane-forming processes occur regularly even without direct contact with water, albeit in most cases considerably slower than upon direct contact with solution. In the case of the iron-containing abrasive slurry, no decrease of the high gas formation velocity was found compared with the experiments involving direct contact with solution. There thus need not be an hydrological incident to set

off gas-forming reactions in emplacement chambers – atmospheric humidity levels and the water content of the waste may already suffice to start such processes.

In a number of pilot-plant-scale experiments, the thermal effects of waste/solution reactions were analysed. It could be shown that in the case of strongly gas-forming waste, there were significant temperature increases in the reaction systems. The highest temperature jump was measured for filter dust from incineration, which was 20 °C within one minute upon the intrusion of the solution front into the waste. Longer-lasting temperature increases did not exceed 10 °C in any case; in most cases, they varied between 2 and 4 °C.

In the heat-conducting waste/solution-mixture/free-solution system, the heat generated is quickly removed to the laboratory environment, so that one or two days are enough to re-establish the waste/laboratory thermal equilibrium. It can be assumed that in larger system with a considerably smaller surface/solid-matter ratio, e. g. in a flooded waste emplacement chamber, temperatures will be higher as the distances needed for heat transfer will be much longer. Such systems cannot be reproduced at pilot plant scale. Simple thermodynamic calculations have shown that strongly increased temperatures can be expected in large waste bodies even at



▲ Messstand mit Technikumsversuchen zur Gasfreisetzung
Test set-up of pilot-plant-scale experiments on gas liberation

◀ Schematische Darstellung des Reaktionsgefäßes zur Messung der Gasfreisetzung im Technikumsmaßstab
Schematic diagram of the reaction vessel for measuring gas liberation at pilot plant scale

moderate metal contents of around 1 % by weight. Values above 100 °C cannot be excluded, especially as they have already been observed in slag mono-landfills. To clarify what maximum temperatures can be expected under UDS conditions, heat propagation calculations using real chamber geometries would be highly useful.

Influence of gas formation on UDS long-term safety

Model calculations with the TOUGH2 code have shown that under unfavourable conditions, the formation of gases from waste may have a negative impact on the integrity of underground waste disposal facilities, especially in dense host rock formations such as salt rock. Pressures

above petrostatic pressure may arise in particular under the assumption of a closed disposal site with little permeability or a high degree of liquid saturation. Owing to the complex non-linear interactions between pressure increase and rock convergence, reliable statements on the extrusion of contaminants can only be made on the basis of detailed site data and analyses.

Conclusion

The fires in the Stocamine (Alsace, France) and Teutschenthal (Saxony-Anhalt) disposal mines have shown that the gas-formation and flammability potential of waste pose a problem that needs to be solved. Within the framework of this R&D project, it was possible for the first time to develop with

funds provided by the BMBF a method allowing the fast and realistic measurement of gas formation in waste. The experiment results are relevant with regard to the operational as well as the long-term safety of underground waste disposal facilities.

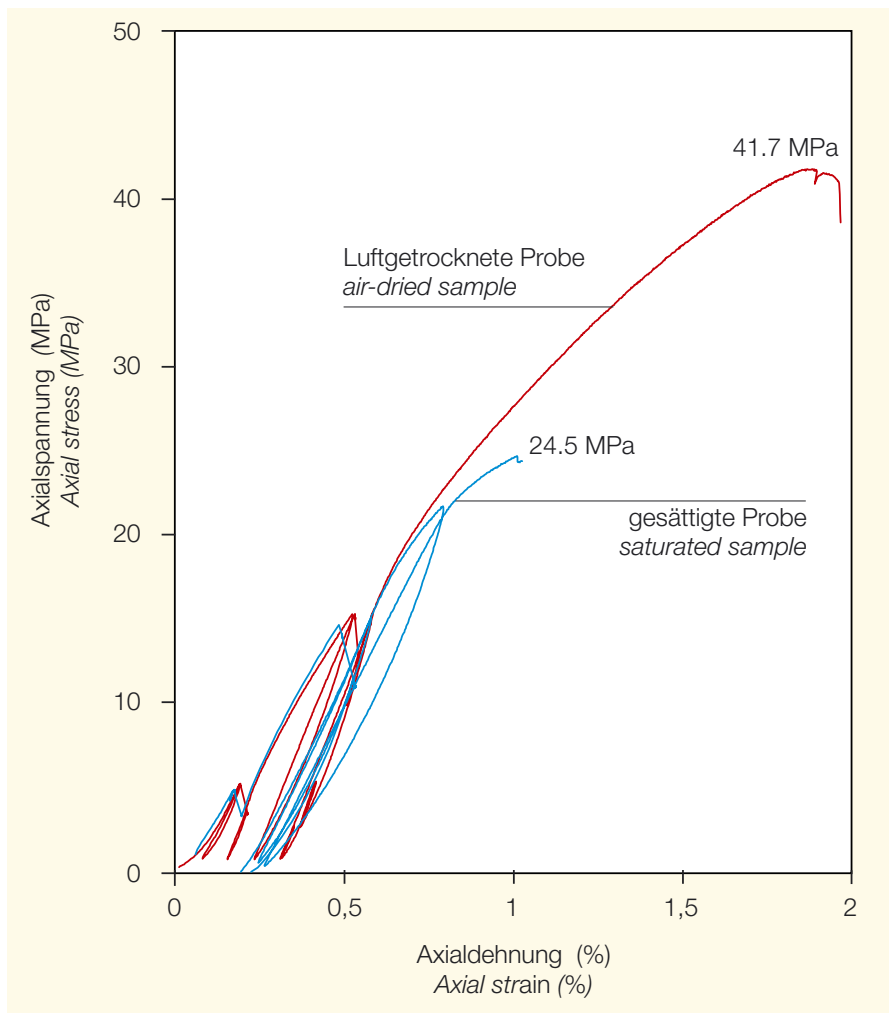
Gas liberation from waste should be given more consideration in future. It will have to be deliberated in particular whether waste with a high content of fine-distributed metal particles should continue to be cleared for disposal/utilisation without special conditioning.

H.-J. Herbert, S. Hagemann

Laborexperimente zur Entwicklung geotechnischer Modelle für Endlagerformationen

Zur Beurteilung der Langzeitsicherheit eines Endlagers für langlebige (hoch)radioaktive Abfälle müssen belastbare geotechnische Modelle entwickelt werden, mit deren Hilfe die Abläufe im Endlager und in den darüber liegenden geologischen Formationen für große Zeiträume hinreichend prognostiziert werden können.

Gewöhnlich werden diese Modelle aus Laboruntersuchungen abgeleitet, in denen Einzeleffekte unter gut kontrollierbaren Bedingungen an vergleichsweise kleinen Proben untersucht werden. Anschließend müssen die Modelle unter den weit komplexeren aber realen Bedingungen der Untertagelabors validiert werden. Bei der Entwicklung der geotechnischen Modelle zur Bewertung der Langzeit-Barrierewirkung von Wirtsgesteinen und (geo)technischen Barrieren stehen deren gekoppelten thermo-hydro-mechanischen Eigenschaften im Vordergrund.



▲ Der Vergleich des Spannungs-Dehnungs-Verhaltens zwischen einer luftgetrockneten und einer wassergesättigten Callovo-Oxfordian-Tonprobe ergab, dass die luftgetrocknete Probe eine doppelt so hohe maximale Festigkeit und Bruchdehnung hat wie die gesättigte Probe.

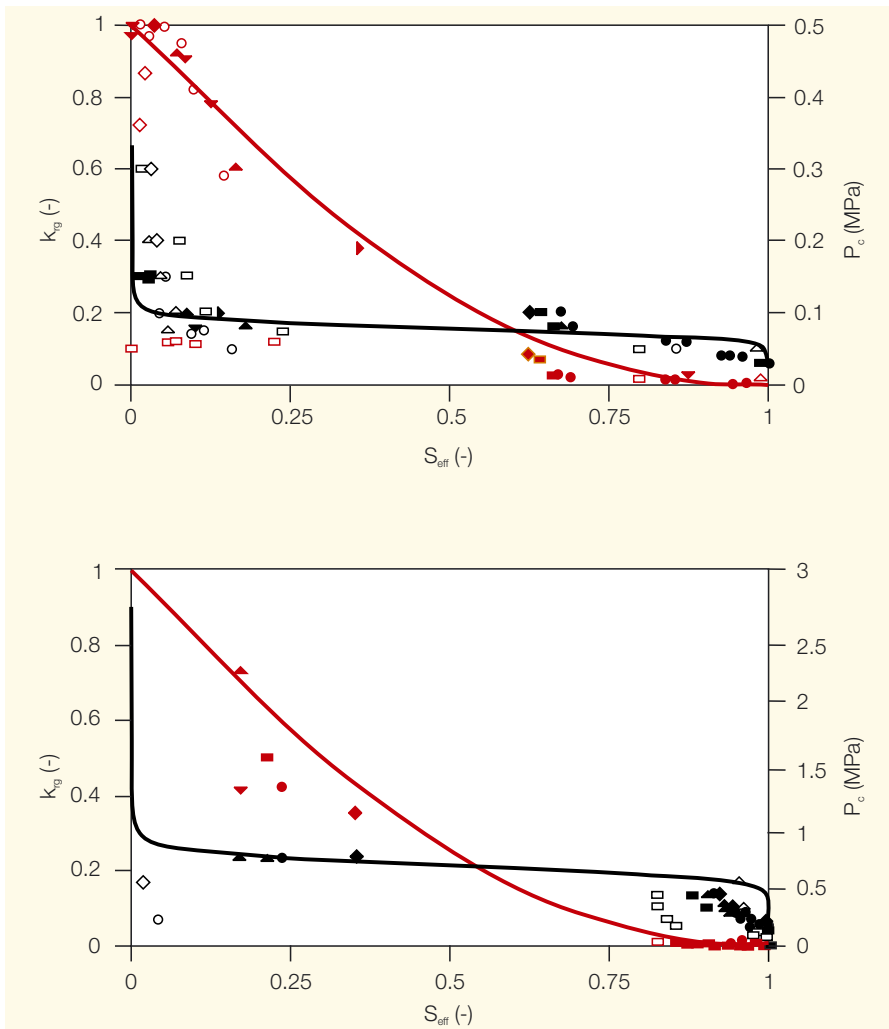
The comparison of the stress-strain behaviour between an air-dried and a water-saturated Callovo-Oxfordian clay sample showed that the maximum strength and fracture strain of the air-dried sample is twice as high than that of the saturated sample.

Zu den **mechanischen Kenngrößen** gehören die statischen elastischen Parameter und die Bruchspannungen, die in Druckversuchen ermittelt werden. Bei Salzgesteinen und Tonen ist zudem das Langzeitverhalten – das Kriechen – eine wichtige Größe. Ebenfalls in Druckversuchen werden die Verformung und die Kompaktion von festem Gestein, insbesondere von Versatz- und Dichtmaterialien, bestimmt. Untersuchungen zum Festigkeitsverhalten an Tonproben haben gezeigt, dass Tone, ähnlich wie Steinsalz, elasto-plastische Eigenschaften aufweisen. Ein Vergleich des Spannungs-Dehnungs-Verhaltens zwischen einer luftgetrockneten und einer wassergesättigten Callovo-Oxfordian-Tonprobe ergab, dass sowohl die maximale Festigkeit als auch die Bruchdehnung der trockenen Probe etwa doppelt so hoch ausfielen, wie die der nassen Probe.

Die wesentlichen **petrophysikalischen und hydraulischen Eigenschaften** wie z. B. die Dichte, die Porosität, die einphasigen Permeabilitäten für Gas und Wasser sowie die Zweiphasenfluss-Kennwerte, wie relative Permeabilität und Kapillardruckverlauf, werden für die Ableitung von Parameterfunktionen benötigt. Mit Hilfe dieser Funktionen können die gleichzeitige Ausbreitung schadstoffhaltiger Wässer und Gase modellhaft berechnet werden.

Untersuchungen zur Bestimmung des hydraulischen Verhaltens von Dichtmaterialien

Dichtungen und Verschlüsse müssen zum einen die Eigenschaft besitzen, die Gase, die sich in den durch Kontakt mit Wasser oder Lösungen korrodierten Einlagerungsbehälter bilden, abzuführen. Ziel ist es, unzulässig hohe Gasdrücke, die zu einer Beeinträchtigung der mechanischen Integrität des umgebenden Gebirges führen könnten, in den Ablagerungsbereichen zu vermeiden. Zum anderen muss die Durchlässigkeit von Dichtungen und Verschlüssen aber gegenüber Wässern oder Lösungen gering sein, um sowohl deren Zutritt zu den Einlagerungshohlräumen als auch den Austritt radionuklidkontaminierter Lösungen aus diesen Räumen zu verhindern oder zumindest zu verzögern.



▲ Zweiphasenflussuntersuchungen an vorkompaktierten Ton-Sand-Proben ausgewertet nach van Genuchten. (Relative Permeabilität: rote Symbole; Kapillardruck: schwarze Symbole). Oben: Ton-Sand-Mischung 10/90. Unten: Ton-Sand-Mischung 25/75.

Two-phase-flow investigations on precompacted clay-sand samples evaluated according to van Genuchten. (Relative permeability: red symbols; capillary pressure: black symbols). Top: clay-sand mixture 10/90. Bottom: clay-sand mixture 25/75.

Hierzu können unterschiedliche Materialien oder Materialmischungen eingesetzt werden. Tone eignen sich besonders als Dichtmaterialien, da sie die Eigenschaft haben, bei Wasserkontakt zu quellen. Durch die Zugabe von Sand kann ihr hydraulisches Verhalten gezielt eingestellt werden. Im Geotechniklabor der GRS in Braunschweig werden zurzeit insbesondere Ton-Sand-Gemische mit unterschiedlichen Mischungsverhältnissen bezüglich ihrer hydraulischen Eigenschaften untersucht. Maschinell vorkompaktierte Probekörper und nur gering verfestigte Ton-Sand-Schüttungen sind hierbei Gegenstand der Untersuchungen.

Untersuchungen an kleineren Proben

Die bisherigen Untersuchungen an kleineren Proben haben gezeigt, dass die einphasigen Wasserpermeabilitäten im Gegensatz zu den einphasigen Gaspermeabilitäten deutlich vom Tongehalt abhängen, d. h. je höher der Tongehalt desto stärker ist der Fließwiderstand für das Wasser. Dies kann auf das Quellen der Tone in Verbindung mit dem Wasser zurückgeführt werden. Hiermit ist auch ein Ansteigen der Gasdurchbruchsdrücke bei höheren Tonanteilen bei der Injektion von Gas in die wassergesättigte

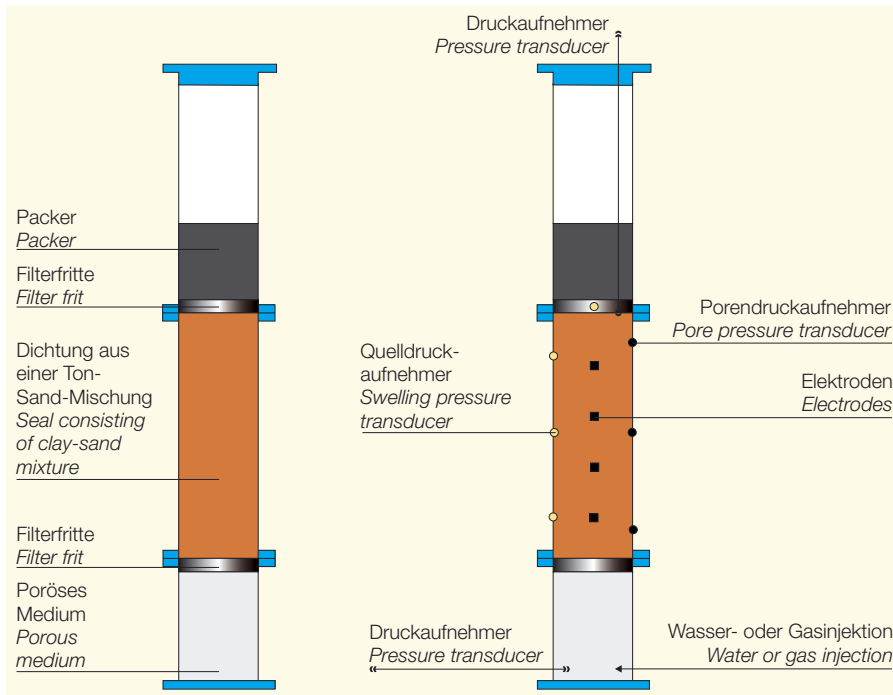
Proben verbunden. Die sich nach dem Gasdurchbruch einstellenden sättigungsabhängigen effektiven Gaspermeabilitäten fallen dann bei höheren Tongehalten niedriger aus als bei Proben mit geringeren Tonanteilen.

Messungen zum Zweiphasenflussverhalten wurden an Proben mit 10 % und 25 % Tonanteil vorgenommen. Die Auswertungen haben ergeben, dass die Messungen an diesen Ton-Sand-Gemischen am besten mit der Zustandsgleichung nach van Genuchten beschrieben werden konnten, was speziell für den Kapillardruckverlauf in hohen Sättigungsbereichen gilt. Wie die Untersuchungen zeigten, lassen sich durch eine gezielte Einstellung der Ton-Sand-Verhältnisse beide Anforderungen erfüllen: eine ausreichend hohe Gaspermeabilität im trockenen Zustand, um entstehende Gase durch die Dichtung abzuführen und eine geringe Wasserpermeabilität, um gelöste Radionuklide oder anderer Schadstoffe zurückzuhalten bzw. zu verzögern.

Aufbauend auf diesen Ergebnissen werden zurzeit im Geotechniklabor der GRS Ton-Sand-Mischungen mit Tongehalten von 35 %, 50 % und 70 % untersucht, ob sie als geschüttetes Dichtmaterial geeignet sind. Diese Mischungen werden lediglich von Hand durch Stampfen bzw. mittels eines Rüttlers verdichtet. Hierbei haben sich Mischungen mit 35 % und 50 % Tongehalt als am geeignetsten erwiesen. Da bei dem als Schüttung eingebrachten Dichtmaterial ein gegenüber vorkompaktiertem Material höhere Porenanteil durch Quellung ausgefüllt werden muss, ist bei dem Schüttmaterial zum Erreichen der Dichtwirkung ein höherer Tonanteil erforderlich.

Technikumsversuche unter Laborbedingungen im Maßstab 1:1

Technikumsversuche unter Laborbedingungen im Maßstab 1:1 dienen dazu, die Einbautechnik der Dichtmaterialien und der Instrumentierungen vor ihrem Einsatz in Untertagelabors zu erproben. Der Versuchsaufbau bei der Untersuchung der Ton-Sand-Mischungen besteht aus drei miteinander verschraubten Stahlrohren mit einem Durchmesser von 300 mm und einer Höhe von ca. 3 m. Das Dichtelement von



◀ Technikumsversuch im Maßstab 1:1 zur Untersuchung von Ton-Sand-Mischungen (oben: Schema des Versuchsaufbaus; unten: Einbau eines Packers in das Stahlrohr)

Large-scale laboratory test at a scale of 1:1 for the investigation of clay-sand mixtures (top: test setup; bottom: insertion of a packer into the steel tube)

ca. 1 m Länge ist in der Mitte des Aufbaus angeordnet. Zur Bestimmung der hydraulischen Eigenschaften werden über den unteren Teil, der zur Volumenminderung mit einem porösen Medium (Sand oder Splitt) gefüllt ist, die Messfluide injiziert. Im oberen Rohrabchnitt ist ein Packer installiert, um zu verhindern, dass das Dichtelement durch den Druck nach oben herausgedrückt wird. Die Technikumsversuche werden auf der Basis von Auslegungsrechnungen, denen die Laborergebnisse zugrunde liegen, geplant.



Feldmessungen zur Validierung der Schadstoffausbreitungsmodelle

Die im Labor entwickelten geotechnischen Modelle werden über den Vergleich von Rechen- und Messergebnissen validiert. Als Beispiel kann die Messung der Feuchteentwicklung im Gebirge und in geotechnischen Barrieren genannt werden, die von der GRS-Abteilung Geotechnik mit geoelektrischen Messungen in situ vorgenommen wird. Für die adäquate Interpretation dieser in situ-Ergebnisse sind Kalibrierungsmessungen im Labor für unterschiedliche Wassergehalte und Temperaturen notwendig. Entsprechend wurden die Endlagergesteine Ton, Granit und Salz sowie Versatz- und Dichtmaterialien unterschiedlicher Art und Zusammensetzung untersucht.

Im Rahmen eines Ventilationstests im Untertagelabor Mont Terri (URL Mt. Terri, Schweiz), bei dem die Entsättigung und Wiederaufsättigung des Gebirges analysiert wurden, dienten geoelektrische Messungen dazu, die Wassergehaltsänderungen zu ermitteln. In der Entsättigungsphase war ein ausgeprägter Anstieg der Resistivität zu verzeichnen, der, bezogen auf den Ausgangszustand, mit einer Entsättigung von bis zu 50 % korreliert.

Die zugehörigen Kalibriermessungen im Labor ergaben eine Abnahme der Resistivität mit steigendem Wassergehalt und steigender Temperatur, wobei die signifikantesten Änderungen erst bei verhältnismäßig niedrigen Wassergehalten zu verzeichnen waren.

Schlussfolgerungen und Aussichten

Zur Erstellung und Validierung von geotechnischen Modellen für Wirtsgesteinsformationen sowie für Dicht- und Versatzmaterialien sind Laboruntersuchungen zur Ermittlung mechanischer, hydraulischer

und thermischer Eigenschaften notwendig. Nur im Labor ist es möglich, abgesicherte Ergebnisse unter kontrollierten und/oder vorgegebenen Randbedingungen, die den in situ-Verhältnissen angepasst werden können, sicherzustellen. Insbesondere angesichts der Einbeziehung von Tonformationen als potenzielle Wirtsgesteine für Endlager sind weiterführende Laboruntersuchungen zum besseren Verständnis des Verhaltens von Tonen unter Einwirkung unterschiedlicher Umgebungsbedingungen, die sich aus der Erstellung eines Endlagers und der späteren Einlagerung radioaktiver Abfälle ergeben, unbedingt erforderlich.

the mechanical integrity of the surrounding rock. On the other hand, the permeability of seals and plugs to waters or solutions must be low in order to prevent, or at least delay, their entry into the disposal cavities and the release of solutions contaminated with radionuclides from these disposal rooms.

For this purpose, different materials or material mixtures can be used. Clays are particularly suitable as sealing material because they swell when getting in contact with water. By addition of sand, their hydraulic behaviour can be tailored. At the geotechnical laboratory of GRS Braunschweig, in particular clay-sand mixtures with different sand-clay ratios are currently analysed with regard to their hydraulic properties. In this respect, the investigations focus on mechanically precompacted samples and clay-sand bulk material of only low compaction.

Laboratory Experiments on the Development of Geotechnical Models for Repository Host Formations

For the assessment of the long-term safety of a repository for long-lived (highly-) radioactive waste, reliable geotechnical models have to be developed for adequate predictions of safety-relevant processes in a repository and the overlying geological formations for large periods of time.

In general, these models are derived from laboratory investigations in which single effects can be analysed with relatively small samples under well-controlled conditions. After that, the models have to be validated under the far more complex but real conditions of underground laboratories. The development of geotechnical models for the assessment of the long-term barrier function of host rocks and (geo)technical barriers concentrates on their coupled thermo-hydro-mechanical properties.

The **mechanical parameters** comprise the static elastic parameters and the fracture stresses determined in pressure tests. For salt rock and clay, the long-term behaviour – creeping – is also an important parameter. Deformation and compaction of solid rocks, in particular backfill and sealing materials, are also determined by pressure tests. Strength behaviour analyses on clay samples showed that clays, like salt rock, have elasto-plastic properties. A comparison of the stress-strain behaviour of an air-dried and a water-saturated Callovo-Oxfordian clay sample showed that both the maximum strength and the fracture strain of the dry sample were about twice as high than that of the wet sample.

The main **petrophysical and hydraulic properties**, as e. g. density, porosity, the

single-phase permeabilities for gas and water as well as two-phase-flow parameters, such as relative permeability and capillary pressure distribution, are required for the derivation of parameter functions. By means of these functions, the simultaneous dispersion of pollutant-containing waters and gases can be modelled.

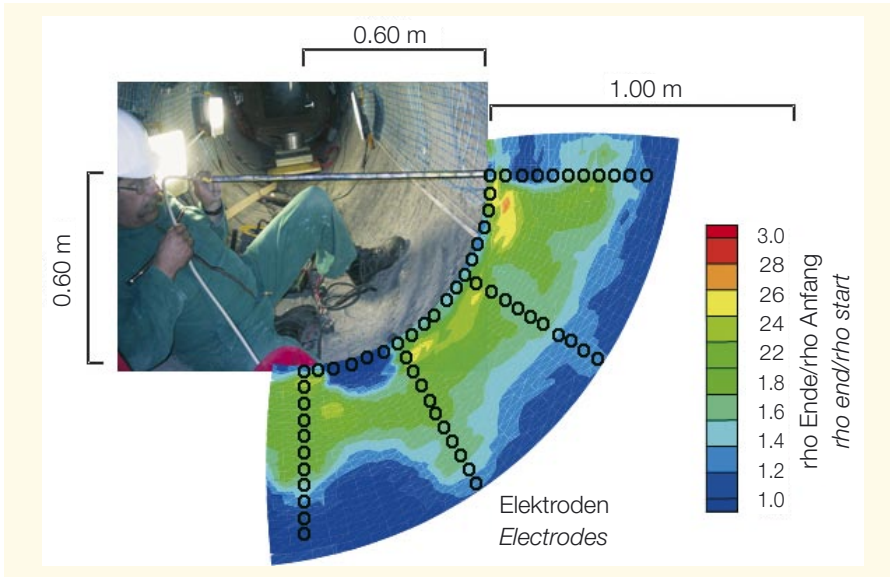
Analyses on the hydraulic behaviour of sealing material

On the one hand, seals and plugs must allow gases generated by corrosion of disposal casks to flow out of the disposal rooms. The aim is to prevent impermissibly high gas pressures in the emplacement areas which might lead to an impairment of

Analyses on smaller samples

The analyses on smaller samples performed so far show that the single-phase water permeabilities, in contrast to the single-phase gas permeabilities, clearly depend on the clay content, i. e. the larger the clay content the higher the water flow resistance. This may be attributed to the swelling of clay in connection with water. This also involves an increase of the gas breakthrough pressures in case of higher clay contents during injection of gas into the water-saturated sample. The saturation-dependent effective gas permeabilities reached after gas breakthrough are lower in case of larger clay contents compared to samples with lower clay contents.

Measurements on the two-phase-flow behaviour were performed with samples containing 10 % and 25 % clay. The evaluations showed that the measurements on these clay-sand mixtures can best be described with the van Genuchten equation, which particularly applies to the capillary pressure distribution at high saturation levels. As the investigations showed, both requirements can be fulfilled by specific clay/sand ratios: a sufficiently high gas permeability in the dry state to discharge the generated gases through the



▲ Einbau der Elektroden und Anordnung von Elektrodenketten im Gebirge des URL Mt. Terri und Änderung der Resistivität (dimensionslos) hervorgerufen durch Trocknung bei einem Ventilationstest
Installation of the electrodes and electrode chain arrangement in the rock of the URL Mt. Terri and resistivity change (non-dimensional) caused by drying in a ventilation test

seal and a low water permeability to retain or delay dissolved radionuclides or other contaminants.

On the basis of these results, clay-sand mixtures with clay contents of 35 %, 50 % and 70 % are currently examined at the GRS geotechnical laboratory to find out whether they are suitable as bulk seal material. These mixtures are only compressed manually by stamping or by means of a vibrating unit. Here, mixtures with 35 % and 50 % clay content proved to be the most suitable. Since in case of bulk seal material a larger pore volume must be filled by swelling compared to precompacted material, a higher clay content is required for bulk material to achieve the required seal effect.

Large-scale laboratory tests at a scale of 1:1

Large-scale laboratory tests at a scale of 1:1 serve to test the emplacement method for the seal material and the instrumentation before use in underground laboratories. The test setup for the investigation of clay-sand mixtures consists of three steel tubes screwed together with a diameter of

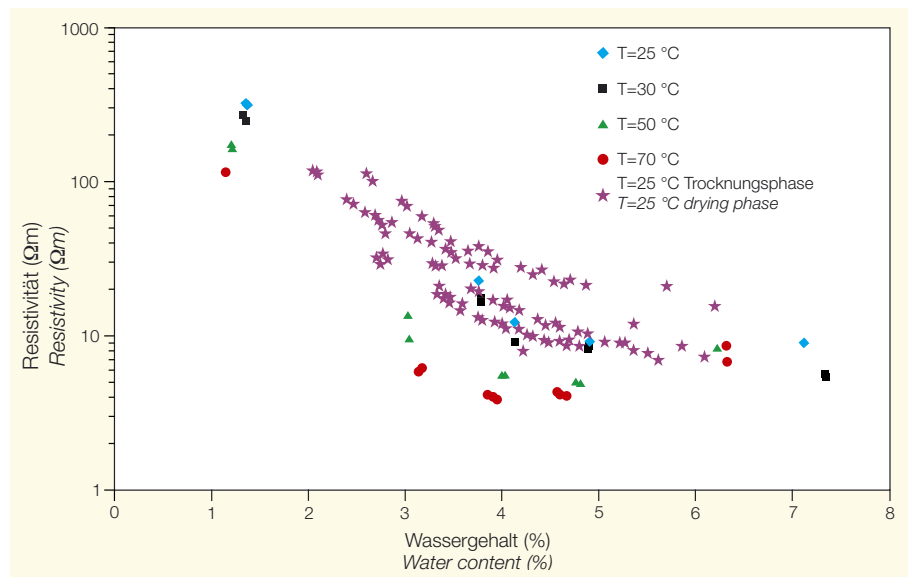
300 mm and a height of about 3 m. The seal element with a length of 1 m is located in the centre. For the determination of the hydraulic properties, the measurement fluids are injected via the lower part which is filled with a porous medium (sand or

crushed stone) for volume reduction. A packer is installed in the upper tube section to avoid that the seal element is pressed out in upward direction. The tests are planned in accordance with design calculations which are based on the laboratory results.

In-situ measurements for the validation of the pollutant dispersion models

The geotechnical models developed at the laboratory are validated by comparison between calculated and measured results. One example is the measurement of the moisture built-up in the rock and in geotechnical barriers which are performed in-situ by the GRS Geotechnics Department by means of geoelectrical measurements. For the adequate interpretation of these in-situ results, calibration measurements at the laboratory are required for different water contents and temperatures. Accordingly, the repository rock types clay, granite, salt as well as backfill and sealing materials of different type and composition were analysed.

Within the framework of a ventilation test at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (URL Mt. Terri, Switzerland) to



▲ Geoelektrische Laboruntersuchungen an Tonproben aus dem URL Mt. Terri: Resistivitäten bei unterschiedlichen Wassergehalten und Temperaturen
Geoelectrical laboratory investigations on clay samples from the URL Mt. Terri: resistivities at different water contents and temperatures

analyse desaturation and resaturation of the rock, geoelectrical measurements served to determine the water content changes. In the desaturation phase, there was a significant increase of the resistivity which, referred to the initial state, correlates with a desaturation of up to 50 %.

The corresponding calibration measurements at the laboratory showed that resistivity decreases with increasing water content and increasing temperature. However, the most significant changes were only observed at relatively low water contents.

Conclusions and outlook

For the development and validation of geotechnical models for host rock formations

as well as for sealing and backfill materials, laboratory investigations are necessary to determine mechanical, hydraulic and thermal properties. Only at the laboratory it is possible to ensure validated results under controlled and/or given boundary conditions that can be adapted to the in-situ conditions. Particularly with regard to the consideration of clay formations as potential host rocks for repositories, further laboratory investigations are absolutely necessary for a better understanding of the behaviour of clays under the impact of different ambient conditions resulting from the construction of a repository and the later emplacement of radioactive waste.

R. Mieke, T. Rothfuchs

Literatur/References

Van Genuchten, M.T. (1980): A Closed-Form Equation for predicting the hydraulic Conductivity of Unsaturated Soils. - Soil Sci. Soc. Am. J., 44:892-898.

Wieczorek, K. (2004): Application of Geoelectric Tomography for Monitoring Moisture Content and Tracer Distribution in Geotechnical Barriers and Host Rocks. - Proc. DisTec 2004, Berlin 26-28 April.

Wieczorek, K. (2004): Endlager Sicherheitsforschung in Braunschweig – Zerstörungsfreie Messverfahren zur Charakterisierung von Endlagerwirtsgesteinen. – Poster anlässlich der „Tage der Forschung“ in Braunschweig, Juni.

Zhang, C.-L.; Rothfuchs, T.; Jockwer, N.; Mieke, R.; Moog, H. (2004): Results of Laboratory Investigations on Clays. – International Conference on Radioactive Waste Disposal, Berlin, April 26-28.

7

Übergreifende Fachkoordination General Co-ordination

Eine der besonderen Herausforderungen für die GRS ist es, interdisziplinäres Wissen, fortschrittliche Analysemethoden und qualifizierte Daten vorzuhalten, um die Sicherheit technischer Anlagen zu bewerten und zu verbessern und den Schutz von Mensch und Umwelt vor Gefahren und Risiken solcher Anlagen weiterzuentwickeln. Die damit verbundenen komplexen Aufgaben sind nur durch fachübergreifende Zusammenarbeit zu lösen. Viele unterschiedliche wissenschaftliche Disziplinen bearbeiten gemeinsam Projekte und fassen ihre Analyseergebnisse und Bewertungen in einer integralen Sicherheitsaussage zusammen. Dies ist eine der Stärken der GRS. Damit dieses Potential optimal genutzt und die Aufgaben bewältigt werden können, bündelt die GRS Kompetenzen in einer übergreifenden Fachkoordination, zusätzlich zu den Fachkompetenzen in den Geschäftsfeldern Reaktorsicherheit und Entsorgung.

Die übergreifende Fachkoordination umfasst die Abstimmung und Steuerung von Arbeitsprogrammen, Ressourcensteuerung und Qualitätssicherung, wie auch die übergeordnete Aufbereitung wissenschaftlich-technischer Sachverhalte, z. B. zu Sicherheitsanforderungen oder zur Darstellung des Standes von Wissenschaft und Technik. Weiterhin werden auch Kenntnisse und Kompetenzen fachübergreifend gebündelt, die zur Koordination des internationalen wissenschaftlich-technischen Erfahrungsaustauschs und der internationalen Aktivitäten der GRS erforderlich sind. Dies garantiert eine effektive Unterstützung der Bundesregierung bei ihren multilateralen und bilateralen Verpflichtungen, insbesondere bei der Verfolgung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik, der Einschätzung des Sicherheitsstatus ausländischer Nuklearanlagen sowie der Unterstützung ausländischer Behörden und technischer

Sicherheitsorganisationen. Die übergreifende Fachkoordination erstreckt sich auch auf die Gebiete Wissensmanagement und Kompetenzerhaltung, Sicherheitsanforderungen, Sicherung und nichtnukleare Umweltfragen.

Beispiele von Arbeiten auf den zuvor beschriebenen Gebieten finden sich in den folgenden Fachbeiträgen.

Über die ebenfalls für die übergreifende Fachkoordination wesentlichen Kompetenzfelder Projektmanagement und -controlling, Unternehmensplanung und -steuerung, Qualitätsmanagement sowie Kommunikation wird in weiteren Kapiteln berichtet.

General Co-ordination

One of the special challenges for GRS is to provide interdisciplinary knowledge, advanced analysis methods and qualified data for assessing and improving the safety of technical facilities and for and for enhancing the protection of man and the environment from the hazards and risks of such facilities. The complex tasks to be fulfilled in this field can only be solved by interdisciplinary co-operation. Many different scientific disciplines are involved in projects and their analysis results and assessments are summarised in an integral safety analysis. This is one of the strengths of GRS. In order to be able to use this potential in an optimal manner and to cope with the tasks, a general co-ordination of GRS competences is necessary in addition to the specialist competences in the fields of reactor safety and waste management.

The field of general co-ordination comprises adjustment and management of work programmes, management of resources and quality assurance, as well as general fact finding on scientific-technical issues, such as on safety requirements or on the representation of the state of the art in science and technology. Further, the field of general co-ordination also comprises expertise and competences required for the co-ordination of the international scientific-technical exchange of experiences and the international activities of GRS. This guarantees effective support of the Federal Government in its multilateral and bilateral obligations, particularly regarding the observation of the international state of the art in science and technology, the assessment of the safety status of foreign

nuclear facilities and the support of foreign authorities and technical safety organisations. The general co-ordination also extends to the fields of knowledge management and maintenance of competence, safety requirements, physical protection and non-nuclear environmental issues.

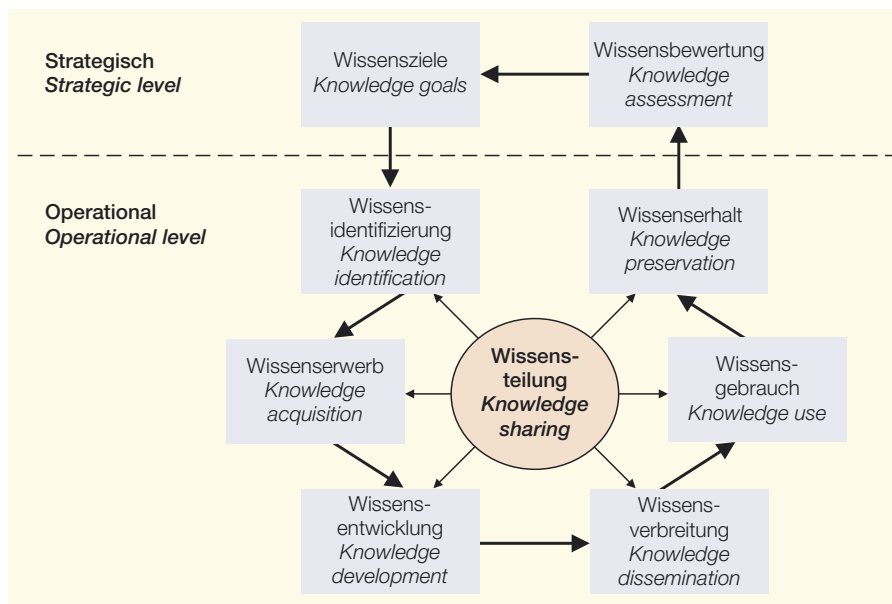
Examples of work in the fields mentioned above are given in the following contributions.

The competence fields project management and controlling, corporate planning and control, quality management and communication, which are also relevant to the general co-ordination, will be presented in further chapters.

U. Erven

Wissensmanagement bei der GRS

Bereits im GRS-Jahresbericht 2002 / 2003 war dargestellt, dass Wissensmanagement dabei helfen soll, den Wettbewerbsfaktor Wissen zu stärken. Damals wurde das Projekt „Technische und organisatorische Voraussetzungen für das Wissensmanagement in der Reaktorsicherheit“ bearbeitet, in dem die GRS in Zusammenarbeit mit Partnern aus Sachverständigenorganisationen und dem Hochschulbereich die für die Reaktorsicherheit relevanten Methoden und Werkzeuge des Wissensmanagements untersuchte und Konzepte für ein organisationsübergreifendes Wissensmanagement entwickelte. Nun, nach mehr als zwei Jahren, können die Ergebnisse zusammenfassend vorgestellt werden.



▲ Das Wissensmanagement-Modell

The knowledge management model

Das Wissensmodell

In der Literatur werden verschiedene Ansätze zum Wissensmanagement beschrieben. Das von der GRS gewählte Modell wurde von Probst 1999 entwickelt. Es deckt alle Phasen des Wissensmanagements ab und wurde von der GRS für ihre Zwecke adaptiert. Zentraler Punkt war dabei die Idee des Wissensteilens („Knowledge Sharing“).

Wissensziele

Alle Modelle fordern eine klare Festlegung der Wissensziele zur Entwicklung und Verbesserung der Wissensmanagement-Aktivitäten. Primäres Ziel ist es, das Wissen von Experten zu erhalten, die in den Ruhestand treten, und es den Nachfolgern zugänglich zu machen. Weiteres Ziel ist die

Integration von Methoden und Werkzeugen des Wissensmanagements in die tägliche Arbeit, um langfristig den Arbeitsprozess zu verbessern.

Die Wissensziele müssen in der Unternehmenskultur verankert sein. Die Wissens-teilung ist dabei eine Schlüsseleigenschaft für erfolgreiches Wissensmanagement. Sie war und ist in der GRS immer Teil der Unternehmenskultur. Um Ideale und Standards im Wissensmanagement weiter zu fördern wurde ein Konzeptpapier erarbeitet und verteilt, das alle GRS-Mitarbeiter befolgen müssen. Die Einführung des Wissensmanagements in der GRS fiel zeitlich zusammen mit den Aktivitäten zur Erfüllung der neuen ISO 9001:2000 Standards. Die starken Beziehungen zwischen Qualitätssicherung und Wissensmanagement

führten zu Synergien, besonders bei den Geschäftsprozessen, die im neuen Qualitätsstandard betont werden.

Wissensidentifizierung

Beim Wissensmanagement wird zwischen explizitem „dokumentierten“ Wissen und implizitem „stillen“ Wissen (Expertenwissen) unterschieden. In der Kerntechnik sind die Quellen des expliziten Wissens vielfältig: Sie enthalten den „Dokument-Körper“ der Organisation (Berichte, Notizen, Nachrichten in Briefform oder Emails) und externe Dokumente wie Zeitschriften, Richtlinien und technische Dokumentationen. Generell ist die Dokumentation auf diesem Gebiet sehr umfassend.

Eine Bestandsaufnahme von Dokumentquellen der GRS hat gezeigt, dass Dokumente in persönlichen Dateien, öffentlichen Laufwerken, Datenbanken und externen Stellen (z. B. Internet) verteilt liegen. Daneben existiert eine sehr große Menge von Papierdokumenten. Wegen der Vielfalt ist es häufig problematisch, Dokumente aufzufinden. Wie viele andere Organisationen auch hat die GRS die Notwendigkeit erkannt, eine zentrale Stelle einzurichten, von der aus alle Ablagesysteme durchsucht werden können, um relevante Informationen wiederzufinden. Dies führte zur Einführung eines Dokumenten-Managementsystems.

Da die GRS jahrelang nur eine geringe Personalfuktuation hatte, waren die Netzwerke der verschiedenen Wissensgebiete gut geknüpft und arbeiteten stabil. Daher war es für die GRS-Mitarbeiter einfach, innerhalb des Hauses Experten für ein bestimmtes Arbeitsgebiet zu finden. Jedoch führt der anstehende Generationenwechsel in der GRS dazu, dass neue, mehr formale Maßnahmen zur Auffindung von Experten eingesetzt werden müssen.

Wissenserwerb (Import)

Experten, die die GRS verlassen, hinterlassen Wissenslücken, die durch neues Personal gefüllt werden müssen. Ein Kernpunkt der GRS-Personalpolitik in den nächsten Jahren sind die Kapazitätsplanungsmaßnahmen. Diese Maßnahmen werden von

einer besseren Arbeitsverteilung zwischen den verschiedenen Organisationseinheiten und von einer Abschätzung der für die Firmenentwicklung wichtigen Wissensgebiete begleitet. Beides trägt dazu bei, ein klareres Bild von Entwicklungsrichtungen zu erhalten, um frühzeitig Maßnahmen ergreifen zu können.

Die Notwendigkeit, in Zeiten schwindender Ressourcen Informationen und Wissen zwischen Organisationen zu teilen, zeigt sich daran, dass seit geraumer Zeit nationale und internationale Netzwerke („Network of Excellence“) aufgebaut werden. Mit ihrer Beteiligung an dem europäischen „Network of Excellence for a Sustainable Integration of European Research on Severe Accident Phenomenology“ (SARNET) bei der Europäischen Kommission oder dem „Asian Nuclear Safety Network“ (ANSN) der IAEA erhalten Organisationen einen unschätzbaren Zugang zum internationalen Wissen.

Andere bestehende nationale Aktivitäten bezwecken, die Kooperation mit den Universitäten zu verbessern, Forschungsprogramme zu koordinieren, bei internationalen Sicherheitsstandards zusammenzuarbeiten und junge Wissenschaftler in das Wissen der Kerntechnik einzuführen.

Wissensentwicklung

Die „Communities of Practice“ (CoPs) sind informelle Gruppen zu bestimmten Themen, die Mitarbeiter eines Unternehmens oder Wissenschaftler verschiedene Einrichtungen vereinen. Die Team- und Projektzusammenarbeit in solchen CoPs tragen sehr zur Verteilung und Entwicklung von Wissen bei. Die Arbeit in den CoPs wird in naher Zukunft durch innovative Kommunikationswerkzeuge aber auch durch neue Technologien wie etwa den „Common Team Workspaces“ unterstützt werden. Auf internationaler Ebene wurde bereits für das „SARNET“-Projekt ein solches Kommunikationswerkzeug auf der Basis von kommerzieller Portalsoftware entwickelt, das etwa 25 Organisationen mit 200 Teilnehmern umfasst.

In der GRS gibt es eine Initiative für eine „Community of Practice“ für das Wissensmanagement, um einen Meinungsaustausch und eine Diskussion der verschie-

denen Ansätze und Erforderlichkeiten zu ermöglichen.

Da die GRS Mitarbeiter einstellt, um Abgänge zu kompensieren, wächst zudem die Bedeutung von Ausbildung und Training. Die internen Ausbildungsveranstaltungen wurden durch insgesamt sechs Module umstrukturiert, die die professionelle Ausbildung vertiefen sollen. Die erste Modulgruppe bietet einen Überblick über die GRS als Expertenorganisation, die Grundzüge kerntechnischer Ingenieurarbeit, den Strahlenschutz und die Abfallbeseitigung und die Grundzüge von Projekt- und Qualitätsmanagement. Die zweite Gruppe umfasst das „Training on the Job“, das Selbststudium und die Teilnahme an internen und externen Lehrgängen für Fortgeschrittene in Begleitung erfahrener technischer Fachkräfte. Zusätzlich wurde ein Mentor-Programm für Kontaktpersonen eingerichtet, die dem Berufsanfänger Rat und Hilfe in Berufsfragen geben können.

Da die GRS fast vollständig über Projekte finanziert wird, liegt das Hauptgebiet der Wissensentwicklung bei der Projektarbeit. Ergebnisse von Projekten werden in Dokumenten festgehalten: es sind dies die GRS-A-Berichte. Sie stellen einen Großteil der Produkte, die die GRS erzeugt.

Wissensverbreitung

Der Umgang mit Dokumenten ist das Zentrum der Wissensverbreitung. Gewöhnlich werden Dokumente in PCs, auf gemeinsamen Laufwerken und in Datenbanken gespeichert, neben den riesigen Papiermengen, die ein Wiederauffinden von Informationen erheblich erschweren. Das Konzept des „Firmengedächtnisses“ versucht, alle Dokumentenquellen zu integrieren und für zentrale Suchmechanismen zugänglich zu machen.

Bezüglich des „stillen“ Wissens helfen gelbe Seiten (Wer weiß was?), Experten mit spezifischem Wissen innerhalb einer Organisation aufzufinden. Diese beiden Punkte des Wissensmanagements sind stark mit der Informationstechnologie und mit Softwarewerkzeugen verbunden. Die gelben Seiten wurden bei der GRS bereits realisiert. Darüber hinaus wurde mit dem

GRS-Portal ein Werkzeug zum Dokumentenmanagement zur Verfügung gestellt.

Wissensnutzung

Der Wissenszugang ist zum einen abhängig von der Art der Verbreitung von explizitem und implizitem Wissen und zum anderen von den Zugriffsrechten auf gesuchtes Wissen. Hier gibt es oft unnötige Einschränkungen, weil ein freier lesender Zugang zu den meisten oder sogar allen Dokumenten für viele Mitarbeiter etwas Alarmierendes hat. Um mehr Transparenz zu erreichen und auch die Wiederverwendung von Informationen zu unterstützen, ist das Prinzip des lesenden Zugangs für jedermann zu allen Dokumenten inzwischen weithin akzeptiert – es sei denn, es liegen wichtige Gründe für eine Zugangssperre vor.

Weitere Möglichkeiten, Zugang zu Informationsquellen zu erhalten, bieten Abonnements und die Personalisierung. Im Gegensatz zum dedizierten Suchen nach Wissen bleibt man mit einem Abonnement „auf dem Laufenden“, wenn in bestimmte Informationssammlungen oder Dokumentablagen Änderungen oder Neuigkeiten eingefügt werden. Eine Personalisierung erlaubt es, die Informationen nach den persönlichen Vorlieben oder Notwendigkeiten zu strukturieren. Abonnements und Personalisierung werden im GRS-Portal angeboten. Wissensmanagement muss die Projektarbeit unterstützen, da sie für die GRS essentiell ist.

Wissenserhalt

Die bisher erwähnten Aktivitäten tragen zum Wissenserhalt bei. Zusätzlich ist die Kontinuität der Projektarbeit wichtig für den Wissenserhalt, auch weil sie zur Definition der „Best Practices“ und zu Berichten zum Stand von Wissenschaft und Technik beiträgt.

Ein weiteres zentrales Anliegen des Wissensmanagements ist, „stilles“ Expertenwissen in „explizites“, d. h. dokumentiertes Wissen umzuwandeln. Dieses deckt sich gut mit den Zielen der GRS zum Wissenserhalt und Wissenstransfer. Hier hat die GRS begonnen, neue Methoden der Wis-

senspräsentation zu erproben, zum Beispiel durch die Verwendung von Ontologien zur Beschreibung von Wissensgebieten.

Wissenserhalt muss sich auch mit der Frage beschäftigen, welches Wissen zeitgebunden ist und nur im aktuellen Kontext einen Wert hat: Wissen kann veralten. Mit dem Anwachsen des Firmengedächtnisses im Laufe der Zeit gibt es auch immer mehr veraltete Information, die als überflüssig gekennzeichnet und gelöscht werden muss. Dieser Punkt war bei der GRS bisher kein Thema; er muss aber in Zukunft stärker beachtet werden.

Wissensbewertung

Praktisches Wissensmanagement muss bewertet werden in Hinsicht auf die ursprünglichen Ziele und die Effizienz bei der Durchführung. Die Qualifizierung der GRS nach dem ISO 9001:2000 Standard hat die Definition von „Key Indicators“ als Merkmale der Wirksamkeit gefordert. Da einige von ihnen stark mit Wissensmanagement zusammenhängen wurde beschlossen, nur eine Menge von „Key Indicators“ anstelle von zweien zu definieren und zu pflegen, um Doppelaufwand zu vermeiden.

Kommunikationswerkzeuge

Informations- und Kommunikationstechnologien tragen dazu bei, das Wissensmanagement auszubauen. Die aus diesen Technologien entwickelten Werkzeuge sind wichtige Hilfsmittel, um die Akzeptanz des Wissensmanagements in einer Organisation zu erhöhen.

Portal

Die Grundidee eines Portals ist der zentrale, internetbasierte Zugang zu allen Informationsquellen einer Organisation. Solche Quellen sind beispielsweise Informationssysteme, Datenbanken, Weiterbildungsangebote, Gelbe Seiten, Diskussionsforen, Nachrichten, Arbeitsprozesse und Organisationshandbücher, die unter einer Nutzeroberfläche zusammengeführt und vernetzt werden. Die GRS nutzt das Produkt „Sharepoint Server“ als Portalsoftware: Alles ist mit dem vertrauten Web-Browser zu bedienen.

Die GRS hat 2002 ein solches Portal aufgebaut und in Betrieb genommen, um ihre Wissensströme zu kanalisieren und zentral aufzubereiten. Es ist unter der Adresse <http://GRS-Portal> aus dem GRS-Intranet erreichbar. Inzwischen wurde das Portal überarbeitet; beispielsweise bietet es dem Nutzer nun auch die Verwendung von MS-Project für die Steuerung großer Projekte.

Für zwei Projekte mit externen Partnern wurden eigene Portale eingerichtet: ein Portal zu Auswahlverfahren für Endlagerstandorte (<http://sps-gar02/Esau>) für das BfS) und eines zu Themen der Endlagerung (<http://sps-gar02/wasteinfo>) für das BMU). In einem weiteren Projekt „Informations- und Wissensmanagement für atomrechtliche Zwecke“ erstellt die GRS für die Abteilung RS des BMU ein weiteres Portal für Wissensmanagement auf kerntechnischem Gebiet. Ein anderes BMU-Projekt befasst sich mit dem Wissensmanagement für die multilaterale regulatorische Zusammenarbeit.

Dokumentenmanagement

Bei der GRS ist im Portal ein organisationsweites Dokumentenmanagementsystem (DMS) integriert. Ein DMS wird oftmals auch als das Gedächtnis der Organisation („Corporate memory“) bezeichnet. Es unterstützt die Verwaltung und gleichzeitige Bearbeitung von Dokumenten durch mehrere Autoren sowie die Versionshaltung.

Bei einem DMS beginnt der Zugriff auf ein Dokument zu seiner Bearbeitung mit der Ausleihe aus der Bibliothek („check out“). Nach der Ausleihe kann ein anderer Autor das Dokument nur lesen und es erst dann wieder ausleihen, wenn es zurückgestellt worden ist („check in“). Die Besitzer oder Administratoren können die Zugriffsrechte für jede Bibliothek vergeben. Rechte können mit dem „Active Directory“ der Domäne verwaltet werden.

Die Integration von Datenbanken

Viele Informationsquellen der GRS wurden bisher mit Lotus Notes-Datenbanken verwaltet. Es liegt nahe, diese Informationen

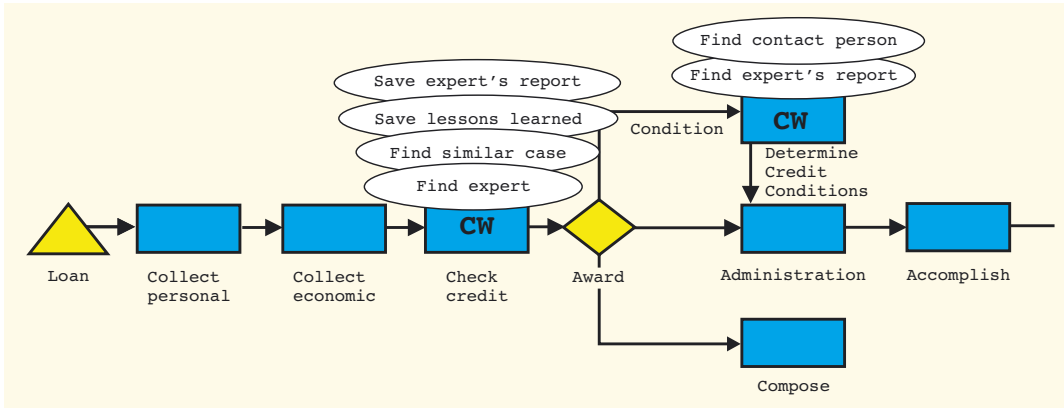
einfach in die zentral strukturierte Ablage für Dokumente zu importieren. Darauf wurde verzichtet, da die Datenbanken gut eingeführt und vertraut sind und darüber hinaus sehr große Informationsmengen hätten verschoben werden müssen. Die Daten wurden aber mit dem Portal indiziert (Volltextsuche möglich) und auch zugänglich gemacht. Die bestehende Personal-Datenbank wurde, in Absprache mit dem Betriebsrat, um Informationen über die Fähigkeiten der Mitarbeiter erweitert, so dass sie die Funktion der Gelben Seiten der GRS erhielt. Andere Datenbanken hingegen wie die „Technische Dokumentation Ost“ (Oracle-Datenbank TECDO) wurden noch nicht mit dem Portal verknüpft.

Indizierung und Informationssuche

Moderne Indexmaschinen können einen Index von vielen Informationsquellen und Datenformaten für riesige Dokumentmengen bilden. Sie können im Hintergrund Ablagen, Laufwerke und Datenbanken zur Indexbildung durcharbeiten, ohne dass die Dokumente in eine zentrale Dokumentenablage geschoben werden müssen.

Die Suche nach Information kann durch eine Volltextsuche, die Suche über Metadaten (d. h. zusätzliche Informationen wie beispielsweise Autor, Datum, Schlüsselwörter, technisches Fachgebiet, zugehöriges Projekt u. a.) oder anderen neu entwickelten Methoden geschehen. Die Volltextsuche ist pflegeleicht, da hier keine Klassifikationen und Instandhaltung von Metadaten erforderlich sind. Nachteilig ist aber, dass eine einfache Volltextsuche zu einer beliebigen Reihenfolge der Ergebnisse („Treffer“) führt, was bei besonders vielen Treffern wenig zielführend ist. „Boolesche Operatoren“ können zwar die Suchmenge einengen, aber auch hiermit sind nicht alle Schwierigkeiten bei großen Dokumentenmengen überwunden.

Die Methoden zur Anordnung der Treffer bei den bekannten Internet-Suchmaschinen sind zwar häufig effektiv, aber für die Bedürfnisse des Intranets einer Organisation nicht gut übertragbar. Außerdem sind ihre Regeln ein gut gehütetes Geheimnis der Suchmaschinen-Entwickler.



◀ Teil eines Workflows, der wissensrelevante Aktivitäten zeigt
Part of a workflow indicating knowledge-relevant activities

Eine automatische Klassifizierung von Dokumenten ist Gegenstand vieler Untersuchungen, sie ist aber, wie auch eigene Tests ergeben haben, derzeit für GRS-Anforderungen noch nicht brauchbar.

Prozessorientiertes Wissensmanagement

Prozessorientiertes Wissensmanagement soll die Geschäftsprozesse einer Organisation analysieren und unterstützen. Die Idee dabei ist, dass Wissen an der Stelle und an dem Zeitpunkt zu erfassen, wenn es produziert wird und es genau und zeitnah dort zur Verfügung zu stellen, wo es benötigt wird. Hier spielen besonders „Workflows“, die standardisiert oder flexibel sein können, eine wichtige Rolle: Sie modellieren die Geschäftsvorgänge.

Projekte bilden die Grundlage der täglichen Arbeit der GRS. Für sie wurde ein sehr einfaches Geschäftsmodell aufgestellt, das viele Projekte abdeckt. Zu Projektbeginn ist eine Beschreibung des Stands von Wissenschaft und Technik erforderlich. Am Projektende oder bei Zwischenergebnissen wird der Stand von Wissenschaft und Technik durch Projekt(zwischen)ergebnisse ergänzt. Zusätzlich soll ein „Lessons Learned“-Bericht erstellt werden, und Beiträge zu einem „Best Practice“-Bericht (wenn er noch nicht existiert, wird er erzeugt), sofern es sich um ein Projekt in einem umfassenderen Arbeitsgebiet handelt.

Alle Dokumente eines Projekts erhalten ein eigenes Projektportal, das zu Beginn vom Projektkontrolller erstellt und mit zwei gleich

strukturierten Unterordner-Systemen versehen wird. Das erste, die internen Ordner (Arbeitsakte), dient als Werkbank für den Projektleiter, in das alle projektrelevanten Dokumente eingestellt werden sollen. Das zweite, die Ordner mit den qualitätsgesicherten Dokumenten (Vertrag, Briefwechsel, Projektmanagement, Berichten u.a. in der Zentralakte), wird vom Projektkontrolller gepflegt. Ein Teil kann dem Auftraggeber zugänglich gemacht werden kann.

Wissensrepräsentation und Wissenskartografie

Es gibt zwei Hauptgründe zur Bearbeitung von Wissensrepräsentation und Wissenskartografie: zum einen zur Entwicklung einer Richtschnur, um Expertenwissen zu erfassen, zum andern, um die Dokumentensuche zu verbessern.

Erfassung von Expertenwissen

Im genannten Vorprojekt wurden Methoden zur Wissenserfassung bei Experten untersucht. Dabei wurde ein Test in Form der Befragung eines Experten vor seinem Ausscheiden aus der GRS durchgeführt. Dieser Test und gleichartige Erfahrungsberichte aus der Literatur zeigten, dass die richtige Art der Befragung eine Kunstfertigkeit ist. Bereits die Entscheidung ob Fachleute oder fachfremde Moderatoren die Fragen stellen sollen ist strittig. Ebenso ist die Repräsentation des erfassten Wissens schwierig. Die Fixierung des Wissens in Form von Berichten ist nicht immer ausreichend. Hier besteht noch Klärungsbedarf.

Die derzeitigen Arbeiten auf dem Gebiet der Wissensrepräsentation haben ihre Basis in einer Idee für die nächste Generation der Internet-Technologie: das semantische Netz, wie von Tim Berners-Lee vorgeschlagen, dem Erfinder des „World Wide Web“. Dahinter steht die Vorstellung, den riesigen Datenmengen im Netz eine Bedeutung zu geben und sie so besser für verschiedene Zwecke und Kontexte nutzbar zu machen. Wissen lässt sich in Bereichsmodelle in Form von Ontologien strukturieren. Ontologien sind Wissensnetze, die Taxonomien und Attributierungen umfassen.

Die Containment-Ontologie

Um das Potential der Wissensrepräsentationsmethoden zu testen, wurde ein Workshop mit vier Experten auf diesem Gebiet durchgeführt, von denen einer kurz danach in den Ruhestand ging. Dies erschien sinnvoller als die Durchführung von Einzelinterviews. Die versammelten Experten konnten über die Relevanz der Themen diskutieren und ein so genanntes kontrolliertes Vokabular definieren, das die korrekten Begriffe in diesem Wissensgebiet enthielt. Die Expertengruppe wurde durch die Gruppe für das Wissensmanagement erweitert. Sie hatte zu diesem Zeitpunkt wenig Erfahrung mit der Erstellung von Ontologien. Das Ergebnis des Treffens war die erste Version einer Ontologie für das Gebiet des Sicherheitseinschlusses (Containment), die alle für die GRS relevanten Themen umfasste. Ein Experte für das spezifische Gebiet der Spaltungsprodukte erweiterte die Ontologie in einem zweiten Schritt. Er bereicherte die Konzepte durch Eigenschaften wie Verbinden

dungen zu relevanten Dokumenten des Gebiets. Damit war die oben erwähnte Strategie des Einbeziehens der wichtigen Dokumente in das Wissensgebiet Wirklichkeit geworden.

Die Ontologie wurde mit dem Werkzeug „Semantic Miner“ erstellt. Es umfasst einen Editor zum Aufstellen der Ontologie, Teile zu ihrer Visualisierung und zur Navigation durch die Ontologie. Die Begriffe der Konzepte können als Suchwörter verwendet werden, auch in Kombination mit „Booleschen Operatoren“. Weiterhin können sie durch Synonyme und Übersetzungen in mehrere Sprachen oder durch die Berücksichtigung von Teilgebieten erweitert werden. Das Werkzeug wird weiterentwickelt, um eine Beantwortung zu Fragen der Ontologie nach dem Interferenz-Prinzip zu ermöglichen.

Die ersten Rückmeldungen durch Erstbenutzer auf dem Gebiet waren positiv; sie stellten fest, dass die Navigation und die enthaltenen Dokumente sehr hilfreich für die Gewinnung eines Überblicks über das Wissensgebiet waren. Das Potential für die Modellierung von Wissensgebieten – ob flach oder detailliert – mit dem Ziel der Erlangung von detaillierten Erkenntnissen wurde erkannt und sollte dann auch auf andere Wissensgebiete ausgedehnt werden.

Schlussfolgerungen

Bei der GRS wurde in den letzten Jahren die Grundlage für ein Wissensmanagement erarbeitet. Sie ist ein erster Schritt in Richtung auf ein robustes Wissensmanagement bei der GRS. Das Wissensmanagement muss aber noch stärker Teil der GRS-Unternehmenskultur und die Akzeptanz durch die Benutzer erhöht werden.

strong relations between quality assurance and knowledge management has led to synergies, particularly in the field of business processes which the new quality standard emphasises.

Knowledge identification

In the field of knowledge management, distinction is made between explicit “documented” knowledge and implicit “tacit” knowledge (expert knowledge). In the nuclear field, sources of explicit knowledge are manifold: They incorporate the “document body” of the organisation (reports, notes, communication by letters or e-mails) and external documents, such as journals, guidelines and technical documentations. In general, the documentation in this field is very comprehensive.

An initial review of GRS document sources showed that documents reside on personal file shares, common drives, databases, and external sites (e. g. internet), in addition to a large amount of paper documents. In consequence, retrieving documents had proved difficult on many occasions. As in many other organisations, GRS also realised the necessity to search from a central point all of the document inventories to retrieve relevant information. This led to the implementation of the document management system.

As GRS has experienced little personnel fluctuation over many years, the networks operating in particular knowledge domains are well established and stable. Therefore, it was easy for GRS staff to find experts for a specific field of work internally. However, the consequence of the upcoming change of generations at GRS is that new, more formal measures have to be applied to find experts.

Knowledge acquisition (import)

Gaps are left at GRS by retiring experts that will have to be filled by new personnel. A central issue of the GRS personnel policy in the next years are the capacity planning measures. These measures are accompanied by an improved management of the work load in different organisational

Knowledge Management at GRS

It was already described in the GRS annual report 2002 / 2003 that knowledge management shall contribute to strengthen the competitive factor knowledge. At that time, work was performed for the project on technical and organisational prerequisites for knowledge management in the field of nuclear safety (“Technische und organisatorische Voraussetzungen für das Wissensmanagement in der Reaktorsicherheit”) during which GRS examined, in co-operation with partners from other expert organisations and universities, the methods and tools of knowledge management relevant to nuclear safety, and developed concepts for an interorganisational knowledge management system. Now, after more than two years, the results can be presented in summary.

The knowledge model

In literature, different approaches to knowledge management are described. The model selected by GRS was developed by Probst in 1999. It covers all stages of knowledge management and was adapted by GRS for its purposes. A central point in this respect was the idea of knowledge sharing.

Knowledge goals

All models require a clear specification of knowledge goals for the development and assessment of knowledge management activities. The primary goal is to maintain the knowledge from retiring experts and

to make it available to their successors. Another goal is the integration of knowledge management methods and tools into everyday work in order to improve the work processes in the long run.

The knowledge goals have to be anchored in the corporate culture. In this respect, knowledge sharing is a key to successful knowledge management. At GRS, it was and is always part of the corporate culture. In order to further promote ideals and standards in knowledge management, a Concept Document has been developed and distributed that has to be complied with by all GRS staff. The introduction of knowledge management at GRS coincided with the activities to conform to the new ISO 9001:2000 Quality Standard. The

units and the valuation of the relative importance of the knowledge domains to the development of the company. Both helps to obtain a clearer picture of development trends and to take early measures.

The necessity to share information and knowledge among organisations in times of diminishing resources is manifested in the establishment of national and international networks ("Network of Excellence"). With their participation in the European "Network of Excellence for a Sustainable Integration of European Research on Severe Accident Phenomenology" (SARNET) of the European Commission or the "Asian Nuclear Safety Network" (ANSN) of the IAEA, organisations are provided with an invaluable source of accessing international knowledge.

Other national activities aim at improving the co-operation with universities, co-ordinating research programmes, co-operating in international safety standards and introducing young researchers in the nuclear field.

Knowledge development

The "Communities of Practice" (CoPs) are informal groups on particular subjects which join staff of a company or scientists of different institutions. Collaboration in such CoPs in teams and in projects contributes strongly to the sharing and developing of knowledge. This is an area where the support by innovative communication tools will be strengthened in the near future, making use of new technologies such as common team workspaces. At the international level, such a communication tool has already been developed for the "SARNET project" on the basis of commercial portal software, comprising about 25 organisations and 200 participants.

At GRS, there is an initiative for a "Community of Practice" for knowledge management to enable the exchange of views and discussion of the different approaches and requirements.

Since GRS hires new staff to compensate for retirements, the significance of education and training is increasing. The internal courses have been restructured by a total

of six modules for deepening professional education. The first group of modules contains a survey of GRS as an expert organisation, the fundamentals of nuclear engineering, radiation protection and waste management, as well as the basics of project and quality management. The second group concentrates on training on the job, self-study and participation in internal and external advanced training, all under supervision of the technical senior. In addition to these modules, mentoring has been established to provide a contact person to advise and help the novice in occupational questions.

As GRS is almost entirely financed by projects, the main subject of knowledge development is the project work. The results of projects are documented in reports, i. e. the GRS-A-Berichte. They account for the major part of GRS products.

Knowledge dissemination

Handling documents is at the core of knowledge dissemination. In general, documents are stored on PCs, common file shares and in databases, not to mention the vast amount of paper which complicates information retrieval considerably. The concept of a "corporate memory" tries to integrate all document sources and make them accessible for central search tools.

With regard to "tacit" knowledge, Yellow Pages ("who knows what") help to find experts with specific knowledge within an organisation. These two topics of knowledge management are strongly related to information technology and software tools. The Yellow Pages have already been realised at GRS. Moreover, a tool for document management has been made available with the establishment of the GRS portal.

Knowledge use

The access to knowledge depends, on the one hand, on the means of dissemination of explicit and implicit knowledge and, on the other hand, on the rights of retrieving the searched information. Here, often unnecessary restrictions were found due to

the fact that the notion of free read access to most or even all documents was perceived as alarming to many staff members. In order to achieve more transparency and foster the reuse of information, the principle that everybody should have read access to any document, unless there are strong reasons for prohibiting it, has been widely accepted by now.

Other possibilities of accessing information sources are provided by subscriptions and personalisation. In contrast to the dedicated search for knowledge, a subscription allows to stay up-to-date with regard to changes and news in particular information collections or document repositories. Personalisation allows structuring of the information according to personal preferences and needs. Subscriptions and personalisations are offered in the GRS portal. Knowledge management has to support the project work since it is essential for GRS.

Knowledge preservation

The activities mentioned so far contribute to the preservation of knowledge. In addition, the continuity of the project work plays an important role in preserving knowledge, also because it contributes to the definition of best practices and to reports on the state of the art in science and technology.

One of the central concerns of knowledge management lies in converting the "tacit" expert knowledge into an "explicit", i. e. documented knowledge. This is in good agreement with the GRS goals with regard to knowledge preservation and knowledge transfer. In this respect, GRS started to try out new methods concerned with knowledge representation, for example by the use of ontologies for the description of fields of knowledge.

Knowledge management also has to address the question which knowledge is time-bound and only of value in the topical context: Knowledge can become obsolete. With the growth of the corporate memory, more and more of the information contained become obsolete in the course of time and should be marked as such or deleted. At GRS, this problem has not yet been tackled, but it will come up inevitably.

Knowledge assessment

As the knowledge management system becomes operational, it has to be assessed with regard to its original aims and the efficiency of its performance. The qualification of GRS according to the ISO 9001:2000 standard required the definition of key indicators. Since some of these key indicators are strongly related to knowledge management, it was decided to unify the indicators in one common set instead of defining two to avoid producing much overhead.

Tool support

Information and communication technologies contribute to the enhancement of knowledge management. The tools developed from these technologies are essential means for the acceptance of knowledge management in an organisation.

Portal

The basic idea of a portal is the central internet-based access to all information sources of an organisation. Such sources are, e. g., information systems, databases, educational opportunities, Yellow Pages, discussion forums, news, work processes and organisation manuals that are integrated and networked under a common user interface. GRS uses the product "Sharepoint Server" as portal software: All operations can be done with the familiar web browser.

In 2002, GRS developed and brought online such a portal to channel and centrally process knowledge flows. It can be accessed via <http://GRS-Portal> from the GRS intranet. Meanwhile, the portal has been updated. Now, e. g., the user also has the possibility to use MS-Project for the co-ordination of large projects.

For two projects with external partners, separate portals were established: one portal on the selection procedure for repository sites (<http://sps-gar02/Esau>) for the BfS and one on topics related to waste disposal (<http://sps-gar02/wasteinfo>) for the BMU. In a project on information and knowledge management for purposes in the

field of nuclear regulations, GRS develops a portal for knowledge management in the nuclear field on behalf of the Directorate-General RS of the BMU. Another BMU project deals with knowledge management for multilateral regulatory co-operation.

Document management

At GRS, the portal includes an organisation-wide document management system (DMS). A DMS is often referred to as memory of the organisation ("corporate memory"). It supports the administration and simultaneous handling of documents by several authors as well as version control.

In a DMS, accessing a document for editing starts with borrowing it from the library ("check out"). After check out, another author can only read the document and cannot borrow it unless it has been returned ("check in"). Each document library may be granted access rights by the owners or the administrators of the system. Rights can be administered with the "active directory" of the domain.

Integration of databases

Many information sources of GRS have been traditionally kept in Lotus Notes databases. It stands to reason to just import these information to a central document repository. This was not realised because the databases are well introduced and familiar and, moreover, it would have been necessary to move very large document amounts. However, the data were indexed with the portal (full text search possible) and also made available. The existing personnel database was, in agreement with the works council, extended by information about the skills of staff so as to include the function of the Yellow Pages of GRS. Other databases, however, such as the technical documentation "Technische Dokumentation Ost" (Oracle database TECDO), have not been connected to the portal yet.

Indexing and information retrieval

Modern indexers can set up an index of multiple information sources and various

document formats for huge amounts of documents. They crawl repositories, drives and databases for indexing without having to move the documents to a central document repository.

Information may be retrieved by a full text search, the search for meta-information (i. e. additional information, such as author, date, keywords, relevant technical topic, project to which it belongs etc.) or by newly developed methods. The full text search is easy to handle since no classification and maintenance of metadata are required. A disadvantage, however, is that a simple full text search will present the results in an arbitrary ranking ("hits") which is not the desired result when too many hits are produced. Using "Boolean operators" leads to narrowing down the number of hits, but even so, finding the relevant documents may be difficult in case of large document amounts.

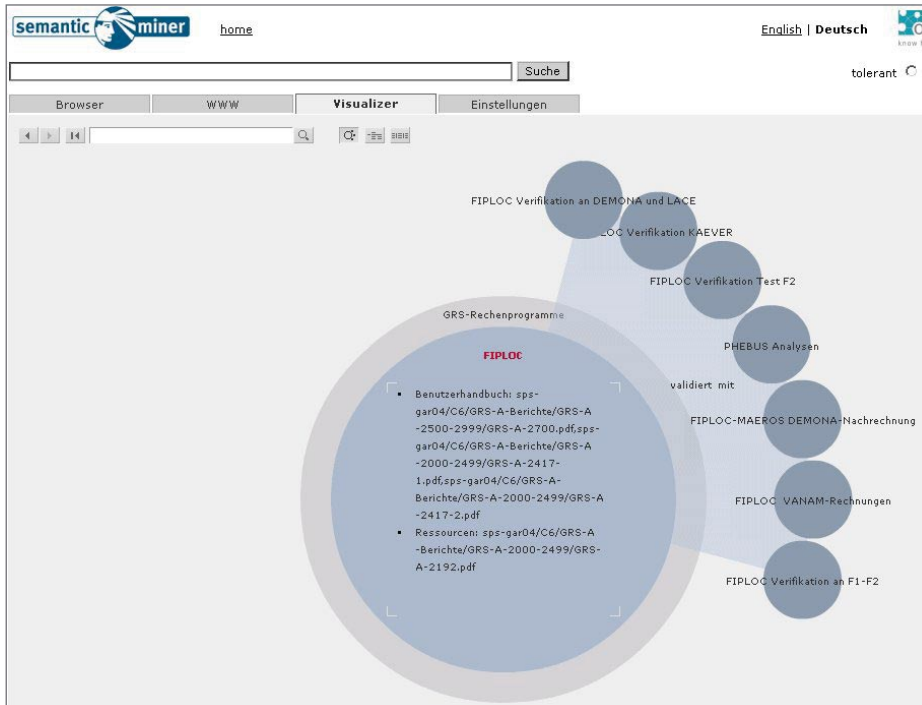
The rankings of the search engines popular in the internet are often quite effective, but the methods employed for ranking are very difficult to apply to the intranet of an organisation. Besides, their rules are a treasured secret of the internet search engine developers.

Automatic classification of documents is subject of many investigations. It is, however, as also own test showed, not yet applicable to the needs of GRS.

Process-oriented knowledge management

Process-oriented knowledge management aims at analysing and supporting the business processes encountered in an organisation. The main idea of process-oriented knowledge management is to capture the knowledge at the location when and at the time where it is produced, and to make it available when and where it is needed. In this respect, workflows are of special importance which may be standardised or flexible. They model the business processes.

Projects are the basis of everyday work at GRS. A very simple process model has been defined which covers many of the projects.



◀ Ausschnitt aus der Prototyp-Ontologie für das Containment

A view on the prototype containment ontology

At the beginning of a project, a description of the state-of-art is requested. At the end of the project or at important milestones in larger projects, the state-of-art description is supplemented by (preliminary) project results. In addition, a lessons learned report should be provided, as well as contributions to a best practices report (will be developed if not existing yet) if the project is part of a more comprehensive field of work.

All documents related to a project are kept in a specific project portal which will be set up by the project controller at the start of the project, containing two identically structured subfolders. The first one, the internal folders (working file), serves as workbench for the project leader and shall be used as a repository for all project-relevant documents. The second one, the folder with the quality-assured documents (contracts, correspondence, project management, reports, among other things, in the central file) are managed by the project controller. A part of it can be made accessible to the customer.

Knowledge representation and knowledge mapping

The reasons for engaging in knowledge representation and knowledge mapping

techniques are twofold: first, with regard to the development of a methodology for capturing expert knowledge, and second, it helps improving document retrieval.

Capturing expert knowledge

In the mentioned preliminary project, methods for capturing expert knowledge were investigated. For that purpose, a test was performed in form of an interview of a GRS expert before retirement. This test and corresponding experiences from literature showed that posing the right questions is an art. Already the decision whether experts or non-experts should pose the questions is controversial. Further, it is difficult to represent the captured knowledge. Fixing knowledge in form of reports is not always sufficient. In this respect, there are still issues to be clarified.

The current activities in the field of knowledge representation are based on an idea for the next generation of the internet technology: the Semantic Web as proposed by Tim Berners-Lee, the inventor of the World Wide Web. The underlying idea is to convey meaning to the huge amount of data found in the internet, and to make it thereby available for different purposes and

contexts. Knowledge can be structured in domain models in form of ontologies. Ontologies are knowledge networks which comprise taxonomies and assignments.

Containment ontology

To test the potential of knowledge representation methods, a workshop was held with four experts in containment technology, one of them shortly before retiring. This seemed to be more useful than conducting single interviews, since the experts could discuss about the relevance of the topics and define a so-called controlled vocabulary covering the correct terms used in this knowledge domain. The expert group was extended by knowledge management staff which, at this time, had little experience with ontology construction. The result of the group was a first draft of an ontology for the field of safe enclosure (containment) which covers all topics relevant to GRS. In a second step, one of the experts expanded the ontology in the specific field of fission products, enriching the concepts with properties such as links to relevant documents in this area. Thus, the strategy outlined above to include important documents directly in the knowledge fields had been realised.

The ontology was realised by the “Semantic Miner” tool. This tool offers an editor for constructing ontologies as well as visualisation and navigation of the ontology. The concept terms may be used as search keywords, also combined with Boolean logic, and can be extended by synonyms and translations in several languages, or by inclusion of sub-concepts. The tool will be further developed to enable queries on the ontology which provide answers by drawing inferences.

First feedback by newcomers to the field was positive, stating that the navigation and the documents contained are very helpful for achieving a survey of the whole knowledge domain. The potential for modelling of knowledge domains – either flat or with deeper structures – with the aim to capture rather detailed knowledge has been recognised and should also be extended to other knowledge domains.

Conclusions

At GRS, the basis for knowledge management has been developed in the last years. It is a first step towards a robust knowledge management at GRS. Still, efforts will have to be taken to strengthen knowledge management as part of the GRS corporate culture and to increase acceptance by the users.

D. Beraha, T. Heigl, P. Pühr-Westerheide

Entwicklung und Erprobung des Datenbankprogramms BeST zur Bewertung der Integrität erdverlegter Sauergas-Transportleitungen

Ein nennenswerter Anteil von ca. 20 % des in Deutschland verbrauchten Erdgases wird im Inland gefördert. Das größte Fördergebiet befindet sich in Niedersachsen, insbesondere im Gebiet Süddoldenburg. Hier wird auch „Sauergas“ erschlossen und gefördert, in dem neben dem eigentlichen Nutzgas größere Anteile an toxischem Schwefelwasserstoff enthalten sind, der in speziellen Reinigungsanlagen abgetrennt werden muss. An die Zuverlässigkeit und Integrität der Sauergas führenden Komponenten werden erhöhte sicherheitstechnische Anforderungen gestellt.

Im Rahmen nichtnuklearer Tätigkeiten sind GRS-Mitarbeiter schon seit Jahren mit der sicherheitstechnischen Bewertung der Zuverlässigkeit und der Integrität von druckführenden Komponenten befasst, die für die Förderung, den Transport und die Aufbereitung von Sauergas eingesetzt werden. Dazu gehören deterministische bruchmechanische Analysen ebenso wie probabilistische Einschätzungen der zu erwartenden Häufigkeiten von Lecks und Brüchen als einleitende Ereignisse für Freisetzungen. Der bisherige Arbeitsumfang in diesem Fachgebiet beträgt insgesamt ca. acht Mannjahre.

Einer Anregung der zuständigen Aufsichtsbehörde, dem Landesbergamt (LBA) Niedersachsen, folgend entwickelte die GRS in den Jahren 2002 bis 2004 im Auftrag des Wirtschaftsverbands Erdöl- und Erdgasgewinnung e.V. (WEG) und in engem Kontakt mit den Betreibern ein Datenbankprogramm zur Bewertung der Integrität von erdverlegten Sauergas-Transportleitungen.

Ausarbeitung des Verfahrensweges und Umsetzung in ein Datenbanksystem

Für die Entwicklung des Bewertungsschemas wählte die GRS einen Verfahrensweg, der auf den positiven Erfahrungen der GRS mit einem bereits früher für Rohrleitungen von Chemieanlagen entwickelten „Bewertungskatalog“ sowie auf den Prinzipien der „Rahmenspezifikation Basissicherheit“ als Voraussetzung für Bruchausschluss in Kernkraftwerken aufbaute. Die GRS erarbeitete zunächst einen Fragenkatalog, um die einzelnen Rohrleitungsabschnitte erfassen und bewerten zu können. Demnach werden zuerst die Basisdaten der zu bewertenden Rohrleitungsstrecke bzw. des entsprechenden -abschnitts aufgenommen. Ferner wurden vier Bewertungskategorien festgelegt und ingenieurtechnisch gewichtet:

- gefertigte Qualität,
- Betriebs- und Umgebungsbedingungen,

- betriebliche Überwachungs- und wiederkehrende Prüfmaßnahmen und
- Personalqualifikation und weitere sicherheitsgerichtete Maßnahmen.

Innerhalb der einzelnen Kategorien werden Fragen gestellt. Diese zielen darauf ab, ob bzw. inwieweit das Auftreten verschiedener Schadensszenarien bzw. Schadensmechanismen aufgrund der gegebenen Randbedingungen ausgeschlossen werden kann. Dabei wird unterschieden zwischen Innenkorrosion, Außenkorrosion, mechanischem Versagen, insbesondere infolge von Fertigungsfehlern bzw. Ermüdung, Einwirkungen von Außen, insbesondere infolge Einwirkungen Dritter, sowie Einwirkungen von Innen.

Entsprechend der Beantwortung der Fragen werden Bewertungspunkte vergeben. Zusätzlich wurden so genannte „K.o.-Kriterien“ festgelegt, deren Erfüllung unabdingbare Voraussetzung für die Bestätigung der Integrität ist. Damit liegt nach der Erfassung ein „Ranking“ der untersuchten Rohrleitungsabschnitte vor, das für die weitere Bewertung der Integrität und für eine Schwachstellenanalyse genutzt werden kann. Darüber hinaus sollte eine Integritätsprognose für eine begrenzte Weiterbetriebszeit abgegeben werden. Hierzu definierte die GRS Integritätskriterien, d. h. Mindestpunktzahlen, die sowohl in der Gesamtsumme als auch in den einzelnen Kategorien erfüllt werden müssen.

Aufbauend auf dem so ausgearbeiteten Verfahrensweg entwickelte und erprobte die GRS ein PC-gestütztes Bewertungs-



▲ Gastrocknungsanlage
Gas dehydration facility

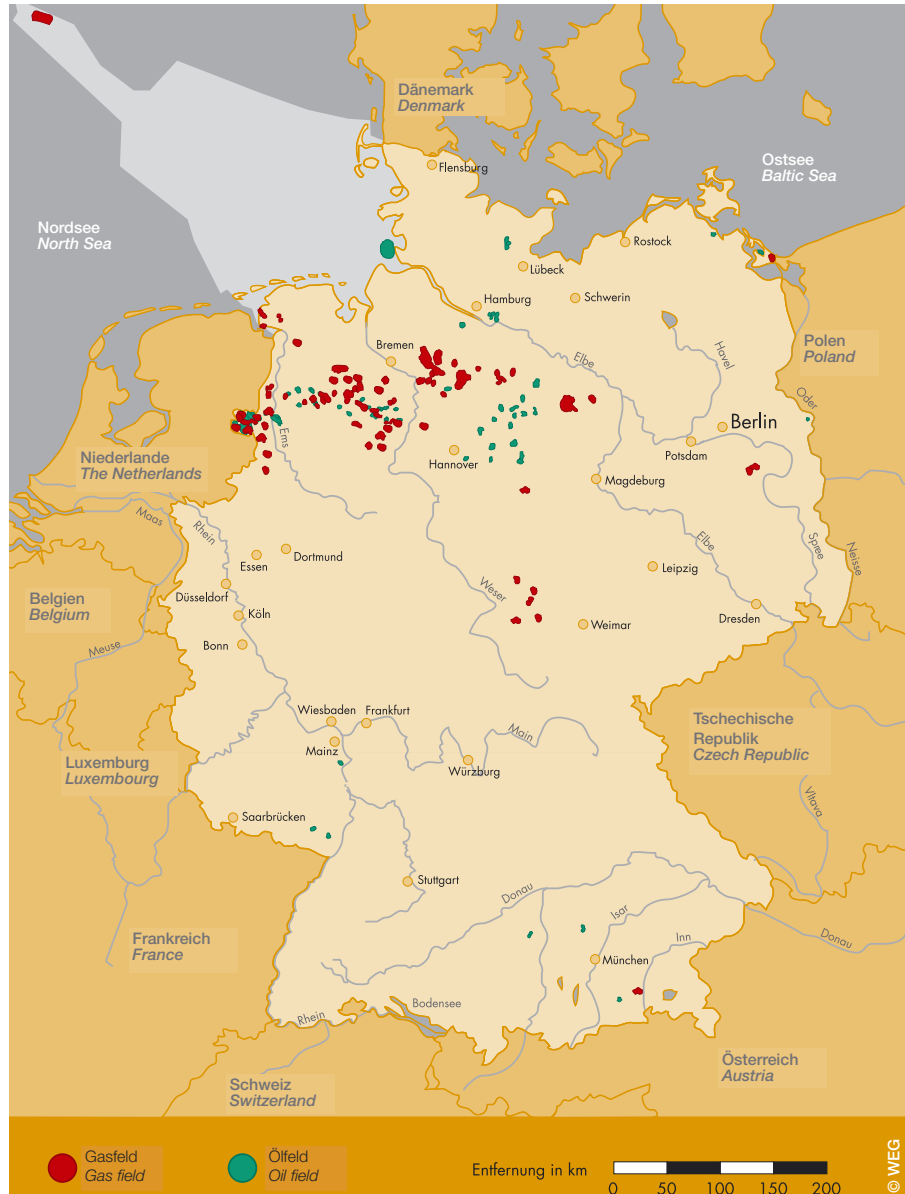
schema auf Basis des Datenbanksystems ACCESS™. Das Ergebnis war das Datenbankprogramm BeST (Bewertungsschema erdverlegter Sauer gas-Transportleitungen), dessen Eignung im Rahmen einer Mustererprobung nachgewiesen wurde. Grundzüge wie auch Ausführung von BeST wurden dem Landesbergamt vorgestellt und von ihm akzeptiert.

Umfassende Datenerfassung und Auswertung

In der nächsten Phase des Vorhabens wurden alle im Land Niedersachsen betriebenen Sauer gas-Transportleitungen erfasst und bewertet. Das sind 144 Rohrleitungsstrecken, die in insgesamt 257 Untersuchungsabschnitte eingeteilt wurden und einer Streckenlänge von insgesamt ca. 542 km entsprechen.

Die Datenerfassung der Rohrleitungen wurde von den verschiedenen Betreibergesellschaften selbst durchgeführt. In Einführungsseminaren der GRS wurden deren Mitarbeiter mit dem Bewertungsschema vertraut gemacht, bei der Erfassung aufgetretene Schwierigkeiten ausgeräumt und eine möglichst einheitliche Auffassung bei der Interpretation der einzelnen Bewertungsfragen erreicht. Ferner überprüften zwei GRS-Teams vor Ort stichprobenartig die Datenerfassungen im Hinblick auf Datenkonsistenz und Nachvollziehbarkeit.

Die Erfahrungen bei der Datenerfassung und Auswertung haben gezeigt, dass die von der GRS entwickelte Erfassungs- und Bewertungsmethodik und ihre DV-technische Umsetzung im Datenbanksystem BeST geeignet ist, die technische Integrität erdverlegter Sauer gas-Transportleitungen zu überprüfen. Alle erfassten Rohrleitungen erfüllten die im Vorfeld festgelegten Integritätskriterien, d. h. sie wurden zum Zeitpunkt der Erfassung auf hinreichend hohem technischem Niveau betrieben. Die Integrität der erfassten Rohrleitungen konnte für weitere fünf Jahre unter der Voraussetzung bestätigt werden, dass sich die gegebenen Betriebs- und Randbedingungen nicht verschlechtern. Verbesserungspotenzial zeigte sich erwartungsgemäß bei älteren Rohrleitungen. Die hier im Vergleich zu jüngeren Rohrleitungen bestehenden Defizite in der gefertigten Qua-



▲ Erdgas- und Erdölfelder in Deutschland

Natural gas and crude oil fields in Germany

lität können bis zu einem bestimmten Grad durch sicherheitsgerichtete Maßnahmen, wie z. B. zusätzliche Prüf- und Überwachungsmaßnahmen bzw. Absenkung des Betriebsdrucks, kompensiert werden.

Ausblick

Der WEG hat die GRS im Rahmen eines Anschlussvorhabens damit beauftragt, das Datenbankprogramm BeST so weiterzuentwickeln, dass auf dieser Grundlage die Integrität der erdverlegten

Sauer gas-Transportleitungen über ihre gesamte Betriebszeit weiter verfolgt und die Wirksamkeit sicherheitsgerichteter Maßnahmen bewertet werden kann. Auf dieser Grundlage soll ferner eine Version zur Bewertung der Integrität erdverlegter Süßgas-Transportleitungen – d. h. von Rohrleitungen, in denen „normales“ Erdgas ohne toxisch wirkende Schwefelwasserstoffbestandteile transportiert wird – erarbeitet werden. Die Arbeiten hierzu werden im Jahr 2005 in Kooperation der GRS-Abteilungen „Barrierenwirksamkeit“ und „Anlagentechnik“ durchgeführt.

Development and Testing of the BeST Database Program for the Assessment of the Integrity of Buried Sour Gas Pipelines

A remarkable share of about 20 % of the domestic natural gas consumption is produced in Germany. The largest production area is in Lower Saxony, particularly in the south Oldenburg area. Here, also "sour gas" is exploited and produced which contains, in addition to the actual usable gas, larger contents of toxic hydrogen sulphide which has to be separated in special purification facilities. Regarding reliability and integrity of the components carrying sour gas, stringent safety requirements have to be met.

Within the framework of non-nuclear activities, GRS staff have been dealing with safety assessments on the reliability and integrity of pressure-retaining components for many years. These assessments are used for the exploitation, transport and processing of sour gas and include deterministic fracture-mechanic analyses as well as probabilistic assessments on the frequencies of leaks and breaks to be expected as initiating event for releases. The scope of work performed in this field so far is about eight man years.

Following a suggestion of the responsible supervisory authority, the mining office of Lower Saxony (LBA), GRS developed in the years 2002 to 2004, on behalf of the *Wirtschaftsverband Erdöl- und Erdgasgewinnung e.V. (WEG)* and in close contact with the plant operators a database program for the integrity assessment on buried sour gas pipelines.

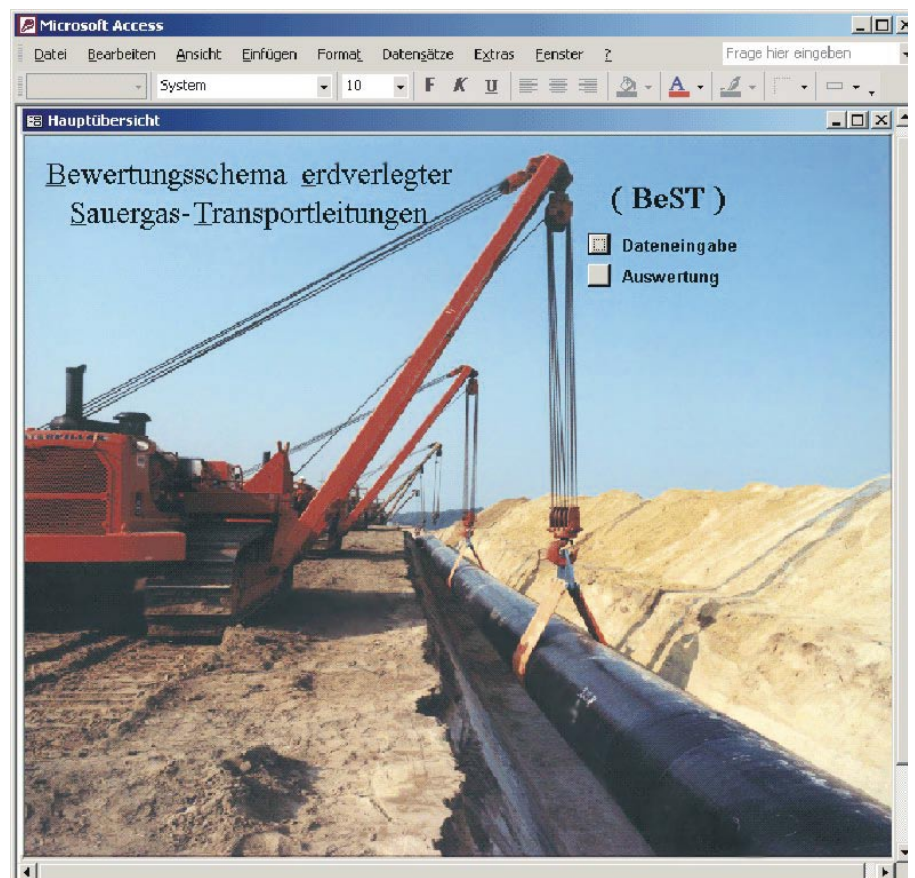
Development of the procedure and implementation in a database system

For the development of the assessment scheme, GRS decided to use a procedure on the basis of the positive experience of GRS with an "evaluation catalogue" developed for pipes of chemical facilities and the principles of the "General Specification Basic Safety" as requirement for break preclusion at nuclear power plants. First of all, GRS developed a catalogue of questions for the acquisition and evaluation of data on the different pipeline sections. Accordingly, the basis data of the pipeline or pipeline sections to be evaluated are acquired first. Further, four evaluation categories were defined and weighted from an engineering point of view:

- manufactured quality,
- operating and ambient conditions,
- monitoring and recurrent tests, and
- personnel qualification and other safety-related measures.

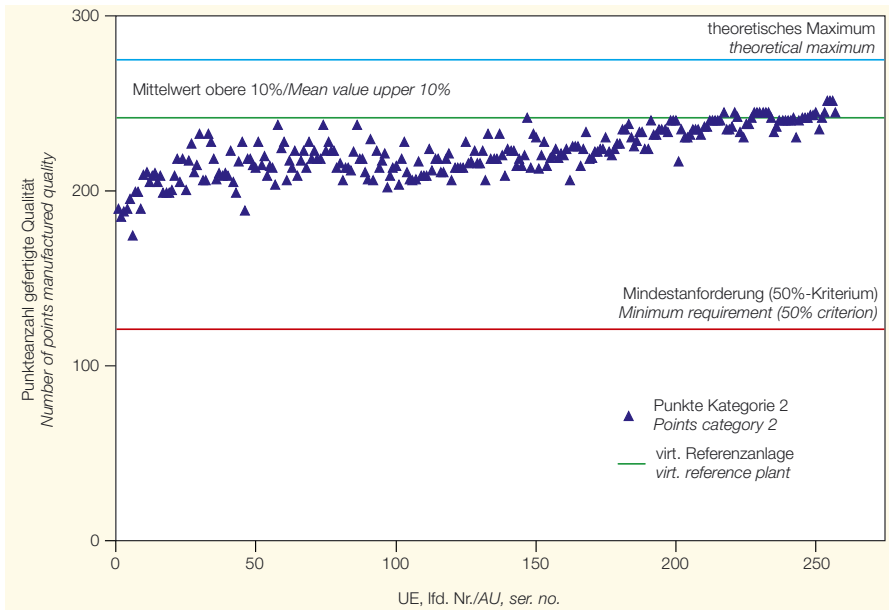
Questions are posed within the different categories to find out whether or to which extent the occurrence of certain damage scenarios and damage mechanisms can be excluded due to the given boundary conditions. Distinction is made between internal corrosion, external corrosion, mechanical failure, particularly due to manufacture imperfections or fatigue, external impact, particularly due to interference by third parties, as well as internal impacts.

According to the answers to the questions, evaluation points are awarded. In addition, so-called "knock-out criteria" were defined whose fulfilment is an absolute necessary condition for confirming integrity. Thus, there is a ranking of the pipeline sections examined which can be used for the further assessment of integrity and for a weak point analysis. Moreover, an integrity prediction for a limited period of further operation was to be made. GRS defined integrity criteria, i. e. minimum number of points which have



▲ Eingangsbildschirm nach Start der Datenbank BeST

Main screen after start-up of the BeST database



▲ Punktezahlen der erfassten Untersuchungseinheiten (UE) in der Kategorie „Gefertigte Qualität“
 Number of points of the analysis units (AU) under consideration in the category “manufactured quality”

to be achieved both in the total sum and in the individual categories.

On the basis of the procedure developed this way, GRS developed and tested a PC-based assessment scheme which, in turn, was based on the ACCESS™ database system. The result was the BeST database program (**B**ewertungsschema **e**rdverlegter **S**auergas-**T**ransportleitungen – assessment scheme for buried sour gas pipelines) whose suitability was verified within the framework of a pilot test. Features and design of BeST were presented to the mining office LBA and accepted by it.

Comprehensive data acquisition and evaluation

In the next phase of the project, all data on sour gas pipelines operated in Lower Saxony were acquired and assessed. These cover 144 pipelines which were divided into 257 analysis units and correspond to a total length of about 542 km.

The data on the pipelines were acquired by the different operator companies themselves. In introductory seminars of GRS, their staff were acquainted with the evaluation scheme, difficulties occurred during data acquisition were cleared up and a uniform interpretation

of the different evaluation questions to the largest possible extent achieved. Further, two GRS teams performed random in-situ examinations on the data acquisition regarding data consistency and traceability.

The experiences gained in data acquisition and evaluation showed that the corresponding methods developed by GRS and their implementation in the BeST are suitable to verify the technical integrity of buried sour gas pipelines. All pipelines covered

in the analysis fulfilled the predefined integrity criteria, i. e. they were operated at a sufficiently high technical level at the time of data acquisition. The integrity of the pipelines analysed was confirmed for another five years under the condition that the given operating and boundary conditions do not worsen. As expected, improvement potential was identified for older pipelines. The deficiencies in the manufactured quality existing here compared to younger pipelines can be compensated, to a certain degree, by safety-related measures, as e. g. additional test and monitoring measures and reduction of operating pressure.

Outlook

WEG commissioned GRS to further develop the BeST database program within the framework of a follow-up project in such a way that on this basis the integrity of the buried sour gas pipelines can be monitored and the effectiveness of safety-related measures can be assessed over the entire lifetime. Further, a version for the assessment of the integrity of buried sweet gas pipelines – i. e. pipelines for the transport of “normal” natural gas without toxic hydrogen sulphide components – shall be developed. The corresponding work will be performed in 2005 in co-operation of the Barrier Effectiveness Department and the Plant Engineering Department of GRS.

F. Michel



▲ Größter europäischer Erdgasspeicher „Rehden“
 Largest European Natural Gas Storage Facility “Rehden”

Stabsstelle Technik und Recht

Die Stabsstelle Technik und Recht hat sich als fester Unternehmensbestandteil der GRS etabliert. Das Angebot juristischer Expertise ist ein Geschäftsfeld der GRS, das sowohl von den Fachbereichen als auch von den Auftraggebern zunehmend nachgefragt wird. Dieser Umstand wird durch die erfolgreiche Akquisition von neuen Vorhaben dokumentiert, die das von der Stabsstelle zu bedienende Aufgabenspektrum erheblich erweitert und im abgelaufenen Geschäftsjahr den Ausbau der personellen Kapazitäten notwendig gemacht haben.

Beratung der Geschäftsführung und der Fachbereiche

Eine zentrale Aufgabe der Stabsstelle Technik und Recht ist es, die Geschäftsführung in allen unternehmensrechtlichen Fragestellungen zu beraten. Dieser Aufgabe ist sie im Jahr 2004 in vielfältiger Weise und mit großem Erfolg nachgekommen:

Anerkennung der Gemeinnützigkeit der GRS

Die Geschäftsführung konnte in mehreren Gesprächen mit dem Finanzministerium Düsseldorf und der Oberfinanzdirektion Köln Einvernehmen darüber erzielen, dass die GRS weiterhin als gemeinnützige Forschungseinrichtung anerkannt wird. Bis zuletzt bestanden zwischen den Vertretern der GRS und den Finanzbehörden konträre rechtliche Auffassungen in dieser für das Unternehmen existenziellen Frage. Die Mitarbeiter der Stabsstelle haben das Verfahren durch rechtliche Stellungnahmen begleitet. Auf diese Weise wurde ein entscheidender Beitrag zu den erfolgreichen Verhandlungen, an denen Hans Steinhauer gemeinsam mit der Geschäftsführung teilgenommen hat, geleistet.

Fortschreibung des Rahmenvertrages BMU – Entwurf eines Rahmenvertrages BMWA

Der mit dem BMU bestehende Rahmenvertrag über die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit und des Strahlenschutzes bedurfte der Anpassung insbesondere im Hinblick auf gemeinnützigkeitsrechtliche Aspekte. Mit

dem BMWA wurde im abgelaufenen Geschäftsjahr erstmals ein Rahmenvertrag über die Zusammenarbeit mit der GRS verhandelt. Beide Vertragsentwürfe wurden in enger Abstimmung mit der Stabsstelle Technik und Recht erstellt.

Gesellschaftsvertrag GRS

Im Geschäftsjahr 2004 wurden der Gesellschaftsvertrag der GRS und als Folge davon die „Geschäftsordnung für den Aufsichtsrat und seine Ausschüsse“ durch die Mitarbeiter der Stabsstelle und der Verwaltung umfassend überarbeitet und aktualisiert. Der Gesellschaftsvertrag und die Geschäftsordnung konnten innerhalb kürzester Zeit dem Aufsichtsrat und der Gesellschafterversammlung der GRS vorgelegt und beschlossen werden.

Preisprüfung

Einen weiteren Schwerpunkt der unternehmensinternen Tätigkeiten der Stabsstelle Technik und Recht bildete die juristische Unterstützung der Geschäftsführung in Fragen des Preisrechts. Eine langjährige Auseinandersetzung mit der Preisprüfungsbehörde über die Festsetzung von Rückforderungsansprüchen konnte aufgrund der besseren rechtlichen Argumente erfolgreich beendet und eine hohe finanzielle Belastung der GRS abgewendet werden.

Darüber hinaus steht die Stabsstelle Technik und Recht den Fachbereichen als Ansprechpartner für alle unternehmensrechtlichen Fragestellungen zur Verfügung. Hervorzuheben sind in diesem Zusammenhang zwei Projekte, an denen die Mitarbeiter der Stabsstelle im Jahr 2004 maßgeblich mitgewirkt haben.

„SARNET“

Die GRS hat im Mai 2004 mit 51 weiteren Organisationen den Europäischen Forschungsverbund „SARNET“ ins Leben gerufen, dessen Ziel es ist, internationale Ressourcen und Expertenwissen auf dem Gebiet der schweren Störfälle zusammenzuführen. Bei „SARNET“ handelt es sich um ein so genanntes „Network of Excellence“, ein Instrument des 6. Forschungsrahmenprogramms, das von der Europäischen Union unterstützt wird. Die rechtliche Grundlage des Zusammenschlusses bildet ein umfangreicher Konsortialvertrag, der unter der Federführung des Konsortiumsführers IRSN insbesondere mit den französischen und deutschen Partnern entwickelt wurde. In den Verhandlungen vertrat Marcus Fillbrandt die rechtlichen Interessen der GRS.

G8-Initiative zur Globalen Partnerschaft

Im Rahmen der G8-Initiative „Globale Partnerschaft gegen die Verbreitung von Massenvernichtungswaffen und -materialien“ entwarfen die Mitarbeiter der Stabsstelle Verträge für die Beauftragung der russischen Partner, die im Geschäftsjahr 2004 abgeschlossen werden konnten. In einem Seminar mit dem Titel „Vertrags- und Preisrecht“, das am 3. und 4. Juni 2004 in Moskau unter Teilnahme von Vertretern des Auftraggebers stattfand, wurden den russischen Partnern die Vertragskonstruktion sowie die administrative Umsetzung erläutert. Aufgrund des großen Anklangs, den das Seminar bei allen Beteiligten gefunden hat, sind weitere Veranstaltungen für das Jahr 2005 geplant.

Projekte

Die Stabsstelle Technik und Recht konnte ihr Auftragsvolumen im Geschäftsjahr 2004 erneut ausbauen. Dies ist ein Zeichen dafür, dass das interdisziplinäre Angebot von juristischer Expertise verbunden mit technisch-fachlichen Aussagen verstärkt nachgefragt wird und sich als Geschäftsfeld der GRS etabliert hat. Im Folgenden wird ein kurzer Überblick über die im Jahr 2004 neu hinzugekommenen Forschungsprojekte gegeben.

EMATOM

- PARAGRAPH
- JAHR
- DOKUMENTART
- ZUSÄTZLICHE MATERIALIEN
- VERORDNUNGEN

AGB in der Fassung von 1960

§ 7 Genehmigung von Anlagen
in der Fassung vom 01.01.1960

Zusätzliche Informationen

Änderungen

Beratung / Begründung

(1) Wer eine Anlage zur Erzeugung oder zur Spaltung von Kernbrennstoffen oder zur Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe errichtet, betreibt oder sonst innehat oder die Anlage oder ihren Betrieb wesentlich verändert, bedarf der Genehmigung.

(2) Die Genehmigung darf nur erteilt werden, wenn

- keine Tatsachen vorliegen, aus denen sich Bedenken gegen die Zuverlässigkeit des Antragstellers und der für die Errichtung, Leitung und Beaufsichtigung des Betriebs der Anlage verantwortlichen Personen ergeben, und die für die Errichtung, Leitung und Beaufsichtigung des Betriebs der Anlage verantwortlichen Personen die hierfür erforderliche Fachkunde besitzen,
- die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist,
- die erforderliche Vorsorge für die Erfüllung gesetzlicher Schadensersatzverpflichtungen getroffen ist,
- der erforderliche Schutz gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter gewährleistet ist,
- überwiegende öffentliche Interessen, insbesondere im Hinblick auf die Reinhaltung des Wassers, der Luft und des Bodens, der Wahl des Standorts der Anlage nicht entgegenstehen.

(3) Im Genehmigungsverfahren sind alle Behörden des Bundes, der Länder, der Gemeinden und der sonstigen Gebietskörperschaften zu beteiligen, deren Zuständigkeitsbereich berührt wird. Bestehen zwischen der Genehmigungsbehörde und einer beteiligten Bundesbehörde Meinungsverschiedenheiten, so hat die Genehmigungsbehörde die Weisung des Bundesministers für Atomkernenergie und Wasserwirtschaft einzuholen. Im übrigen wird das Genehmigungsverfahren nach den Grundsätzen der §§ 17 bis 19 und 49 der Gewerbeordnung durch Rechtsverordnung geregelt.

(4) § 26 der Gewerbeordnung gilt sinngemäß für Einwirkungen, die von einer genehmigten Anlage auf ein anderes Grundstück ausgehen.

▲ Die Datenbank „EMATOM“ stellt alle Atomgesetz-Novellen in elektronischer Form zur Verfügung. Es ist vorgesehen, dass auch die Gesetzesmaterialien (Bundestagsdrucksachen, Bundesratsdrucksachen) in die Datenbank eingestellt werden.

The “EMATOM” database provides access to all amendments to the Atomic Energy Act in electronic form. It is planned that legislative materials (publications of the Federal Parliament and the Federal Council) will also be entered into the database.

Rechtsfragen zur Stilllegung kerntechnischer Einrichtungen

Unter anderem infolge des Ausstiegs aus der friedlichen Nutzung der Kernenergie ist kurzfristig mit einer großen Anzahl von neuen Stilllegungsverfahren für Kernkraftwerke zu rechnen. Ziel und Schwerpunkt des Forschungsvorhabens „Rechtsfragen zur Stilllegung kerntechnischer Einrichtungen“ ist deshalb die rechtlich-fachliche Unterstützung des BMU bei der Bearbeitung der auftretenden juristischen Fragen sowie gegebenenfalls bei der Vorbereitung von Rechtssetzungsverfahren.

Pariser Atomhaftungsübereinkommen

Ein Beispiel für die internationale Ausrichtung des deutschen Atomgesetzes ist das Atomhaftungsrecht. Mit der Novellierung des „Abkommens über die Haftung gegenüber Dritten auf dem Gebiet der Kernenergie (Pariser Atomhaftungsübereinkommen)“ im Jahr 2004 steht das BMU als zuständiges Ministerium vor der Aufgabe, die Vorschrif-

ten des nationalen Atomrechts hinsichtlich ihres Änderungsbedarfs zu überprüfen und gegebenenfalls Anpassungen vorzunehmen. Zur Bewältigung dieser Aufgabe bedarf es neben fundierten Kenntnissen des nationalen wie internationalen Atomhaftungsrechts auch einer technisch-fachlichen Bewertung der Auswirkungen möglicher Umsetzungsvorschläge. Aufgrund dieses interdisziplinären Charakters ist die Stabsstelle Technik und Recht der ideale Partner des BMU für das Forschungsvorhaben „Umsetzung der Art. 7 und 10 des Pariser Atomhaftungsübereinkommens in nationales Recht“.

EMATOM

Die von der Stabsstelle entwickelten Datenbanken „JURATOM“ und „Paula“ sind im Jahr 2004 um die Datenbank „EMATOM“ erweitert wurden. In diesem Pilotvorhaben werden dem Benutzer alle Atomgesetz-Novellen in elektronischer Form zur Verfügung gestellt. Es ist vorgesehen, dass auch die Gesetzesmaterialien (Bundestagsdrucksachen, Bundesratsdrucksachen) in die Datenbank eingestellt werden.

Seminare, Veranstaltungen

Anlässlich des Entwurfs der Veränderungssperrenverordnung für den Salzstock Gorleben fanden in Lüchow am 23. und 24. September 2004 zwei Informationsveranstaltungen für die Bevölkerung und die betroffenen Gemeinden des Landkreises Lüchow-Dannenberg mit Vertretern des Bundesumweltministeriums statt. Neben der inhaltlichen Vorbereitung und Organisation der Veranstaltungen fiel der Stabsstelle Technik und Recht die Aufgabe zu, den Inhalt und die Auswirkungen der geplanten Verordnung im Rahmen eines Einführungsvortrages zu erläutern.

Es ist mittlerweile eine gute Tradition, dass – im Jahr 2004 mit Sven Dokter – ein junger Kollege der Stabsstelle die Aufgabe der Organisation und Leitung in der Seminarreihe „Informationsaustausch zu aktuellen Rechtsfragen in den GUS-Staaten, den Baltischen Staaten, den MOE-Staaten und in Deutschland zu Gesetzgebung, Genehmigung und Aufsicht bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie“ übernimmt. Das Seminar fand in der Zeit vom 13. bis zum 17. Dezember 2004 in der GRS in Garching statt. Das hohe Niveau der Veranstaltung spiegelte sich in der Liste der Teilnehmer und Referenten wider. Die Delegationen aus Russland und der Ukraine wurden von Vertretern der jeweiligen Staatsduma angeführt.

Ausblick

Zum Ende des Jahres 2004 stand die Vergabe neuer Forschungsvorhaben aus dem Bereich des Strahlenschutzrechts und des Europäischen Kernenergierechts kurz vor dem Abschluss. Aufgrund dieser Entwicklung wird die Stabsstelle Technik und Recht auch im Geschäftsjahr 2005 einen positiven Beitrag zu dem Unternehmenskonzept der GRS leisten können, die Kompetenz des Unternehmens durch die Einstellung junger Mitarbeiter zu erhalten.

Staff Unit Technology and Law

The Staff Unit Technology and Law established itself as an integral part of GRS. The offer of judicial expertise is a field of GRS where the demand increases by the technical divisions as well as by external customers. This is documented by the successful acquisition of new projects which considerably extends the range of tasks to be carried out and which necessitated the expansion of personnel capacities in the last business year.

Advisory services for the general management and the technical divisions

A central tasks of the Staff Unit Technology and Law is to advise the general management in all issues related to corporate law. Since 2004, it has been fulfilling this task with great success in many different ways:

Recognition of non-profit status of GRS

In several meetings with the Ministry of Finance Düsseldorf and the Superior Finance Directorate (OFD) Köln, the general management achieved agreement that GRS will further be recognised as research organisation with non-profit status. Until the end of the discussions, GRS representatives and the revenue authorities had contrary legal opinions on this issue being existential to GRS. The Staff Unit members accompanied the procedure by means of legal statements. This way, a decisive contribution was made to the successful negotiations in which Hans Steinhauer participated together with the GRS management.

Follow-up of the framework agreement BMU - draft framework agreement BMWA

It was necessary to amend the framework agreement with the BMU on co-operation in the field of nuclear safety and radiation protection particularly with regard to aspects related to the non-profit status. In the last business year, negotiations were held with the BMWA for the first time on a framework agreement on co-operation with GRS. Both draft agreements were developed in close consultation with the Staff Unit Technology and Law.

GRS articles of partnership

In 2004, the GRS articles of partnership and, in consequence of it, the "Rules of procedure for the supervisory board and its committees" were reviewed and updated by members of the Staff Unit Technology and Law and the administration. The articles of partnership and the rules of procedure were submitted to the supervisory board and the meeting of shareholders of GRS, and adopted within the shortest time frame.

Price inspection

Another focal point of GRS-internal activities of the Staff Unit Technology and Law was judicial support of the management in questions related to price law. Due to the better legal arguments, a long-standing dispute with the price inspection authority about the settlement of claims for restitution could be terminated successfully, thus adverting a high financial burden on GRS.

In addition, the Staff Unit Technology and Law is a contact partner for all technical divisions in questions related to corporate law. In this regard, emphasis is to be placed on two projects in which members of the Staff Unit Technology and Law decisively participated in 2004.

"SARNET"

In May 2004, GRS founded the European research association "SARNET" together with 51 organisations whose aim is to bring together international resources and expert knowledge in the field of severe accidents. "SARNET" is a so-called "network of excellence", an instrument of the 6th Framework Programme supported by the European Union. The legal basis of this network is a comprehensive consortium agreement developed, in particular, by the

French and German partners under the leadership of IRSN. In the negotiations, Marcus Fillbrandt represented the legal interests of GRS.

G8 initiative on global partnership

Within the framework of the G8 initiative "Global Partnership Against the Spread of Weapons and Materials of Mass Destruction", members of the Staff Unit Technology and Law developed agreements for the commissioning of Russian partners which could be concluded in 2004. In a seminar on contract and price law, held in Moscow on 3 and 4 June 2004 with the participation of representatives of the customer, contract construction and administrative implementation were explained to the Russian partners. Due to the considerable response to the seminar by all participants, further events are planned for 2005.

Projects

In 2004, the Staff Unit Technology and Law was again in the position to expand the volume of contracts. This is a sign that there is an increased demand for the interdisciplinary offer of judicial expertise together with technical statements and that it established itself as field of work of GRS. In the following, a short survey is given on the new research projects in 2004.

Legal questions related to the decommissioning of nuclear installations

Inter alia due to the phase-out of the use of nuclear energy for peaceful purposes, a large number of new decommissioning procedures for nuclear power plants is to be expected in the short term. Thus, aim and focal point of the research project on legal questions related to the decommissioning of nuclear installations is the legal-technical support of the BMU in the handling of judicial questions arising and, where required, in the preparation of legislative procedures.



▲ Vom 13. bis 17. Dezember 2004 fand in der GRS in Garching das Seminar „Informationsaustausch zu aktuellen Rechtsfragen in den GUS-Staaten, den Baltischen Staaten, den MOE-Staaten und in Deutschland zu Gesetzgebung, Genehmigung und Aufsicht bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie“ statt. Gruppenfoto von Teilnehmern des Seminars.

The seminar on information exchange on current legal topics in the CIS states, Baltic states, CEE states and in Germany regarding legislation, licensing and supervision in connection with the peaceful use of nuclear energy was held from 13 to 17 December 2004 at GRS Garching. Group photo of seminar participants.

Paris Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy

One example for the international orientation of the German Atomic Energy Act is the nuclear liability legislation. With the amendment of the “Paris Convention on Third Party Liability in the Field of Nuclear Energy“ (the Paris Convention)“ in 2004, the BMU, as responsible ministry, is confronted with the task to review the regulations of the national nuclear legislation with regard to its need for amendment and to make adjustments where required. To cope with this task, a technical assessment of the consequences of potential amendment proposals is required in addition to a sound knowledge of national and international nuclear liability legislation. Due to this interdisciplinary character, the Staff Unit Technology and Law is the ideal partner of the BMU for the research project on the implementation of Articles 7 and 10 of the Paris Convention into national law.

EMATOM

In 2004, the “JURATOM“ and “Paula“ databases, developed by the Staff Unit Technology and Law, have been

supplemented by the “EMATOM“ database. In this pilot project, the users have access to all amendments to the Atomic Energy Act in electronic form. It is planned that legislative materials (publications of the Federal Parliament and the Federal Council) will also be entered into the database.

Seminars, events

Regarding the draft on the ordinance to freeze development at the Gorleben salt dome, two information meetings took place in Lüchow on 23 and 24 September 2004 for the public and the communities concerned of the Lüchow-Dannenberg district with representatives of the Federal Ministry for the Environment. In addition to the preparation of the topics to be handled and organisation of these meetings, the Staff Unit Technology and Law had the task to explain contents and consequences of the planned ordinance in an introductory lecture.

It has become a good tradition – in 2004 with Sven Dokter – that a young colleague of the Staff Unit Technology and Law undertakes the task of organisation and management in the seminar series on

information exchange on current legal topics in the CIS states, Baltic states, CEE states and in Germany regarding legislation, licensing and supervision in connection with the peaceful use of nuclear energy. The seminar was held from 13 to 17 December 2004 at GRS Garching. The high level of the meeting was reflected by the list of participants and lecturers. The delegations from Russia and the Ukraine were led by representatives of the respective State Duma.

Outlook

By the end of 2004, awarding of new research projects in the field of radiation protection legislation and the European nuclear energy legislation was near completion. Due to this development, the Staff Unit Technology and Law will also be able in 2005 to make a positive contribution to the corporate concept of GRS to maintain competence by the recruitment of young staff.

M. Fillbrandt

Fortschreibung des kerntechnischen Regelwerks

Durch das Atomgesetz ist die Exekutive verpflichtet, bei Beurteilungen der erforderlichen Schadensvorsorge den jeweils aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zugrunde zu legen. Nach herrschender Auffassung ist der Stand von Wissenschaft und Technik von der Genehmigungsbehörde zu ermitteln. Sie muss in wertender Entscheidung den jeweiligen Erkenntnisstand für den einzelnen Genehmigungsfall konkretisieren. Eine besondere Bedeutung für die Ermittlung des Standes von Wissenschaft und Technik hat dabei das kerntechnische Regelwerk. Es hat die Aufgabe „sicherheitstechnische Anforderungen anzugeben, bei deren Einhaltung die nach Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen ist.“ Diese Feststellung setzt jedoch voraus, dass das kerntechnische Regelwerk zur Sicherstellung der bestmöglichen Schadensvorsorge kontinuierlich darauf geprüft wird, ob es dem Stand von Wissenschaft und Technik entspricht. Gegebenenfalls muss es nachgeführt werden.

Es ist in der jüngeren Vergangenheit wiederholt dargelegt worden, dass das kerntechnische Regelwerk in Deutschland nicht durchgängig auf Übereinstimmung mit dem Stand von Wissenschaft und Technik überprüft und entsprechend weiterentwickelt worden ist. Insbesondere im untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerk existieren Defizite in Bezug auf Übereinstimmung mit dem Stand von Wissenschaft und Technik, wie er sich z. B. aus den in der IAEO international diskutierten Sicherheitsanforderungen ableiten lässt. In der jüngeren Vergangenheit vorgenommene Anstrengungen, z. B. durch KTA 2000, um das untergesetzliche kerntechnische Regelwerk mit dem Stand von Wissenschaft und Technik in Einklang zu bringen waren nicht erfolgreich.

Ziel des im September 2003 vom BMU gestarteten Vorhabens „Regelwerksfortschreibung“, das im Wesentlichen gemeinsam von der GRS, dem Öko-Institut und dem Bremer Physikerbüro bearbeitet wird, ist es, im aktuellen untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerk vorhandene Abweichungen vom Stand von Wissenschaft und Technik oder diesbezügliche Lücken zu identifizieren und Vorschläge für die erforderlichen Aktualisierungen vorzulegen. Lücken oder Abweichungen ergeben sich bei den Sachverhalten, die bisher im kerntechnischen Regelwerk noch nicht dargestellt sind und bei denen neuere Erkenntnisse oder Entwicklungen vorliegen, die eine Weiterentwicklung der bestehenden sicherheitstechnischen Anforderungen notwendig machen. Anhaltspunkte für neuere Erkenntnisse ergeben sich durch einen Vergleich mit dem Stand internationaler Regelwerke, auf der Grundlage praktischer Erfahrungen aus der Anwendung des bestehenden kerntechnischen Regelwerks und der Erkenntnisse aus der sicherheitstechnischen Bewertung von Vorkommnissen und weiteren Betriebserfahrungen. Hierbei wird insbesondere auf Ergebnisse aus den im Auftrag des BMU

durchgeführten Vorhaben oder laufenden Arbeiten zurückgegriffen.

Es ist auch zu prüfen, inwiefern die gutachterliche Praxis sowie das behördliche Vorgehen, soweit es den an der Bearbeitung des Vorhabens beteiligten Organisationen bekannt ist, bereits Weiterentwicklungen des Standes von Wissenschaft und Technik gegenüber den bestehenden sicherheitstechnischen Anforderungen des kerntechnischen Regelwerks darstellen, die ins Regelwerk aufzunehmen wären. Dabei sollen u. a. auch die Erkenntnisse einfließen, die im Rahmen der KTA 2000-Arbeiten gewonnen wurden.

Ziel des Vorhabens ist es nicht, Regeln des KTA zu überarbeiten bzw. zu erstellen. Jedoch werden Hinweise auf eine weitere inhaltliche Ausbildung von Regelungen auf der Ebene der Regeln des KTA, falls erforderlich, erwartet.

Die Arbeiten zur Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks decken alle sicherheitstechnisch relevanten Sachverhalte ab und sind in insgesamt elf Regeltextmodule gegliedert. Die inhaltliche Projektdurchführung wird durch zehn

Teams wahrgenommen. Die Teamleiter sind für die qualitäts- und termingerechte Durchführung der Arbeiten verantwortlich. Das Projekt reflektiert die Möglichkeiten und Fähigkeiten der GRS zum interdisziplinären Zusammenwirken der verschiedenen Fachgebiete unter Einbeziehung verschiedener Unterauftragnehmer. Dabei wurden die Unterauftragnehmer so gewählt, dass die Meinungsvielfalt zu sicherheitstechnischen Fragestellungen sichergestellt ist.

Die wesentliche Aufgabe der Teams besteht in der Aktualisierung von Regelinhalten. Als Nebeneffekt wird ein nicht unerheblicher Beitrag zum Wissensmanagement geschaffen, indem die Hintergründe der einzelnen Regeltextvorschläge detailliert dokumentiert werden. Von vorneherein wurde bei der Projektdurchführung auf eine transparente Darlegung der Arbeitsergebnisse orientiert. Als äußeres Zeichen dieses Ansatzes ist der Internetauftritt der im Vorhaben erstellten Module zu sehen. Hierdurch wird erreicht, dass die Ergebnisse des Vorhabens allen Interessierten zur Information und Diskussion zur Verfügung stehen.

Der inhaltliche Rahmen für die Aktualisierung von Regelinhalten ist durch das sicherheitstechnische Grundkonzept eines in die Tiefe gestaffelten Schutzes („defense-in-depth“) in Verbindung mit dem aus mehreren Barrieren gebildeten Barrierenkonzept gegeben.

Die Arbeiten haben in vielfältiger Weise Bezüge zu bereits abgeschlossenen oder noch laufenden BMU-Vorhaben aus dem Reaktorsicherheits- oder dem internationalen Bereich. Es werden konsequent die Ergebnisse der Vorhaben genutzt, die sich mit dem Vergleich internationaler Regeln mit dem deutschen Regelwerk, mit der Entwicklung und praktischen Umsetzung harmonisierter europäischer Sicherheitsstandards, mit generischen Sicherheitsfragen zu ausländischen Kernkraftwerken und der sonstigen fachlichen Zuarbeit zur multilateralen regulatorischen Zusammenarbeit befassen. Die Ergebnisse aus der Auswertung der Erfahrungen aus dem Betrieb von Kernkraftwerken in Deutschland werden ebenfalls systematisch daraufhin geprüft, ob die Anforderungen fortgeschrieben und entsprechend berücksichtigt werden müssen.

Bisher wurden sechs Regelwerksmodule erstellt, in der Steuerungsgruppe „Regelwerk“ gelesen sowie auf einer speziellen Internetseite veröffentlicht.

Es handelt sich dabei um

- Modul 1: „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen“,
- Modul 2: „Anforderungen an die Auslegung des Reaktorkerns von Kernkraftwerken“,
- Modul 3: „Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“,
- Modul 4: „Anforderungen an die Ausführung der druckführenden Umschließung sowie der drucktragenden äußeren Systeme“,
- Modul 5: „Leittechnik“,
- Modul 6: „Anforderungen an Nachweisführungen“.

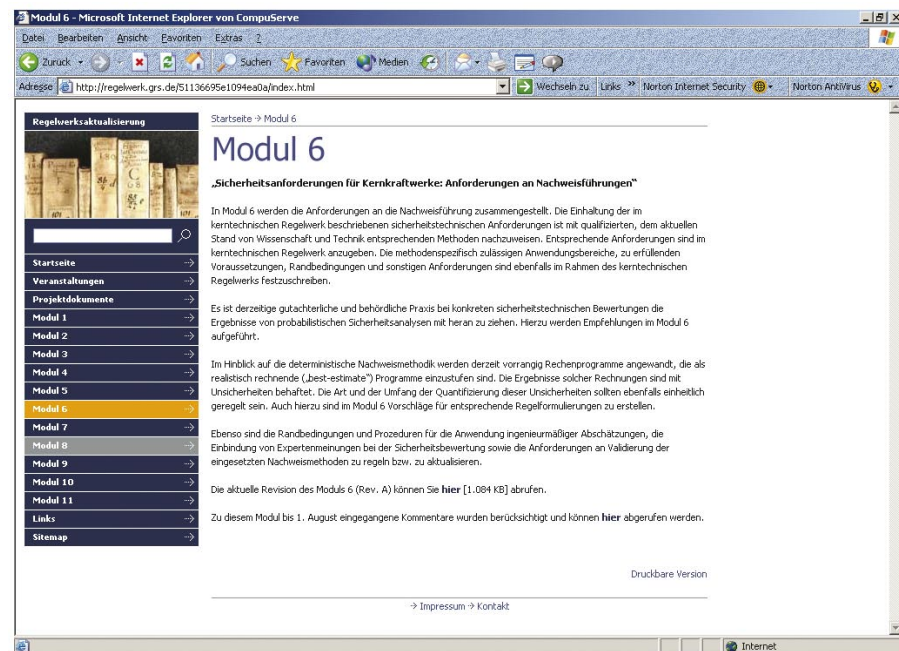
Für das Jahr 2005 sind folgende Arbeitsschritte geplant:

- Erstellung und Veröffentlichung der nachfolgenden Regeltextmodule im Frühjahr 2005,
- Modul 7: „Anforderungen an den präventiven und mitigativen Notfallschutz“,
- Modul 8: „Anforderungen des Personalorganisatorischen Sicherheitskonzepts“,
- Modul 9: „Anforderungen an den Strahlenschutz“,
- Modul 10: „Bauwerke, Systeme und Komponenten“,
- Modul 11: „BE-Lagerung und -Handhabung“,
- Juni/Juli 2005: Verfügbarkeit aller Module im Internet,
- Abschluss der Kommentierungsphase bis Ende August 2005,
- Auswertung der Kommentare, gegebenenfalls Berücksichtigung in den Modulen bis Ende des Jahres 2005 und
- Veröffentlichung durch das BMU Anfang des Jahres 2006.



▲ Die Homepage zur Aktualisierung des kerntechnischen Regelwerks informiert regelmäßig über den Fortgang der Arbeiten.

The homepage on the update of the nuclear rules and regulations regularly informs of the work progress.



▲ Für das kerntechnische Regelwerk wurden bisher sechs Regelwerksmodule erstellt und in der Steuerungsgruppe „Regelwerk“ gelesen. Beispielhaft ist hier das Modul 6 „Anforderungen an Nachweisführungen“ aufgeführt.

Six regulation modules were already developed for the nuclear rules and regulations and approved by the working group on regulations (Regelwerk). Here, Module 6 "Requirements on safety verifications" is instanced.

Update of the Nuclear Rules and Regulations

Under the terms of the Atomic Energy Act, the executive is obliged to use the respective prevailing state of the art of science and technology as a basis for evaluations of the required protection objectives. In the prevailing opinion, the state of the art in science and technology has to be defined by the licensing authority. By dint of a judgemental decision, it has to concretise the respective state of knowledge regarding the individual case to be licensed. Here, the nuclear rules regulations are of particular importance for the determination of the state of the art in science and technology. They have the task "of specifying safety-related requirements which shall be met with regard to precautions to be taken in accordance with the state of science and technology against the damage arising from the construction and operation of the facility". Yet, to ensure the best possible protection objectives, this specification implies that the nuclear rules and regulations are continuously reviewed for their compliance with the state of the art in science and technology. If necessary, the rules and regulations have to be updated.

In the recent past, it was repeatedly stated that, in Germany, the nuclear rules and regulations have not continuously been reviewed for their compliance with the state of the art in science and technology and not further developed accordingly. In particular regarding the non-statutory nuclear regulations, deficits exist regarding the compliance with the state of the art in science and technology derived e. g. from the safety requirements discussed on an international level at the IAEA. The attempts made in the recent past, e. g. by KTA 2000, in order to align the non-statutory nuclear regulations with the state of the art in science and technology were not successful.

The project on the update of rules and regulations initiated in September 2003 by the BMU, which is primarily conducted by GRS, the ECO-Institute and the Physikerbüro Bremen, is aimed at identifying the deviations from the state of the art in science and technology existent in the present non-statutory nuclear regulations or respective loopholes and at presenting proposals for the required updates. Loopholes and deviations arise in circumstances which are not yet dealt with in the nuclear rules regulations and for which new findings or developments are existent, necessitating a further development of the present safety requirements. Indications for newer findings arise from the comparison with the state of international rules regulations on the basis of practical experiences with the application of the present nuclear rules and regulations and the findings from safety assessments of events and further operating experience. Here, in particular, results from projects or current work performed on behalf of the BMU are referred to.

It also needs to be reviewed to what extent the expert practices as well as the proceeding by the authorities, as far as they

are known by the organisations participating in the project, already represent further developments of the state of the art in science and technology regarding the existing safety requirements of the nuclear regulations which need to be included in the regulations. Here, i. a. the findings gained in the framework of the work on KTA 2000 are to be incorporated.

The objective of the project is not to revise or to develop KTA standards, but indications to a further content-related development of regulations on the level of the KTA standards are, if necessary, expected.

The work on the update of the nuclear rules and regulations cover all safety-relevant circumstances and are classified according to eleven regulation text modules. The content-related implementation of the project is realised by ten teams. The team leaders are responsible for the implementation of the work in due time and in the required quality. The project reflects the potentialities and competences of GRS in regard to the interdisciplinary collaboration of different areas, also involving different sub-contractors. The sub-contractors

were chosen in such a manner that the diversity of opinion on safety-related issues is ensured.

The main objective of the teams consists in the updating of the contents of the regulations. A side effect is the not irrelevant contribution to the knowledge management by documenting the background of the individual proposals for the regulation text in detail. At the outset, a transparent presentation of the results during the implementation of the project has been of great importance. The internet presence with the modules compiled during the project can be regarded as the external sign of this approach. In doing so, the objective of making the project results available to all interested parties is achieved.

The respective framework for the update of the regulations' contents is given by the safety-related basic concept of a defence-in-depth approach in connection with a barrier concept comprising several barriers.

In a multifarious manner, the works bear references to already completed or still running BMU projects in the field of reactor safety or in the international field. Results of projects dealing with the comparison of international and German regulations, with the development and practical implementation of harmonised European safety standards, with generic safety issues of foreign nuclear power plants and with other technical support for multilateral regulatory co-operation are consistently used. The results of the evaluation of the experience with the operation of nuclear power plants in Germany are also systematically reviewed whether the requirements must be updated and correspondingly taken into consideration.

The following six regulation modules have already been developed, approved by the working group on rules and regulations (Regelwerk) and published on a special website:

- Module 1: "Safety requirements for nuclear power plants: Basic safety requirements"
- Module 2: "Requirements on the design of the reactor core in nuclear power plants"

- Module 3: "Events to be considered at pressurised and boiling water reactors"
 - Module 4: "Requirements on the design of the pressure boundary and the pressure-retaining external systems"
 - Module 5: "Instrumentation and control"
 - Module 6: "Requirements on safety verifications"
- Following work steps are planned for the year 2005:
- Development and publication of the following regulation text modules in spring 2005
 - Module 7: "Requirements on the preventive and mitigative accident management"
 - Module 8: "Requirements of the personnel-organisational safety concept"
 - Module 9: "Requirements on radiation protection"
 - Module 10: "Structures, systems and components"
 - Module 11 "Fuel assembly storage and handling"
 - June/July 2005: Availability of all modules on the internet,
 - completion of the annotation phase by the end of August 2005,
 - evaluation of the comments, consideration in the modules by the end of 2005, where required, and
 - publication by the BMU beginning of 2006.

M. Mertins

8

Internationale Zusammenarbeit

International Co-operation

Grundsätze

Die kontinuierliche Weiterentwicklung wissenschaftlicher Erkenntnisse und Methoden für den Schutz von Mensch und Umwelt vor den Gefahren und Risiken technischer Anlagen, insbesondere auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit, der Sicherung, der Entsorgung und des Umweltschutzes steht im Zentrum internationaler Kooperationen der GRS. Ihr Ziel ist es, den hohen Sicherheitsstandard auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit zu erhalten und kontinuierlich weiter auszubauen.

Nukleare Sicherheit, die Entsorgung radioaktiver Abfälle und die Kontrolle der Nicht-Weiterverbreitung von Kernbrennstoff- und Spaltmaterialien überschreiten als globale Herausforderung Ländergrenzen. Internationale Sicherheitspartnerschaften sind unabdingbar. Deshalb ist nach wie vor die Zusammenarbeit mit den west-, mittel- und osteuropäischen Ländern vordringlich. Die GRS liefert hierbei wissenschaftlich abgesicherte Analysen und Bewertungen und arbeitet eng mit verantwortlichen Organisationen auf nationaler und internationaler Ebene zusammen. Ihr Ziel ist es, die jeweiligen Sicherheitsanforderungen dem erforderlichen Stand anzupassen, um dadurch die Sicherheit der Anlagen grundlegend zu verbessern oder zu einer Außerbetriebnahme von Altanlagen beizutragen.

Als führende wissenschaftlich-technische Sachverständigenorganisation des Bundes und Kompetensträger auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit stellt die GRS bei ihren vielfältigen internationalen Aktivitäten wissenschaftlich-technische Expertise bereit und hält eine große Anzahl sachkundiger Mitarbeiter vor.

Bilaterale und multilaterale Vereinbarungen sichern die Mitwirkung bei Sicherheits-

bewertungen und Risikominderung und dienen der Stärkung unabhängiger atomrechtlicher Behörden und Institutionen vor allem in den mittel- und osteuropäischen Ländern.

Kooperationspartner

Zusammen mit ihrem französischen Partner, dem Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) und ihrer gemeinsamen Tochter RISKAUDIT ist die GRS in Europa Teil eines leistungsstarken und führenden wissenschaftlich-technischen Fachverbundes auf den Gebieten nukleare Sicherheit, Sicherung und Entsorgung.

Weitere Kooperationspartner auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit sind folgende behördliche und wissenschaftlich-technische Institutionen: die atomrechtlichen Behörden Russlands, der Ukraine, Litauens, der Slowakei, Tschechiens, Bulgariens, Rumäniens und Ungarns sowie deren Sachverständigenorganisationen, das Kurtschatow-Institut in Moskau, das regionale Zentrum für nukleare Sicherheit in Bratislava (CENS), das internationale Tschernobyl-Zentrum (ICC), die niederländische Behörde (KFD), die „Nuclear Regulatory Commission“ (USNRC), das „Electric Power Research Institute“ (EPRI) und das US Department of Energy, Carlsbad Area Office“ (DOE (CAO)) in den USA, das „Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire“ (IRSN) in Frankreich, die „Japan Nuclear Energy Safety Organization“ (JNES) und das „Japan Atomic Energy Research Institute“ (JAERI), der „Consejo de Seguridad Nuclear“ (CSN) in Spanien, die „Health and Safety Executive“ (HSE) in Großbritannien, die „Turkish Atomic Energy Authority“ (TAEK) in der Türkei, das „Comissão Nacional de Energia Nuclear“ (CNEN) in Brasilien, die argentinische „Autoridad Regulatoria Nuclear“ (ARN),

die koreanische Behörde „Korea Institute for Nuclear Safety“ (KINS) und das „Korea Atomic Research Institute“ (KAERI) sowie die chinesische Behörde „National Nuclear Safety Authority“ (NNSA), die belgische Sachverständigenorganisation „Association Vinçotte Nucléaire“ (AVN), die schwedische Behörde „Swedish Nuclear Power Inspectorate“ (SKI) sowie die finnische Behörde „Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety“ (STUK) und „Fortum Engineering Ltd.“ (FORTUM).

Auf dem Gebiet der Endlagerung radioaktiver Abfälle bestehen Kooperationen mit der schweizerischen Nationalen Genossenschaft für Endlagerung (NAGRA), der spanischen „Empresa Nacional des Residuos Radioactivos SA“ (ENRESA), der französischen „Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs“ (ANDRA) und dem russischen „VNIPI Promtechnology“.

Ziele der internationalen Zusammenarbeit

Die wichtigsten Ziele internationaler Zusammenarbeit der GRS sind,

- die internationale Entwicklung fachlich zu unterstützen, um die Risiken bei der Atomenergienutzung zu minimieren, insbesondere durch zuverlässige Verhinderung nuklearer Störfälle, entsprechende Anlagen zu sichern sowie Mensch und Umwelt vor radioaktiver Strahlung zu schützen,
- die Sicherheit und Risikovorsorge kerntechnischer Anlagen in Deutschland und in anderen Ländern entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik zu gewährleisten und weiterzuentwickeln,



▲ In der GRS-Datenbank „Generische Sicherheitsfragen“ (GESI) werden alle neuen anlagenübergreifenden Sicherheitsfragen erfasst und der Aufsichtsbehörde in aufbereiteter Form zur Verfügung gestellt. Damit kann rasch auf aktuelle sicherheitstechnische Entwicklungen reagiert werden.

In the GRS database on generic safety issues "Generische Sicherheitsfragen" (GESI), all new generic safety issues are recorded, processed and made available to the supervisory authority, thus enabling early response to topical safety-related-developments.

- an der technischen Definition hoher Sicherheits- und Sicherungsstandards national, wie international mitzuwirken,
- die eigene Wissensbasis zu verbreiten und die Fachkompetenz zu erhalten,
- die internationale Arbeitsteilung bei der Lösung wichtiger generischer Sicherheitsaufgaben durch Bündelung der Ressourcen zu nutzen und
- den Missbrauch von Nukleartechniken und jeglichen radioaktiven Materials zu verhindern.

Internationale Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Sicherheit von Reaktor-anlagen westlicher Bauart

Die GRS unterstützte das „Comissão Nacional de Energia Nuclear“ (CNEN) in Brasilien bei übergeordneten sicherheitstechnischen Fragen im Zusammenhang mit dem von Siemens gebauten Druckwasserreaktor Angra-2. Von Interesse waren insbesondere die Übertragbarkeit deutscher Betriebserfahrungen sowie generische Fragen zum Nichtleistungsbetrieb. Dabei wurden internationale Richtlinien sowie

deutsche Grundsätze und Methoden der Sicherheitsbewertung zugrunde gelegt. Hierdurch soll sichergestellt werden, dass neuere sicherheitstechnische Erkenntnisse aus Deutschland CNEN erläutert und bei der Aufsicht für Angra-2 berücksichtigt werden.

Im Auftrag der niederländischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (KFD) wurde die Übertragbarkeit deutscher Betriebserfahrung auf die Anlage in Borssele untersucht. Darüber hinaus wirkte die GRS bei der Sicherheitsüberprüfung des „High Flux“-Reaktors in Petten mit.

Für die finnische Behörde STUK wurden im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für den EPR die Anwendbarkeit des Leck-vor-Bruch-Kriteriums beurteilt und Untersuchungen zum Flugzeugabsturz durchgeführt.

Neuere Erkenntnisse, die sich in anderen Ländern ergeben haben, fließen auch in die Arbeiten zur GRS-Datenbank „Generische Sicherheitsfragen“ (GESI) ein. GESI dient der frühzeitigen Information der Aufsichtsbehörde zu neuen anlagenübergreifenden Sicherheitsfragen, um auf neue sicherheitstechnische Entwicklungen in Form von regulatorischer Forschung oder durch

Anpassung des Regelwerks reagieren zu können.

In der jetzt arbeitsfähigen Datenbank sind derzeit ca. 270 generische Sicherheitsfragen eingestellt, von denen etwa 15 mit der Priorität „hoch“ eingruppiert sind. Die Datenbank enthält u. a. eine grundsätzliche Beschreibung der generischen Sicherheitsfragen für Leichtwasserreaktoren, ihre Bedeutung für deutsche Anlagen, die Beschreibung der sicherheitstechnischen Relevanz, der Quellen, der ergriffenen Maßnahmen in verschiedenen Ländern sowie den regulatorischen Bezug.

GESI wird kontinuierlich weiterentwickelt. Hierzu wird auch ein Informationsaustausch mit ausländischen Partnern gepflegt. Der Zugang über das GRS-Intranet ist zurzeit jedoch nur für die GRS und das BMU möglich.

Internationale Zusammenarbeit zur nuklearen Sicherheit in Mittel- und Osteuropa

Eine wesentliche Hauptaufgabe in der bilateralen und multilateralen Zusammenarbeit ist es, die lokalen Sicherheitsbehörden, vor allem in Russland und der Ukraine zu unterstützen und ihre Stellung und die ihrer Sachverständigenorganisationen gegenüber der Industrie, den Herstellern und den Betreibern zu stärken und gemeinsame Sicherheitsuntersuchungen und -bewertungen durchzuführen.

Eine wichtige Voraussetzung sind hierbei die gemeinsamen Büros von GRS/IRSN/RISKAUDIT in Moskau und Kiew. Durch unmittelbare Zusammenarbeit vor Ort gelingt es, trotz politischer Umstrukturierungen und Regierungswechsel die Eigenständigkeit und Handlungsfähigkeit der Sicherheitsbehörden weiter zu festigen und zu entwickeln.

Seit Gründung der Ukraine unterstützt die GRS die Sicherheitsbehörde SNRCU bei der Verbesserung der Reaktorsicherheit und der Bewältigung der Unfallfolgen von Tschernobyl. So konnten die mehrjährigen Projekte innerhalb der „Deutsch-Französi-

schen Initiative für Tschernobyl" (DFI) zum Sarkophag und zu den radiologischen und gesundheitlichen Folgen in der Ukraine, in Russland und in Weissrußland erfolgreich abgeschlossen werden.

Darüber hinaus stehen die Einschätzung des Modernisierungsbedarfes der im Betrieb befindlichen Anlagen, die Leittechnik und der Brandschutz sowie auch der Know-how-Transfer zur Behörde, um sie als unabhängige Aufsichts- und Genehmigungsbehörde zu stärken, im Zentrum der Arbeiten. Das Zusammenarbeitsprogramm mit dem wissenschaftlichen Zentrum SSTC wurde Ende 2004 abgeschlossen, die Themen der Fortsetzung der Zusammenarbeit werden derzeit vorbereitet.

Zu den weiteren Schwerpunkten der Arbeiten der GRS im Jahr 2004 gehören die wissenschaftlich-technische Kooperation und die Sicherheitsbewertung mittel- und osteuropäischer Anlagen, die Unterstützung bei der Schaffung nationaler Regelwerke sowie im Genehmigungs- und Aufsichtsprozess der Behörden und ihrer wissenschaftlichen Einrichtungen.

Gemeinsam mit Experten aus Russland wurden analytische und experimentelle Untersuchungen zum Verhalten der W-213-Nasskondensatoranlagen weiter geführt. Ebenso fand zum Vorhaben „Analytische Untersuchungen zum Störfallverhalten des W-230-Confinements mit Vortex-Kondensator“ in Moskau ein Meeting statt, bei dem die weitere Modellanpassung abgestimmt wurde.

Bei einer Reihe von Arbeitstreffen diskutierte die GRS mit NRS SEC Russland und dem Kurtschatov-Institut Moskau Sicherheitsfragen des Reaktortyps WWER-1000. In internationalen Workshops, die die GRS ausrichtete, wurden die Anwendung des Leck-vor-Bruch-Konzeptes und das Alterungsmanagement für leit- und elektrotechnische Komponenten behandelt. Mit russischen Partnern veranstaltete die GRS ein Meeting zur regulatorischen Nutzung von PSA-Ergebnissen und organisierte einen Erfahrungsaustausch zu Betriebserfahrungen in russischen Kernkraftwerken.

Die Ergebnisse der mit dem Kurtschatow-Institut durchgeführten ATHLET-Analysen

zur möglichen Deborierung bei kleinen Lecks und zu Störfällen im Nichtleistungsbetrieb von WWER-1000/W-320-Anlagen wurden gemeinsam mit je einem Vertreter von SEC NRS und des Kernkraftwerks Balakowo diskutiert. Die vorliegenden Ergebnisse wurden sehr positiv bewertet, insbesondere der Vertreter des Kernkraftwerks brachte sein Interesse an weiteren Untersuchungen auf den genannten Gebieten zum Ausdruck.

Anlässlich eines Arbeitstreffens mit SEC NRS in Moskau vom 6. bis 8. Dezember 2004 diskutierte die GRS mit russischen Partner die Ergebnisse zur Verfolgung der RBMK-Ertüchtigungsprogramme in Russland. Die GRS verfolgt langfristig das Ziel, ihr Arbeitsprogramm zu RBMK-Reaktoren stärker auf Reaktoren in Russland auszurichten (bisher lag der Schwerpunkt auf Litauen). Aufgrund der bevorstehenden Aufnahme von Rumänien in die EU wurden erstmals auch Untersuchungen zu Reaktoren vom Typ CANDU in das Arbeitsprogramm aufgenommen.

Ebenfalls 2004 analysierte die GRS abschließend die Wasserstoffverteilung im Störfall-Lokalisierungssystem des

Blocks 2 des Kernkraftwerks Ignalina für den Fall „Bruch des Drucksammlers der Hauptumwälzpumpen“. Die entsprechenden COCOSYS-Rechnungen führte die GRS gemeinsam mit Spezialisten des Litauischen Energetischen Institutes Kaunas durch.

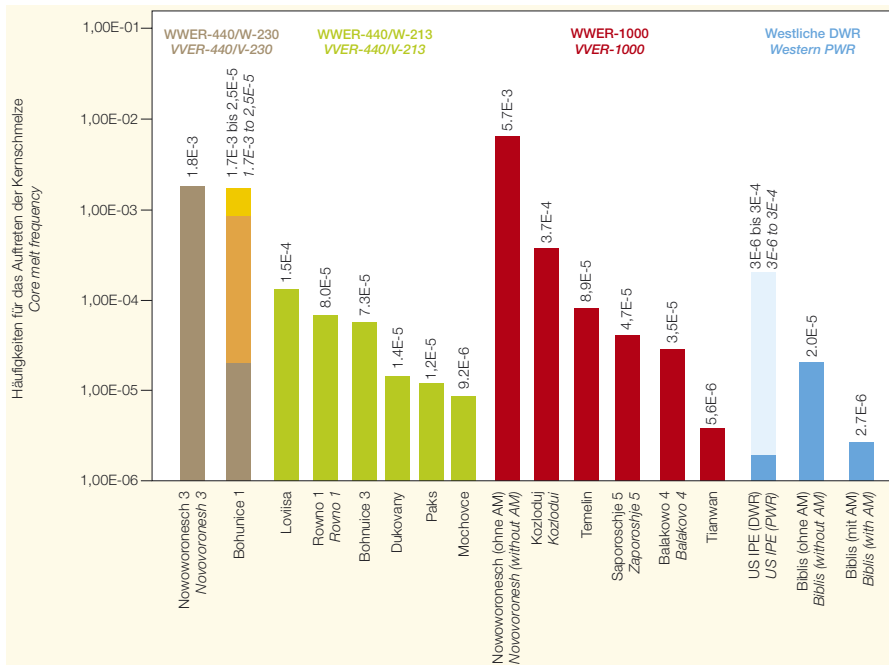
Die GRS ist in der Ukraine und der Slowakei sowie in Bulgarien, Armenien und Litauen eng in Projekte zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen eingebunden. So arbeitet sie mit der bulgarischen Behörde in Fragen der Anforderungen zur Stilllegung des Kernkraftwerks Kozloduj zusammen. In der Slowakei unterstützt die GRS die Genehmigungsbehörde UJD bei Fragen der Stilllegung von WWER-Reaktoren. Auch in Litauen laufen zwei Projekte im Rahmen Tacis/Phare zur Unterstützung der litauischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde und der Strahlenschutzbehörde sowie zur Stilllegung des Kernkraftwerks Ignalina. In Armenien wurde ein Projekt begonnen, die staatliche armenische Behörde ANRA bei der Vorbereitung der Stilllegung des Kernkraftwerks Medsamor zu unterstützen.

Die GRS schloss gemeinsam mit ukrainischen und amerikanischen Experten ihre Arbeiten am „Peer Review“ für die PSA der



▲ Sommertreffen 2004 im gemeinsamen Büro von GRS/IRSN/RISKAUDIT in Moskau. Es gehört zur langjährigen Tradition der Büros, einmal im Jahr die Partner zu einem ungezwungenen Abend einzuladen und in einer sehr offenen Atmosphäre über geleistete Arbeit zu sprechen, neue Ziele anzuviesieren und Bekanntschaften weiter zu pflegen.

Summer meeting 2004 at the joint office of GRS/IRSN/RISKAUDIT in Moscow. It is a long tradition of the offices to invite the partners to an informal evening once a year and to talk about the work performed, to focus on new objectives and to cultivate acquaintances in a very open atmosphere.



▲ PSA-Untersuchungen bei WWER-Reaktoren: Häufigkeiten für das Auftreten der Kernschmelze. Core-melt frequency in the result of PSAs for WVER reactors.

Kernkraftwerke Südukraine-1, Saporoshje-5 und Rowno-1 ab. In den „Peer Reviews“ wurde eine reale Anlage modelliert unter Einbeziehung der Betriebs- und Störfallhandbücher, der Erfolgskriterien, der Überwachungs- und Instandhaltungsaktivitäten, der Ausrüstungs- und Personalqualifikation und des Operatortrainings. Am Beispiel eines Störfallablaufes „Kleines nicht kompensierbares Leck“ wurden für alle drei PSA die Ereignis- und Fehlerbäume, die Behandlung von Fehlern aus gemeinsamer Ursache und des Personals, die Auswahl der Zuverlässigkeitsdaten, die nachvollziehbare Festlegung der Eingangs- und Randbedingungen, die verwendeten Vereinfachungen und die Ergebnisinterpretation überprüft.

Alle drei PSA verwenden fortschrittliche PSA-Methoden. Unzulänglichkeiten bei der konkreten Modellierung insbesondere von Personalhandlungen, bei Mehrfachkomponentenausfällen sowie bei der Auswahl von Zuverlässigkeitsdaten sowie Schwachpunkte in den Betriebs- und Notfallprozeduren wurden erkannt. Als Ergebnis des „Peer Reviews“ werden die ukrainischen Kernkraftwerke ihre PSA überarbeiten, damit diese, wie ukrainischerseits geplant, für eine risikoorientierte Entscheidungsfindung genutzt werden können.

Der Erfolg der „Peer Reviews“ ist Ergebnis einer effektiven amerikanisch-deutsch-ukrainischen Zusammenarbeit. Die Prüfberichte und Empfehlungen sind in gemeinsamen trilateralen Berichten dargestellt.

Zur Unterstützung der russischen Genehmigungsbehörde Rostechnadzor existiert ein abgestimmtes Zusammenarbeitsprogramm mit dem wissenschaftlichen Zentrum SEC NRS, dessen aktueller Zyklus zum Jahresende 2004 erfolgreich abgeschlossen wurde. Es ist geplant, dieses Arbeitsprogramm Anfang 2005 bei einem Treffen zwischen SEC NRS und der GRS erneut für weitere drei Jahre zu verlängern. Schwerpunkte der Zusammenarbeit und des Erfahrungsaustausches sind aktuelle Gebiete wie Methodentransfer, Arbeiten zur Störfallanalyse, die begleitende Begutachtung von Sicherheitsdokumentationen und Unterstützung bei der Ausarbeitung eines neuen Regelwerks.

Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit bei der Code-Entwicklung

In der Kooperation des BMWA mit den mittel- und osteuropäischen Ländern steht in der Reaktorsicherheitsforschung

die Anpassung, Weiterentwicklung und Validierung westlicher Analysemethoden und Rechenprogramme für Reaktoren sowjetischer Bauart im Vordergrund. Gemeinsam werden fortgeschrittene Methoden für Sicherheitsuntersuchungen zu WWER- und RBMK-Reaktoren genutzt und weiterentwickelt. Mitarbeiter der Expertenorganisationen dieser Länder werden zunehmend in international koordinierte Forschungsprojekte einbezogen.

Die Arbeiten zur Entwicklung des gemeinsamen Rechenprogramms ATHLET/BIPR-WWER mit dem Kurtschatow-Institut werden in einer gemeinsamen „Technical Review Group“ koordiniert. Das Ergebnis 2004 ist eine Version des gekoppelten Programms auf der Basis von ATHLET 2.0A und BIPR8KN für Personalcomputer. Schwerpunkte der derzeitigen Arbeiten sind die Erstellung eines Validierungsberichts für ATHLET entsprechend den Anforderungen der russischen Behörde und die Erstellung des dritten Bandes der Programmdokumentation (Beschreibung des Interface).

Wichtige Teilergebnisse wurden auch bei den gemeinsamen Arbeiten zur Entwicklung des erweiterten Analysesimulators für WWER-1000/W-320 und zur ATHLET-Validierung für WWER anhand von Versuchen an der russischen Integral-Versuchsanlage PSB-WWER erreicht.

Die wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit Bulgarien, der Slowakischen Republik, der Tschechischen Republik, der Ukraine und mit Ungarn wurde fortgesetzt. Als Plattform für den vertieften internationalen Erfahrungsaustausch diente hauptsächlich ein von der GRS organisiertes Seminar an dem auch Experten der Russischen Föderation teilnahmen. Schwerpunkte waren der Stand der ATHLET-, COCOSYS- und ASTEC-Entwicklung und Validierung sowie der Erfahrungsaustausch und Applikationsbeispiele bei der ATHLET-, COCOSYS- und SUSA-Anwendung.

EU-Ostprogramme und multilaterale Vorhaben zur nuklearen Sicherheit in Osteuropa

Die bilateralen Aktivitäten zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit werden ergänzt

durch die umfangreiche multilaterale Zusammenarbeit mit IRSN und anderen westlichen TSOs (Technical Safety Organisations) im Rahmen von Phare- und Tacis-Projekten der EU. Dazu gehört auch die Unterstützung des BMU bei der Wahrnehmung seiner Aufgaben in den Geberverksammlungen des „Nuclear Safety Account“ (NSA), des „Chernobyl Shelter Fund“ (CSF) und der Internationalen Stilllegungsfonds (IIDSF, BIDSF und KIDSF) der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE).

Gegenwärtig ist die GRS an ca. 30 Projekten aus den Phare/Tacis-Programmen der EU und Projekten der EBWE beteiligt. Schwerpunktaufgaben sind die Unterstützung und der Methodentransfer für die Behörden bei der Stilllegung nuklearer Anlagen, der Erstellung von Regeln und Richtlinien, den internationalen Sicherheitsbewertungen und der Lizenzierung sicherheitserhöhender Maßnahmen.

Sicherheitsbewertung und Lizenzierung sicherheitserhöhender Maßnahmen

Im Rahmen der Unterstützung der ukrainischen Behörde SNRCU hinsichtlich des zerstörten Reaktors in Tschernobyl, ist die GRS am Projekt „Licensing Consultant“ beteiligt, in dem sie gemeinsam mit ukrainischen Gutachtern die Genehmigungsunterlagen für den Bau der neuen Umhüllung um den Sarkophag („New Safe Confinement“) bewertete.

Die GRS beteiligte sich ebenfalls an der Überprüfung der Sicherheitsberichte und der Inbetriebnahmeprogramme für die zum Jahreswechsel in Betrieb genommenen Reaktoren Khmelnitzki-2 und Rowno-4 (K2R4); siehe hierzu auch Kap. 8.2 dieses Berichts.

In zwei Phare-Projekten unter Federführung der GRS wird derzeit die bulgarische Behörde bei der Lizenzierung ausgewählter Modernisierungsmaßnahmen an den Anlagen Kozloduj-3 und -4 (WWER-440) sowie Kozloduj-5 und -6 (WWER-1000) unterstützt. Bisheriger Arbeitsschwerpunkt war die Bewertung des Sicherheitsberichtes für die Anlage Kozloduj-3. Diese Arbeit

konnte trotz starken Termindrucks durch effektive Zusammenarbeit aller Beteiligten erfolgreich abgeschlossen werden. Im Jahr 2005 wird ein Folgeprojekt zur Unterstützung der bulgarischen Behörde in Fragen der Stilllegung der Blöcke Kozloduj-1 und Kozloduj-2 beginnen.

Zur Unterstützung der armenischen Behörde läuft seit Jahresbeginn 2004 ein neues Tacis-Projekt. Die GRS beteiligt sich an sechs von sieben Themen und leitet das Projekt. 2004 wurden vorrangig Unterlagen zur Lizenzierung im leittechnischen Bereich (u. a. für ein neues Neutronenflussmesssystem) bewertet.

Die litauische Behörde VATESI wurde bei der Begutachtung des diversitären Abschaltsystems (DSS) für Ignalina-2 über einen Zeitraum von 54 Monaten unterstützt. Diese Arbeiten sind inzwischen abgeschlossen. Neben der Entwicklung von Genehmigungsanforderungen für das DSS war es Hauptaufgabe der internationalen Experten, VATESI bei allen Schritten der Bewertung der technischen Spezifikation und der umfangreichen Dokumentation zur Sicherheitsbegründung des DSS technisch zu beraten. Insgesamt wurden ca. 50 Gutachtensberichte für VATESI erstellt. Die Begutachtung führte zu wesentlichen Änderungen in der Auslegung des DSS. Damit wurden deutliche Verbesserungen bezüglich Diversität, Redundanzgrad und Abschaltsicherheit erreicht.

Methodentransfer für die kerntechnischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörden

Weiterhin war die GRS an der Stärkung der osteuropäischen atomrechtlichen Behörden und ihrer Gutachterorganisationen, zum Teil federführend, beteiligt: in Tacis-Projekten für Russland, die Ukraine, Weißrussland und Armenien; in Phare-Projekten für Lettland, Polen, Rumänien, Slowakei und Tschechien. Beratungsziel war der westeuropäische Methodentransfer zur Unterstützung beim Ausbau der Behörden und ihrer Gutachterorganisationen, bei der Erweiterung des kerntechnischen Regelwerks, bei der modernen Behördenorganisation sowie beim Qualitätsmanagement.

Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Umgang mit radioaktiven Abfällen

Die GRS ist in Russland, in der Ukraine, in Armenien, Bulgarien, in der Slowakei und in Litauen in Projekte zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen eingebunden. Sie unterstützt die russische, ukrainische und litauische Behörde bei der Vorbereitung und Realisierung des Baus von Verarbeitungsanlagen für radioaktive Abfälle in den Kernkraftwerken Kola, Smolensk, Tschernobyl und Ignalina, bei der Vorbereitung von Stilllegungsmaßnahmen des Kernkraftwerks Ignalina und dabei insbesondere bei der Entsorgung von abgebrannten Kernbrennstoffen und radioaktiven Abfällen.

Einen weiteren Schwerpunkt im Rahmen eines Tacis-Projektes stellt die Unterstützung von Rostechndador Russland durch die GRS zusammen mit weiteren Vertretern von EU Behörden bzw. deren Sachverständigenorganisationen im Genehmigungsverfahren zur Vorbereitung der Stilllegung des Service-Schiffes „Lepse“ (Entsorgung radioaktiver Abfälle aus dem Betrieb von kernreaktorgetriebenen Schiffen) dar.

Informationsbereitstellung und Erfahrungsaustausch

Die GRS ist im Auftrag des BMU als Kompetenzträger für nukleare Sicherheit in Osteuropa unterstützend bei der Koordination und federführend bei der Umsetzung des BMU-Ostprogramms tätig. 2004 wurden die übergeordneten Arbeiten zur Unterstützung des BMU/BfS bei der Einschätzung der aktuellen Sicherheit osteuropäischer Kernkraftwerke und die vertiefte Sicherheitsbewertung der KKW der Baulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK planmäßig fortgesetzt. So konnten die Projekte Übergeordnete Aufgaben – Programm Nukleare Sicherheit Osteuropa und die baulinienspezifischen Aufgaben zu den Baulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK abgeschlossen werden. Dazu wurden in der GRS erarbeitete oder vorliegende Ergebnisse zur Sicherheitsbewertung osteuropäischer Anlagen für die Reaktorbaulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK in systematischer Form kontinuierlich in bestehende GRS-Handbücher eingear-

beitet. Parallel dazu erfasste, deskribierte und archivierte die GRS neue technische Unterlagen zum Sicherheitsstatus und zur Sicherheitspraxis mit dem Schwerpunkt Osteuropa. Nachfolgevorhaben sind für den Zeitraum 2005 – 2007 geplant.

In der 1990 angelegten Datenbank DOKU OST sind heute über 23.000 Informationen und Unterlagen zur Reaktorsicherheit und zur Sicherheitspraxis in Osteuropa verfügbar, davon mehr als 10.200 in elektronischer Form. Spezielle Deskriptoren und eine Volltextsuchfähigkeit erlauben schnelles zielgerichtetes Recherchieren und eine rasche Informationsbereitstellung.

Eine Untermenge an Informationen – 1.600 elektronische Dokumente wichtiger kerntechnischer Regeln, Richtlinien und Gesetze verschiedener Länder Osteuropas – werden in der Tochterdatenbank DOCU EAST REG („Technical Documentation – Eastern European Regulations“) verwaltet. Die DOCU EAST REG ist auch für ausgewählte externe Institutionen zugänglich, die ihrerseits entsprechende Unterlagen in die Datenbank einstellen oder zur Verfügung stellen. Damit ist eine effektive arbeitsteilige Sammlung und Bereitstellung von Informationen zu nuklearer Sicherheit, Sicherung, Entsorgung und Umweltschutz im internationalen Maßstab über Kommunikations- und Wissensnetze entstanden. Ihre gemeinsame Nutzung gewinnt zunehmend an Bedeutung.

Das BMU-Seminarprogramm zum gegenseitigen Erfahrungs- und Informationsaustausch von Fachleuten aus Behörden, der Industrie und Forschung wurde erfolgreich fortgesetzt.

Fachliche Beratung des BMU bei der Wahrnehmung seiner Aufgaben in internationalen Gremien

Eine der wichtigsten GRS-Aufgaben ist es, die Bundesregierung und ihre Einrichtungen fachlich bei der Kooperation mit anderen Staaten und internationalen Organisationen zu beraten und wissenschaftlich-technische Hilfestellungen bei den internationalen Zusammenarbeitsinitiativen zu geben. Dabei handelt es sich um solche Arbeitsgremien der EU, wie z. B. die „Nuclear Safety Ex-

perts Group“ (NUSEG), die „Regulatory Assistance Management Group“ (RAMG), das „Co-operation Nuclear Central and Eastern Regulatory Team“ (CONCERT), die „Nuclear Regulators' Working Group“ (NRWG), „Organisationen wie Nuclear Safety Account“ (NSA), die Fonds und Projekte der Europäische Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE) auf kerntechnischem Gebiet sowie in der multilateralen Arbeit die Begleitung der G7/G8-Prozesse (G7-NSWG, G8-NSSG und G8-GP).

Weiterentwicklung der Kernkompetenz durch internationale Zusammenarbeit

Intensive internationale Kooperationen bilden auch künftig eine unabdingbare Voraussetzung für den Kompetenzerhalt im Bereich der Kernenergie. Dazu zählen:

- Verfolgung und Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik,
- Mitgestaltung der internationalen Sicherheitsforschung durch Erfahrungs-

austausch mit den anderen staatlichen Aufsichts- und Genehmigungsbehörden sowie Zusammenarbeit mit ausländischen Fachinstitutionen,

- Offenheit für internationale Kooperation gepaart mit Etablierung und Ausgestaltung europäischer Kompetenznetzwerke sowie Mitarbeit an und in Förderprogrammen,
- Mitgestaltung von multilateral harmonisierten Sicherheitsanforderungen und Mitwirkung bei den bi- und multilateralen Arbeitsprogrammen sowie Mitarbeit in internationalen Organisationen und in bi- und multilateralen Gremien und bei internationalen Projekten und
- Wissensaufbau, Wissensanwendung und Wissenserhalt durch integriertes Wissensmanagement bei der Aufgabebearbeitung.

Ein wesentlicher Teil der GRS-Gesamtleistungen wird bereits heute durch internationale Projektarbeit erbracht. Es ist das Ziel, diesen Anteil kontinuierlich auszubauen und die Beziehungen zu den internationalen Partnern stetig weiterzuentwickeln.

International Co-operation

Principles

The continuous advancement of scientific knowledge for the protection of man and the environment against hazards and risks from technical installations, especially in the field of reactor safety, physical protection, waste management and nature conservation, is the focus of international co-operation activities of GRS. Its aim is to maintain and continuously enhance the high level of safety in the field of reactor safety.

As global challenge, nuclear safety, radioactive waste management and the control of non-dissemination of nuclear fuel and fissile materials cross national borders. International safety partnerships are indispensable. Therefore, co-operation with Western, Central and Eastern European countries still has to be given priority. In this respect, GRS provides scientifically sound analyses and assessments and closely co-operates with responsible organisations at the national and international level. The

aim of GRS is to adapt the respective safety requirements to the necessary state to improve the safety of the plants fundamentally or to contribute to the shutdown of old plants.

As central scientific-technical expert organisation of the Federal Government and competence resource in the field of nuclear safety, GRS provides scientific-technical expertise for its various international activities and has a large number of competent staff.

Bilateral and multilateral agreements ensure involvement in safety assessments and risk reduction and serve to strengthen independent nuclear authorities and institutions mainly in the Central and Eastern European countries.

Co-operation partners

Together with its French partner, the Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) and its joint subsidiary RISKAUDIT, GRS is part of a high-capacity and leading scientific-technical network of experts in Europe in the fields of nuclear safety, physical protection and waste management.

Other co-operation partners in the field of reactor safety are the following authorities and scientific-technical institutions: the nuclear authorities of Russia, the Ukraine, Lithuania, Slovakia, Czechia, Bulgaria, Romania and Hungary as well as their expert organisations, the Kurchatov Institute in Moscow, the regional Center for Nuclear Safety in Bratislava (CENS), the International Chernobyl Centre (ICC), the Dutch authority (KFD), the US Nuclear Regulatory Commission (USNRC), the Electric Power Research Institute (EPRI) and the US Department of Energy, Carlsbad Area Office (DOE (CAO)) in the USA, the Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) in France, the Japan Nuclear Energy Safety Organization (JNES) and the Japanese Atomic Energy Research Institute (JAERI), the Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) in Spain, the Health and Safety Executive (HSE) in Great Britain, the Turkish Atomic Energy Authority (TAEK) in Turkey, the Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brazil, the Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) in Argentina, the Korean Institute for Nuclear Safety (KINS) as well as the Chinese authority National Nuclear Safety Authority (NNSA), die Belgian expert organisation Association Vinçotte Nucléaire (AVN), the Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI) as well as the Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety (STUK) and Fortum Engineering Ltd. (FORTUM).

In the field of final disposal of radioactive waste, co-operation agreements exist with

the Swiss National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste (NAGRA), the Spanish Empresa Nacional de Residuos Radioactivos, SA (ENRESA), the French Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA) and the Russian VNIPI Promtechnology.

Objectives of international co-operation

The main objectives of international co-operation of GRS are

- to provide technical assistance in the international development to minimise the risks associated with the use of nuclear energy, in particular by reliable prevention of nuclear accidents, to provide physical protection of respective installations and to protect man and the environment from radiation exposure,
- to ensure and further develop safety and risk prevention of nuclear installations in Germany and other countries according to the state of the art in science and technology,
- to participate in the technical definition of high safety and physical protection standards at the national and international level,
- to broaden the own knowledge basis and to maintain technical competence,
- to use international task sharing for the solution of essential generic safety issues by bundling of resources, and
- to prevent the misuse of nuclear technology and any radioactive material.

International co-operation on the safety of nuclear installations of Western design

GRS advised the Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brazil on general safety-related issues in connection with the

Angra-2 pressurised water reactor built by Siemens. Of particular interest in this respect was the applicability of German operating experience and generic issues to low-power and shutdown operation, taking international guidelines as well as German principles and methods of safety assessments as a basis. This is to ensure that recent safety-related findings from Germany are explained to CNEN and used for supervision of Angra-2.

On behalf of the Dutch licensing and supervisory authority (KFD), studies were carried out on the applicability of German operating experiences to the Borssele plant. Moreover, GRS participated in the safety review of the High Flux Reactor at Petten.

For the Finnish authority STUK, the applicability of the leak-before-break criterion was assessed and studies on aircraft crashed performed within the frame of the licensing procedure for the EPR.

Recent findings in other countries are also considered in the work on the GRS databank on generic safety issues "Generische Sicherheitsfragen" (GESI). GESI serves the early information of the supervisory authority on new generic safety issues to enable the response to new safety-related developments in form of regulatory research or by amendment of the rules and regulations.

The database, being operable now, currently covers about 270 generic safety issues. About 15 of them are classified as "high" priority. The database includes, among other things, a general description of the generic safety issues for light water reactors, their significance for German plants, the description of safety relevance, the sources, the measures taken in different countries and their regulatory relevance.

GESI is being continuously updated. For this purpose, there is also an exchange of information with foreign partners. At present, however, access is only available to GRS and the BMU via the GRS Intranet.

International co-operation on nuclear safety in Central and Eastern Europe

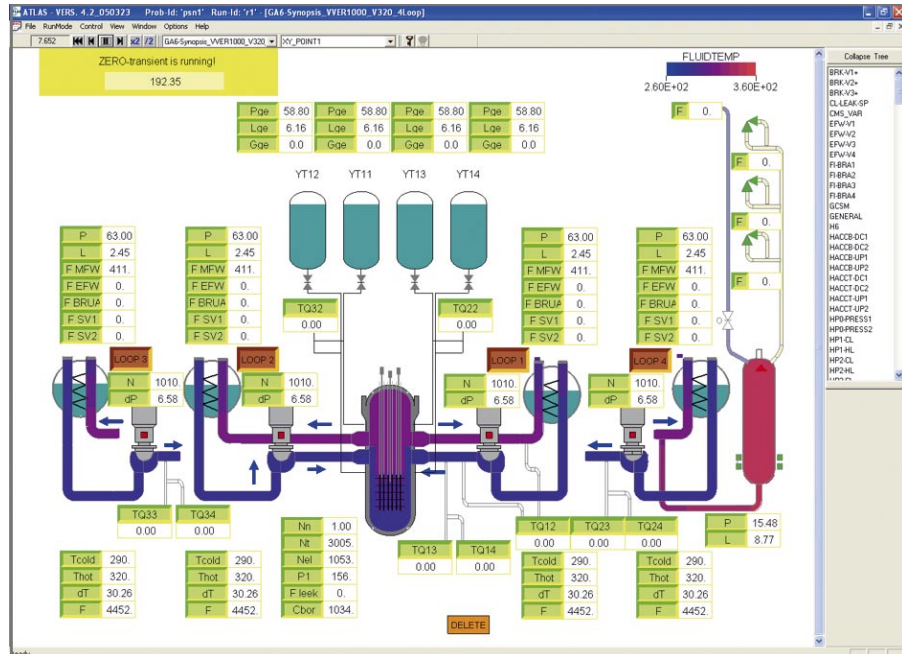
An essential task of bilateral and multilateral co-operation is to support the local safety authorities, particularly in Russia and the Ukraine, and to strengthen their positions and that of their expert organisations towards the industry, the manufacturers and the plant operators, and to perform joint safety analyses and assessments.

An important prerequisite in this respect are the joint offices of GRS/IRSN/RISKAUDIT in Moscow and in Kiev. Direct co-operation on site enables strengthening the autonomy and the capability to act of the safety authorities despite political restructuring and government changes.

Since the foundation of the Ukraine, GRS has been providing assistance to the safety authority SNRCU for the improvement of nuclear safety and to cope with the consequences of the Chernobyl accident. So, the long-term projects, performed within the "French-German Initiative" (FGI), on the sarcophagus and on the radiological and health impacts in the Ukraine, in Russia and Belarus could be concluded successfully.

Moreover, the work concentrated on the estimation of the need for modernisation of the installations in operation, instrumentation and control, fire protection, as well as on the transfer of know-how to the authority to strengthen it as independent licensing and supervisory authority. The co-operation programme with the State Scientific and Technical Center (SSTC) was concluded at the end of 2004, the topics for further co-operation are currently being prepared.

Other focal points of work of GRS in 2004 are the scientific-technical co-operation and safety assessments for plants in Central and Eastern European countries, support in the development of national rules and regulations, as well as in the licensing and supervisory process of the authorities and their scientific institutions.



▲ Prinzipschema des Primärkreises (Loop 1 und 4) für die ATHLET-Analysen zum Nichtleistungs-betrieb WWER-1000

Principle scheme of the reactor coolant system (Loop 1 and 4) for the ATHLET analyses on low-power and shutdown operation of VVER-1000

Together with experts from Russia, analytical and experimental studies on the behaviour of the V-213 reactors with bubble condenser were continued. Further, a meeting was held in Moscow on the project on analytical experiments regarding the accident behaviour of the V-230 confinement with vortex condenser during which the further model adaptation was agreed upon.

During several meetings, GRS discussed with NRS SEC Russia and the Kurchatov Institute Moscow safety questions related to the VVER-1000 reactor type. In international workshops hosted by GRS, the application of the leak-before-break concept and ageing management for I&C components were dealt with. Together with Russian partners, GRS held a meeting on the regulatory use of PSA results and organised the exchange of operating experiences at Russian nuclear power plants.

The results of the ATHLET analyses on potential boron dilution in case of small-break loss-of-coolant accidents and on accidents during low-power and shutdown operation of VVER-1000/V-320 plants were

discussed together with one representative of SEC NRS and one of the Balakovo nuclear power plant. The results were assessed as very positive. In particular the representative of the nuclear power plant expressed his interest in further analyses in the fields mentioned.

On the occasion of a meeting with SEC NRS in Moscow from 6 to 8 December 2004, GRS discussed the results on the observation of the RBMK upgrading programmes in Russia with Russian partners. In the long term, GRS pursues the objective to direct its work programme on RBMK reactors to a larger degree (until now, the focus was on Lithuania). Due to the forthcoming accession of Romania to the EU, studies on reactors of the CANDU type were included in the work programme for the first time.

Also in 2004, GRS concluded the investigation on hydrogen distribution in the Accident Localisation System of Unit 2 of the Ignalina nuclear power plant for "rupture of pressure header of the main circulation pump". The corresponding COCOSYS calculations were performed by GRS together

with specialists of the Lithuanian Energy Institute in Kaunas.

In the Ukraine, Slovakia as well as in Bulgaria, Armenia and Lithuania, GRS is strongly involved in projects on the decommissioning of nuclear installations. For instance, GRS co-operates with the Bulgarian authority on questions related to the requirements for the decommissioning of the Kozlodui nuclear power plant. In Slovakia, GRS supports the licensing authority UJD in questions related to the decommissioning of VVER reactors. Also in Lithuania, two projects are performed within the framework of Tacis/Phare to support the Lithuanian licensing and supervisory authority and the radiation protection authority as well as on the decommissioning of the Ignalina nuclear power plant. In Armenia, a project was started to support the Armenian Nuclear Regulatory Authority in the preparation of the decommissioning of the Medzamor nuclear power plant.

Together with Ukrainian and American experts, GRS concluded its work on the peer review for the PSA of the nuclear power plants South Ukraine-1, Zaporozhye -5 and Rovno-1. In the peer reviews, a realistic plant was modelled under consideration of the instruction and accident manuals, the success criteria, the monitoring and maintenance activities, equipment and personnel qualification and operator training. On the example of an event sequence "small non-compensable leak", the following was reviewed for all three PSAs: event and fault trees, the treatment of common-cause faults and erroneous operator actions, the selection of the reliability data, the traceable definition of initial and boundary conditions, the simplifications and result interpretation.

All three PSAs use advanced PSA methods. Deficiencies in the modelling, particular of operator actions, regarding multiple component failures and the selection of reliability data as well as deficiencies in the plant operating and emergency procedures were identified. As result of the peer review, the Ukrainian nuclear power plants will review their PSAs so that these, as planned by the Ukrainian side, can be used for risk-oriented decision making.

The success of the peer review is the result of an effective American-German-Ukrainian co-operation. The corresponding review reports and recommendations are presented in joint trilateral reports.

For the support of the Russian licensing authority Rostekhnadzor, a co-operation programme exists with the Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety (SEC NRS) which was concluded successfully by the end of 2004. It is planned to extend this work programme for another three years on the occasion of a meeting of SEC NRS and GRS at the beginning of 2005. Focal points of co-operation and experience exchange are topical areas, such as transfer of methods, work on accident analyses, the accompanying review of safety documentations and support in the development of new rules and regulations.

Scientific-technical co-operation in the development of codes

The co-operation of the BMWA with the Central and Eastern European countries in the field of reactor safety research concentrates on the adaptation, further development and validation of Western analysis methods and computer codes for Soviet design reactors. Advanced methods for safety analyses on VVER and RBMK reactors are jointly used and further developed. The local expert organisations are increasingly involved in international research projects.

The work on the ATHLET/BIPR-WWER code, developed in co-operation with the Kurchatov Institute, is co-ordinated in a joint technical review group. The result of 2004 is a version of the coupled code on the basis of ATHLET 2.0A and BIPR8KN for personal computers. The current work concentrates on the preparation of a validation report for ATHLET in accordance with the requirements of the Russian authority and preparation of the third volume of the code documentation (description of the interface).

Relevant partial results were also achieved by the joint work on the development of the extended analysis simulator for VVER-

1000/V-320 and on the ATHLET validation for VVER by means of experiments at the Russian PSB-VVER integral test facility.

The scientific-technical co-operation with Bulgaria, the Slovak Republic, the Czech Republic, the Ukraine and Hungary was continued. As a platform for in-depth international exchange of experiences, primarily served a seminar organised by GRS which was also attended by experts of the Russian Federation. The seminar concentrated on the status of ATHLET, COCOSYS and ASTEC development and validation as well as on the exchange of experiences and application examples regarding the ATHLET, COCOSYS and SUSA codes.

EU programmes and multilateral projects on nuclear safety in Eastern Europe

The bilateral activities for improving nuclear safety are supplemented by the comprehensive multilateral co-operation with IRSN and other Western TSOs (technical safety organisations) within the framework of Phare and Tacis projects of the EU. This also involves the support of the BMU in fulfilling its tasks in the donors assembly meetings of the Nuclear Safety Account (NSA), the Chernobyl Shelter Fund (CSF) and the international decommissioning support funds (IIDSF, BIDSF und KIDSF) of the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD).

At present, GRS participates in about 30 projects of the EU Phare/Tacis programmes and projects of the EBRD. Major tasks are support and method transfer for the authorities regarding the decommissioning of nuclear installations, the development of rules and regulations, international safety assessments and licensing of safety improvement measures.

Safety assessment and licensing of safety improvement measures

Within the frame of the projects to support the Ukrainian authority SNRCU regarding the destroyed reactor in Chernobyl, GRS was involved in the licensing consultant

project in which it assessed, together with the Ukrainian experts, the licensing documents for the construction of the new shelter around the sarcophagus ("new safe confinement").

GRS also participated in the review of the safety reports and commissioning programmes for the reactors Khmel'nitsky -2 and Rovno-4 (K2R4) which were put into operation at the turn of the year. On this issue, also see Chapter 8.2 of this report.

In two Phare projects managed by GRS, the Bulgarian authority is currently supported in the licensing of selected modernisation measures at the plants Kozlodui-3 and -4 (VVER-440) and Kozlodui-5 and -6 (VVER-1000). Until now, the focal point of work has been the assessment of the safety report for the Kozlodui-3 plant. Despite the high time pressure, the work was successfully finished due to the effective co-operation of all those involved. In 2005, a follow-up project for support of the Bulgarian authority regarding questions related to the decommissioning of Units Kozlodui-1 and Kozlodui-2 will be started.

For the support of the Armenian authority, a new Tacis project has been running since the beginning of 2004. GRS is involved in six of seven topics and is in charge of project management. In 2004, the work concentrated on the assessment of licensing documents in the I&C area (i. a. for a new neutron flux measurement system).

The Lithuanian authority VATESI was supported in the review of the diverse shutdown system (DSS) for Ignalina-2 over a period of 54 months. This work has meanwhile been concluded. Besides the development of licensing requirements for the DSS, the main task of the international experts was to provide technical assistance to VATESI in all steps of assessing the technical specifications and the comprehensive documentation of the safety case for the DSS. Altogether, about 50 expert opinions were submitted to VATESI. The review led to significant changes in the design of the DSS. Thus, clear improvements were achieved regarding diversity, degree of redundancy and shutdown safety.

Transfer of methods for the nuclear regulatory authorities

Further, GRS was involved, partly as project manager, in strengthening the Eastern European nuclear authorities and their expert organisations: in Tacis projects for Russia, the Ukraine, Belarus and Armenia; in Phare projects for Latvia, Poland, Romania, Slovakia and Czechia. Aim of the assistance was the transfer of Western European methods to support strengthening the authorities and their expert organisations, further development of the nuclear rules and regulations, support in modern authority organisation and in quality management.

Decommissioning of nuclear facilities and treatment of radioactive waste

In Russia, the Ukraine, in Armenia, Bulgaria, Slovakia and Lithuania, GRS is involved in projects on the decommissioning of nuclear facilities. GRS assists the Russian, Ukrainian and Lithuanian authority in the preparation and realisation of the construction of radioactive waste treatment facilities at the nuclear power plants Kola, Smolensk, Chernobyl and Ignalina, in the preparation of decommissioning measures for the Ignalina nuclear power plant and here, in particular, the management of spent fuel and radioactive waste.

Another focal point within the framework of a Tacis project is the support of Rostekhnadzor Russia by GRS together with other representatives of EU authorities and their expert organisations in the licensing procedure for preparing the decommissioning of the service ship "Lepse" (storage of radioactive wastes from the operation of nuclear ships).

Provision of information and exchange of experiences

On behalf of the BMU, GRS, as competence source for nuclear safety in Eastern Europe, provides support in the co-ordination of the BMU programmes to enhance nuclear safety in Eastern Europe and manages their implementation. In 2004, the general tasks for the support of the BMU/BfS

in the assessment of the current safety status of Eastern European nuclear power plants and the in-depth safety assessment of the NPPs of the VVER-1000, VVER-440 and RBMK types were continued as scheduled. So, the projects general task – programme on nuclear safety in Eastern Europe and the type-specific tasks on the VVER-1000, VVER-440 and RBMK reactors were concluded. For this purpose, results available or worked out on the safety assessment of Eastern European plants of the VVER-1000, VVER-440 and RBMK types were continuously included in the GRS manuals in a systematic manner. In parallel, GRS identified, described and archived new technical documents on the safety status and safety practice with emphasis on Eastern Europe. Follow-up projects are planned for the period from 2005 to 2007.

Today, the database DOKU OST, established in 1990, includes more than 23,000 data and documents on reactor safety and safety practice in Eastern Europe, more than 10,200 of them in electronic form.



▲ Hafen von Murmansk. An Bord des Service-Schiffs „Lepse“ befinden sich radioaktive Abfälle von kernkraftbetriebenen Schiffen der Nordmeerflotte Russlands.

Murmansk harbour. On board the service ship "Lepse", there are radioactive wastes from nuclear ships of the Russian Northern Fleet.

Special descriptors and full-text search capability allow a fast and subject-oriented search and fast access to the required information.

A subset of information – 1,600 electronic documents with nuclear rules, guidelines and acts of different Eastern European countries – are administered in the subdatabase DOCU EAST REG (Technical Documentation – Eastern European Regulations). DOCU EAST REG can also be accessed by external institutions that enter documents into the database or make them available. This way, an effective collection and provision of information on nuclear safety, physical protection, waste management and environmental protection at the international scale was established on a co-operative basis through communication and knowledge networks. Its joint use increasingly gains in importance.

The BMU seminar programme for the mutual exchange of experiences and information of experts from authorities, industry and research was continued successfully.

Technical assistance of the BMU in the fulfilment of its tasks in international committees

One of the most important tasks of GRS is to assist the Federal Government and its

institutions in the co-operation with other states and international organisations and to provide scientific-technical support in international co-operation initiatives. This concerns such work committees of the EU as, e. g. the Nuclear Safety Experts Group (NUSEG), the Regulatory Assistance Management Group (RAMG), the Co-operation Nuclear Central and Eastern Regulatory Team (CONCERT), the Nuclear Regulators' Working Group (NRWG), organisations such as the Nuclear Safety Account (NSA), the funds and projects of the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD) in the nuclear field and, as regards multilateral work, the accompaniment of the G7/G8 processes (G7-NSWG, G8-NSSG and G8-GP).

Further development of the core competence by international co-operation

Also in future, intensive international co-operation will be an indispensable prerequisite for the maintenance of competence in the field of nuclear energy. This involves

- keeping in view and advancement of the state of the art in science and technology,

- participation in international safety research by exchange of experiences with the licensing and supervisory authorities and co-operation with foreign expert institutions,
- openness towards international co-operation paired with the establishment and further development of European competence networks as well as participation in support programmes,
- participation in the development of multilaterally harmonised safety requirements and participation in the bi- and multilateral work programmes, as well as participation in international organisations, bi- and multilateral committees and in international projects, and
- knowledge building, knowledge application and knowledge maintenance by integrated knowledge management for the performance of tasks.

An essential part of the entire work of GRS is already done within the framework of international projects. The aim is the continuous increase of this share and further development of the relations with international partners.

H. Melchior, H. Teske, E. Kersting

Großprojekt G8 Globale Partnerschaft – Physischer Schutz

Nach dem Zerfall der Sowjetunion beauftragte das BMU die GRS als nationale Sachverständigenorganisation im Bereich des physischen Schutzes mit der Unterstützung der Russischen Föderation und der anderen neuen unabhängigen Staaten auf diesem Gebiet. Ein Meilenstein auf dem Weg zu einer Kooperation insbesondere mit der Russischen Föderation war die Organisation einer ersten internationalen Konferenz zum physischen Schutz in St. Petersburg zusammen mit der Russischen Föderation, Frankreich, Schweden, Kanada, Großbritannien und der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) im Jahr 1995.

Seit 1993 organisiert die GRS im Auftrag des BMU ein Seminarprogramm für die neuen unabhängigen Staaten und die mittel- und osteuropäischen Länder. Die jährlichen Seminare dienen u. a. der Ausbildung und dem Erfahrungsaustausch der beteiligten Experten auf dem Gebiet des physischen Schutzes. Sie werden ergänzt durch Fachbesuche von Anlagen im jeweiligen Gastgeberland. Ziel dieser Besuche ist es, die Anwendung von Sicherheitstechnik und Prozeduren im alltäglichen Betrieb von kerntechnischen Anlagen zu demonstrieren und diskutieren. Weitere Ausbildungsveranstaltungen auf dem Gebiet des physischen Schutzes wurden in Zusammenarbeit mit der IAEO durchgeführt.

Seit 1995 wurde mit fachlicher Unterstützung und Beratung durch die GRS mit begrenzten Mitteln der physische Schutz von Anlagen des Bochwar Instituts, des Kurtschatow-Instituts, der Produktionsvereinigung „Majak“ und des Sibirischen Chemischen Kombinats (SCK) mit deutschen finanziellen Mitteln verbessert. Diese vom BMU finanzierten Projekte wurden 2004 erfolgreich abgeschlossen.

Hintergrund

Auf dem G8-Gipfel in Kananaskis 2002 wurde eine bedeutende internationale Initiative zur Bekämpfung des Terrorismus und gegen die Verbreitung von Massenvernichtungswaffen und -materialien – die G8 Globale Partnerschaft (G8GP) – beschlossen. Deutschland beteiligt sich mit bis zu 1,5 Milliarden € an dieser Initiative. Folgende drei Großprojekte werden bilateral mit Russland realisiert:

- Langzeitzwischenlagerung von Atom-U-Booten, die außer Betrieb genommen wurden, in der Nähe von Murmansk
- Bau einer Anlage in der Nähe von Kambarka zur Vernichtung von Chemiewaffen
- Sicherung von nuklearem und radioaktivem Material in verschiedenen kerntechnischen Anlagen (Großprojekt G8GP Physischer Schutz)



▲ Standorte russischer Vertragspartner im Programm G8GP Physischer Schutz

Sites of Russian contractual partners in the Programme G8GP Physical Protection



▲ Experten bei der Gruppenarbeit während eines Seminars zum physischen Schutz

Experts in team work at a seminar on physical protection

Die GRS ist im Auftrag des Auswärtigen Amtes für die Umsetzung des Großprojektes G8GP Physischer Schutz verantwortlich. Die erste Projektphase, mit einem Budget von ca. 170 Millionen €, soll in sieben Jahre bis 2009 realisiert werden.

Aufgaben der GRS im Großprojekt G8GP

Die Aufgabe der GRS als technische Sachverständigenorganisation ist es, dafür Sorge zu tragen, dass die zur Verfügung stehenden Gelder so eingesetzt werden, dass das Ziel des G8GP Vorhabens, nämlich nukleares Material und nukleare Objekte in Russland gegen Gefahren des internationalen Terrorismus besser zu sichern, erreicht wird. Diese Zielsetzung schließt die Sicherung gegen Entwendung waffenfähigen Urans und Plutoniums sowie die Sicherung gegen Freisetzung radioaktiver Stoffe oder gegen Gefährdung durch Direktstrahlung als Folge terroristischer Angriffe ein.

Neben dieser technischen Aufgabenstellung stellt sich die GRS der Herausforderung des Projektmanagements und -controllings, um die sach- und termingerechte Vorhabensabwicklung und den damit verbundenen Einsatz der Mittel sicherzustellen.

Auswahl förderungswürdiger Objekte

Bei der Auswahl von förderungswürdigen Objekten und bei der Bewertung der Angemessenheit von Maßnahmen wurden zwei international anerkannte fundamentale Prinzipien beachtet:

- Die Verantwortung für den physischen Schutz von Material und Anlagen in einem Land trägt das Land selbst, hier also die Russische Föderation.
- Die Vertraulichkeit der Informationen über den physischen Schutz ist zu gewährleisten, da die Preisgabe von Informationen zu einer erheblichen Schwächung des physischen Schutzes führen kann.

Die letzte Entscheidung über die Auswahl von Objekten, über Art und Umfang von Informationen, die zur Verfügung gestellt werden, lag deshalb beim russischen Partner.

Bei der Auswahl von förderungswürdigen Objekten und beim Zugang zu vertraulichen Informationen kam und kommt der GRS die langjährige und vertrauensvolle Zusammenarbeit auf dem Gebiet des physischen Schutzes zugute, die nicht zuletzt auf der Konstanz persönlicher Kontakte beruht.

Bei der Auswahl von Anlagen ist nicht nur die Materialart sondern auch die Verwundbarkeit einer Anlage und ihr Potential für eine unmittelbare Gefährdung von Mensch und Umwelt durch Freisetzung oder Direktstrahlung zu bewerten. Hier ist die zusätzliche Erfahrung der GRS als Kompetenzträger für die nukleare Sicherheit, den Brandschutz und den Strahlenschutz von Vorteil.

Die Kooperation mit den russischen Partnern wurde in Verträgen mit der jeweiligen Anlage vereinbart und in Leistungsvereinbarungen mit dem Auswärtigen Amt innerhalb des abgeschlossenen Rahmenvertrages zum G8GP-Programm Physischer Schutz geregelt. Der vorzugsweise Einbau von Sicherungstechnik, die in Deutschland bzw. in der Europäischen Union gefertigt wurde, ist hierbei ein Vertragsbestandteil.

Die GRS-Leistungen sind in einer eigenen Leistungsvereinbarung festgelegt und umfassen:

- Programmkoordinierung und Qualitätssicherung,
- Projektmanagement und -controlling der Leistungsvereinbarungen für die sicherungstechnisch zu modernisierenden russischen Anlagen,
- Beratung und Unterstützung bei der Auswahl und Lieferung technischer Einrichtungen zum physischen Schutz,
- Grundsätzliche Prüfung der Ergebnisse der russischen Sicherheitsanalyse und der russischen Ausführungsprojektierung,
- Unterstützung der russischen Partner bei Qualitätssicherung, Produktion, Lieferung, Installation und Inbetriebnahme der Sicherungstechnik,
- Funktions- und Abnahmeprüfungen.

Den Abschluss eines jeden Projektes bildet die Bestätigung, dass alle beschafften Einrichtungen in Betrieb genommen wurden. In einem Abschlussbericht werden Projektabwicklung und Projektergebnisse dokumentiert.

Aufgabenschwerpunkte 2004

Die Schwerpunkte der GRS-Arbeiten bei der Abwicklung des Programms G8GP 2004 waren die Umsetzung der aus diesem Großprojekt resultierenden Aufgaben in Vereinbarungen mit den russischen Partnern, ROSATOM und dem russischen Verteidigungsministerium, die Durchführung der Vorprojektierungsphase für einzelne Anlagen, das Herstellen von Arbeitskontakten zwischen Lieferanten und russischen Anlagen sowie der erfolgreiche Abschluss der Vorläufer-Projekte des Auswärtigen Amtes im Reaktorwerk RUSLAN in Majak und des Projektes Nummer 2 im Sibirischen Chemischen Kombinat in Tomsk.

Fazit

In dem Großprojekt G8GP Physischer Schutz bearbeitet die GRS im Auftrag des Auswärtigen Amtes zusammen mit ihren russischen Partnern interdisziplinäre Aufgaben zur Sicherung kerntechnischer Anlagen sowie nuklearer und radioaktiver Materialien in Russland und ist verantwortlich für das Projektmanagement. Die Projektstruktur und -organisation entsprechen den Vorgaben des Auswärtigen Amtes. Die für den Umgang mit vertraulichen Informationen unabdingbare Vertrauensbasis ist weiter gewachsen, ebenso wie das gegenseitige Verständnis für die jeweiligen Anforderungen an den physischen Schutz und die Nachweisführung.

- Protection of nuclear and radioactive materials in diverse nuclear facilities (Programme G8GP Physical Protection)

On behalf of the Federal Foreign Office, GRS is responsible for the implementation of the Programme G8GP Physical Protection. The first project phase with a budget of around € 170 million is to be realised in seven years by 2009.

Tasks of GRS in the G8GP Programme

GRS as the technical expert organisation is assigned to ensure that the financial means provided are used in such a manner that the objective of the G8GP project, i. e. enhancing the protection of nuclear materials and facilities in Russia against the threat of international terrorism, will be achieved. This objective includes the protection against the stealing of weapon-grade uranium and plutonium as well as the protection against the release of radioactive substances or against direct radiation hazards as a consequence of terrorist attacks.

Apart of this technical task, GRS meets the challenge of project management and controlling in order to assure the appropriate performance of the project in due time and the application of monies connected with it.

Selection of objects worthy of funding

For selecting objects worthy of funding and assessing the suitability of measures, two internationally recognised fundamental principles were adhered to:

- The responsibility for the physical protection of materials and facilities in a certain country is borne by the country itself, in this case the Russian Federation.
- The confidentiality of information on physical protection is to be assured as the disclosure of information may cause a significant weakening of the physical protection.

G8 Global Partnership Programme – Physical Protection

After the decay of the Soviet Union, the BMU authorised GRS, as the national expert organisation on the subject of physical protection, to support the Russian Federation and the other New Independent States in this field. A milestone on the way to a co-operation in particular with the Russian Federation was the set-up of a first international conference on physical protection in St. Petersburg together with the Russian Federation, France, Sweden, Canada, Great Britain and the International Atomic Energy Agency (IAEA) in the year 1995.

Since 1993, GRS has been organising a seminar programme for the New Independent States and the Central and East European countries on behalf of the BMU. The annual seminars conduce i. e. to the training of and experience exchange between the experts involved in the field of physical protection. The seminars are supplemented by expert visits to facilities of the respective host countries. These visits are aimed at demonstrating and discussing the application of protection technology and procedures in the daily operation of nuclear facilities. Further training activities in the field of physical protection were organised in co-operation with the IAEA.

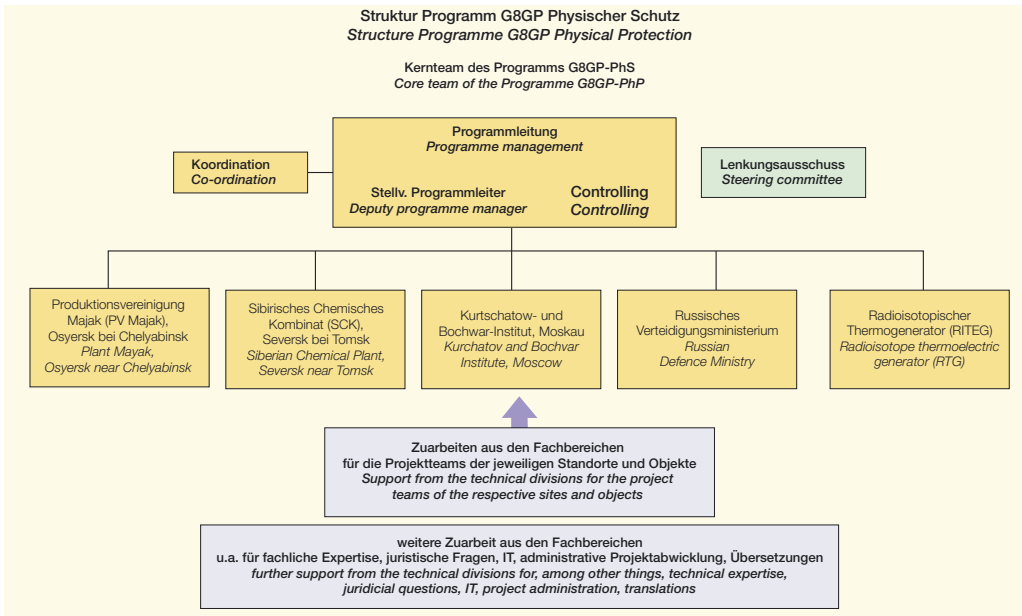
Since 1995, the physical protection of the facilities of the Bochvar Institute, the Kurchatov Institute, the Mayak Production Association and the Siberian Chemical Combine has been enhanced with the technical support and consultancy of GRS and financed through German funds.

Background

At the G8 Summit in Kananaskis in the year 2002, an important international programme in the fight against terrorism and against the spread of weapons and materials of mass destruction – the G8 Global Partnership (G8GP) – was initiated. Germany takes part in this initiative by contributing up to € 1.5

billion. Together with Russia, the following three major projects will be realised:

- Long-term interim storage of nuclear submarines taken out of operation near Murmansk
- Construction of a destruction facility for chemical weapons near Kambarka



◀ Organisation des Programms G8GP Physischer Schutz in der GRS

Organisation of the Programme G8GP Physical Protection at GRS

Therefore, the final decision on the selection of objects, on the extent and the kind of information made available had to be taken by the Russian partner.

Regarding the selection of objects worthy of funding and the access to confidential information, GRS benefits from the long lasting and trusting co-operation in the field of physical protection which, last but not least, is based on the constancy of personal contacts. Not only the kind of material but also the vulnerability of a facility and its potential for an imminent danger for man and the environment by release or by direct radiation need to be evaluated when selecting facilities. The additional experience of GRS as a competence resource in the fields of nuclear safety, fire and radiation protection is advantageous.

The co-operation with the Russian partners was stipulated in contracts with the operators of the respective facilities and regulated in performance agreements with the Federal Foreign Office within the framework of the general agreement on the Programme G8GP Physical Protection. The preferable installation of physical protection systems and equipment manufactured in Germany or in the European Union is an integral part of the contract.

The work of GRS is defined in a separate performance agreement and comprises:

- Programme co-ordination and quality management
- Project management and controlling of performance agreements for the Russian facilities which need to be modernised in terms of safety
- Consultancy and support regarding the selection and transport of technical systems and equipment for physical protection
- General evaluation of the results of the Russian safety analysis and the Russian project performance schedule
- Support of the Russian partner on issues of quality management, production, supply, installation and commissioning of protection systems and equipment
- Functional and acceptance tests

The completion of any project is the confirmation that all systems and equipment supplied were commissioned. Project performance and results will be documented in a final report.

Main tasks 2004

Regarding the processing of G8GP 2004, the work of GRS focussed on the

implementation of tasks resulting from this major project in agreements with the Russian partners, ROSATOM and the Russian Ministry of Defence, on preliminary work for project planning and performance for individual facilities, on the establishment of contacts between suppliers and Russian facilities as well as on the successful completion of the previous projects of the Federal Foreign Office at the RUSLAN reactor in Mayak and of project Number 2 at the Siberian Chemical Combine in Tomsk.

Conclusion

In regard to the Programme G8GP Physical Protection, GRS works, on behalf of the Federal Foreign Office, together with its Russian partners on the interdisciplinary tasks of physical protection of nuclear facilities and of nuclear and radioactive materials in Russia and is responsible for the project management. The structure and organisation of the project correspond to the specifications of the Federal Foreign Office. The mutual trust which is indispensable for the handling of confidential information has continued to grow as well as the mutual understanding for the respective requirements on physical protection and on the verification that these are fulfilled.

A. Hagemann, P. Salewski

RISKAUDIT IRSN/GRS International (EWIV) – Multilaterale Aktivitäten zur Sicherheits- bewertung und Methodentransfer

Die GRS und ihr französischer Partner IRSN („Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire“) begannen 1989 gemeinsam, die Sicherheit von Reaktoren sowjetischer Bauart zu untersuchen. Der Beginn der europäischen Unterstützungsprogramme für die Länder Mittel- und Osteuropas und die verstärkte Zusammenarbeit zwischen GRS und IRSN waren Anlass, 1992 das Tochterunternehmen RISKAUDIT IRSN/GRS International (EWIV) zu gründen. RISKAUDIT hat seinen Sitz in Fontenay-aux-Roses bei Paris und beschäftigt dort derzeit elf Mitarbeiter aus GRS und IRSN.

Die wesentlichen Tätigkeitsfelder sind:

- Akquisition und vertragliche Abwicklung von Vorhaben der Europäischen Kommission und der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE) in Osteuropa und in den EU-Beitrittsstaaten,
- Vertretung der GRS- und IRSN-Interessen bei Akquisition und Projektmanagement,
- Beratung der Europäischen Kommission bei Tacis-, Phare- und FuE-Projekten,
- Betrieb der beiden gemeinsamen RISKAUDIT/GRS/IRSN-Büros in Moskau und Kiew,
- Intensivierung der GRS/IRSN-Kooperation,
- Vertretung von GRS und IRSN in den mittel- und osteuropäischen Staaten sowie in multinationalen Gremien.

RISKAUDIT ist zurzeit vornehmlich auf folgenden Gebieten tätig:

- Unterstützung der Genehmigungsbehörden sowie der ihnen zugeordneten Technischen Sicherheitsorganisationen (TSO),
- Transfer und Austausch von Wissen und Methoden als Grundlage für die Entwicklung einer hohen Sicherheitskultur,
- Sicherheitsbewertungen nach international anerkannten Maßstäben in internationalen Expertenteams,



▲ André Petry, RISKAUDIT-Geschäftsführer

André Petry, RISKAUDIT Manager



▲ Denis Goetsch, Riskaudit-Geschäftsführer

Denis Goetsch, RISKAUDIT Manager

- Harmonisierung nationaler Regeln und Richtlinien,
- fachliche Unterstützung bei der Bewertung und Genehmigung von Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit bestehender Anlagen, die durch das Tacis-Programm finanziert werden („2+2 Projekte“; d. h. Behörde zusammen mit westlichen und örtlichen TSOs auf der einen Seite, und Kernkraftwerke mit westlicher Unterstützung seitens der Industrie auf der anderen Seite).

Bei der Umsetzung dieser vielfältigen Aufgaben greift RISKAUDIT in erster Linie auf Experten von GRS und IRSN zurück. RISKAUDIT arbeitet darüber hinaus mit Technischen Sicherheitsorganisationen aus fast allen westeuropäischen Ländern sowie aus den USA und Kanada zusammen.

RISKAUDIT ist auch in die Arbeit der „Regulatory Assistance Management Group“ (RAMG) der Europäischen Kommission eingebunden. Im Auftrag und mit Beteiligung der RAMG bewertet RISKAUDIT derzeit die Ergebnisse der bisherigen Zusammenarbeitsprojekte zur Stärkung der atomrechtlichen Behörden und ihrer TSOs in Russland, der Ukraine, Armenien, Kasachstan und Weißrussland. Darüber hinaus berät RISKAUDIT die Europäische Kommission bei der Definition ihrer jährlichen Aktionsprogramme zur Unterstützung der atomrechtlichen Behörden und ihrer TSOs.

Die Projekte von RISKAUDIT werden vornehmlich über Verträge mit der Europäischen Kommission im Rahmen der Programme zur Unterstützung der Länder Mittel- und Osteuropas oder über Verträge mit der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE) finanziert. RISKAUDIT arbeitete bisher in Armenien, Bulgarien, Kasachstan, Litauen, Rumänien und Russland sowie in der Slowakischen Republik, der Tschechischen Republik, der Ukraine, Ungarn und Weißrussland.

Aufgrund der großen Anzahl kerntechnischer Anlagen in Russland und in der Ukraine und des Umfangs der für diese Länder durchgeführten Arbeiten eröffneten GRS und IRSN gemeinsam Anfang der 1990-er Jahre technische Büros in Moskau und

Kiew. Diese Büros werden von RISKAUDIT geleitet.

Zusammenarbeit mit der russischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde Rostechnadzor

RISKAUDIT unterstützt seit 1992 die russische Behörde und ihre wichtigste technische Sicherheitsorganisation SEC NRS in zahlreichen Projekten. Dabei stehen folgende Aspekte im Vordergrund:

1. Weitere Verbesserung der Genehmigungsverfahren und -praktiken für nukleare Einrichtungen. Diese umfasst die methodologische Unterstützung von Rostechnadzor, koordiniert von der RAMG und unter Einbeziehung westlicher Behörden und TSOs.
2. Zusammenarbeit mit Rostechnadzor bei seinen Genehmigungsaktivitäten durch Zusammenarbeit zwischen russischen und westlichen TSOs. Diese Arbeiten zielen hauptsächlich auf das Genehmigungsverfahren für Modernisierungsmaßnahmen ab, die nach dem „2+2“-Ansatz durchgeführt werden.

Methodologische Unterstützung von Rostechnadzor

Das Ziel der langfristig angelegten Tacis-Vorhaben zum Methodentransfer ist es, Rostechnadzor als unabhängige und kompetente Behörde kontinuierlich zu stärken. Unter administrativer Leitung von RISKAUDIT und fachlicher Federführung der GRS wurde das Tacis-Vorhaben RF/RA/05 erfolgreich abgeschlossen. Die Hauptthemenpunkte waren:

- Regeln und Richtlinien,
- Genehmigung und Aufsicht,
- Ausbildung und Kompetenzerhalt von Behördenpersonal,
- Notfallschutz sowie
- Informationsmanagement und Öffentlichkeitsarbeit.

Beteiligt waren TSOs sowie atomrechtliche Behörden aus sechs EU-Mitgliedsstaaten. Sie leisteten fachliche Zuarbeit bei der Beratung der russischen Behörde und des SEC NRS. Basierend auf den Ergebnissen und den aktuellen Anforderungen der russischen Behörde wird ein Folgevorhaben vorbereitet.

Unterstützung bei der gutachterlichen Bewertung von Modernisierungsmaßnahmen

In insgesamt fünf Projekten, von denen zwei im Jahre 2004 begonnen wurden, unterstützt RISKAUDIT die russische Behörde bei der Genehmigung von zehn Modernisierungsmaßnahmen, die mit Tacis-Mitteln realisiert werden. Bei ausgewählten Sicherheitsverbesserungen für die Anlagen Kalinin, Kola, Smolensk, Leningrad, Nowoworonesch, Balakowo und Belayarsk arbeitet RISKAUDIT nach dem „2+2“-Ansatz mit der russischen Behörde zusammen. Dieser Ansatz verfolgt das Ziel, parallel sowohl die russischen Betreiber als auch die Genehmigungsbehörde durch europäische Partner fachlich zu stärken. Er kann als „Training on the Job“ angesehen werden. Bei allen Schritten der Planung und Implementierung von Modernisierungsmaßnahmen und deren Begutachtung arbeiten russische und westliche Experten erfolgreich zusammen.

Internationale Sicherheitsbewertung Kursk-1

Im Auftrag der EBWE koordinierte RISKAUDIT die internationale Bewertung des Sicherheitsberichtes für das Kernkraftwerk Kursk-1. Phase 1 des Projektes „Prüfung von Umfang und Vollständigkeit der Zusammenfassung des Sicherheitsberichtes und erste Bewertung ausgewählter Sicherheitsaspekte“ wurde bereits im Jahr 2002 abgeschlossen; die vertiefte Bewertung (Phase 2) im Jahr 2004. Dieses Projekt, an dem Experten von neun Organisationen aus sieben westlichen Ländern (Deutschland, Frankreich, Großbritannien, Italien, Kanada, den Niederlanden und den USA) sowie Russland teilnahmen, stellt die erste internationale Bewertung eines Sicherheits-

berichtes für ein russisches Kernkraftwerk unter Berücksichtigung der Rostechnadzor Richtlinien für vertiefte Sicherheitsbewertungen und der internationalen Praxis dar. Das internationale Bewertungsteam kam zu dem Schluss, dass der Sicherheitsbericht von Kursk-1 generell den genannten Richtlinien und international akzeptierten Anforderungen entspricht. Gleichzeitig wurde festgestellt, dass der Sicherheitsbericht in Struktur und Inhalt weiter verbessert werden und in einem kontinuierlichen Prozess den realen Anlagenstatus berücksichtigen muss. Die Autoren des Sicherheitsberichtes stimmten den Empfehlungen und Schlussfolgerungen dieses Projektes zu und bestätigten, dass die Ergebnisse, in die Weiterentwicklung des Sicherheitsberichtes einfließen werden.

Unterstützung der ukrainischen Sicherheitsbehörde SNRCU

Grundlage für die Arbeiten von RISKAUDIT in der Ukraine ist das „Memorandum of Understanding“, das die ukrainische Regierung, die G7-Staaten und die Kommission der Europäischen Gemeinschaften im Dezember 1995 unterzeichnet haben. Auf Basis dieses Memorandums hat die Ukraine Ende des Jahres 2000 das Kernkraftwerk Tschernobyl endgültig abgeschaltet. Dieses Memorandum sieht außerdem westliche Unterstützung bei der Bereitstellung von Ersatzkapazitäten, bei der Verbesserung der nuklearen Sicherheit sowie auf weiteren Gebieten vor.

RISKAUDIT ist bereits seit 1995 an der Umsetzung des Memorandums beteiligt, wobei sie sich auf die Unterstützung der ukrainischen Sicherheitsbehörde SNRCU konzentrierte. Schwerpunkte dieser Zusammenarbeit sind gutachterliche Arbeiten im Rahmen des „Shelter Implementation Plans“, der Maßnahmen zur Stilllegung von Tschernobyl 1-3 und der Sicherheitsverbesserungen an ukrainischen Kernkraftwerken.

Methodologische Unterstützung von SNRCU

Das Ziel der langfristig angelegten Tacis-Vorhaben zum Methodentransfer ist es,



▲ Objekt „Shelter“ in Tschernobyl

Object „Shelter“ at Chernobyl

SNRCU als unabhängige und kompetente Behörde kontinuierlich zu stärken. Unter Leitung von RISKAUDIT wurde das Tacis-Vorhaben UK/RA/05 mit folgenden Schwerpunkten umgesetzt:

- Regeln und Richtlinien,
- Unterstützung bei der Umsetzung des Qualitätsmanagement- System in SNRCU,
- Ausbildung und Kompetenzerhalt von Behördenpersonal,
- FuE zur Unterstützung der Behörde in Fragen abgebrannten Brennstoffes und Behandlung radioaktiven Abfalls sowie
- Informationsmanagement und Öffentlichkeitsarbeit.

Beteiligt waren TSOs und atomrechtliche Behörden aus sechs EU-Mitgliedsstaaten.

Shelter Implementation Plan (SIP)

RISKAUDIT unterstützt gemeinsam mit Sci-entech (USA) die ukrainische Behörde als „Licensing Consultant“ im Genehmigungsprozess zur Sanierung des Sarkophags, der

den Block 4 des Kernkraftwerks Tschernobyl umschließt. Experten der GRS, des IRSN und von Sci-entech bewerteten gemeinsam mit ukrainischen Gutachtern z. B. Genehmigungsunterlagen für den Bau der neuen Umhüllung um den Sarkophag („New Safe Confinement (NSC)“). Weitere Arbeiten betrafen u. a. die Bewertung der erforderlichen Stabilisierungsmaßnahmen inklusive eines Trainingsprogramms für Inspektoren, Bewertungen der Modernisierungsmaßnahmen zum Staubunterdrückungssystem, des Managements der bei den Aushubarbeiten für das NSC anfallenden kontaminierten Erde und Bauteile sowie eines integrierten Abfallmanagements für flüssige und feste radioaktive Abfälle.

Maßnahmen im Zusammenhang mit der Stilllegung der Blöcke 1, 2 und 3 des Kernkraftwerks Tschernobyl

Unter Federführung von RISKAUDIT arbeiten die GRS, drei weitere westliche TSOs und der ukrainische Gutachter SSTC an der Bewertung der Genehmigungsunterlagen für die Entsorgungsanlagen in Tschernobyl. In zwei Tacis-Projekten werden die Genehmigungsverfahren für die Anlagenneubauten und Nachrüstung von Einrichtungen,

die durch die Stilllegung der Reaktorblöcke notwendig sind, fachlich begleitet. Folgende Anlagen werden begutachtet:

- Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente (ISF-2),
- Anlage zur Aufbereitung von flüssigem radioaktivem Abfall (LRTP),
- Anlagenkomplex zur Behandlung und Zwischen-/Endlagerung fester radioaktiver Abfälle (ICSRM), bestehend aus
 - Anlage zur Entnahme von niedrigaktiven und mittelaktiven Feststoffen aus einem Bunker,
 - Anlage zur Sortierung und Weiterverarbeitung von niedrigaktiven und mittelaktiven Feststoffen,
 - Oberflächennahes Lager für kurzlebigen schwach- und mittelaktiven Abfall.

Für jede Anlage unterstützt RISKAUDIT die ukrainische Behörde bei folgenden Genehmigungsschritten:

- Bewertung der Strategie und Erstellung von regulatorischen und technischen Dokumenten,
- fachliche Bewertungen im Rahmen der Auslegungsgenehmigung,
- fachliche Bewertungen der Sicherheitsberichte sowie technischer Spezifikationen im Rahmen der Errichtungsgenehmigung.

Unterstützung bei der gutachterlichen Bewertung von Modernisierungsprojekten

In mehreren Projekten unterstützt RISKAUDIT die ukrainische Behörde bei der Genehmigung von insgesamt 24 Modernisierungsmaßnahmen, die mit Tacis-Mitteln realisiert werden. Die Zusammenarbeit nach dem „2+2“-Ansatz wird für ausgewählte Sicherheitsverbesserungen in den Anlagen Rowno, Khmelnitzki, Saporoshje und Südukraine durchgeführt. Dieser „2+2“-Ansatz

verfolgt das Ziel, parallel sowohl die ukrainischen Betreiber als auch die Genehmigungsbehörde durch europäische Partner zu stärken. Er kann als „Training on the Job“ angesehen werden. Bei allen Schritten der Planung und Implementierung von Modernisierungsmaßnahmen und deren Begutachtung arbeiten ukrainische und westliche Experten erfolgreich zusammen.

Im Auftrag der EU koordinierte RISKAUDIT die Überprüfung der Sicherheitsberichte und der Inbetriebnahmeprogramme für die Reaktoren Khmelnitzki-2 und Rowno-4 (K2R4). Gemäß der Aufgabenteilung führten ukrainische Gutachter die Erstprüfung, die westlichen Experten die ergänzende Prüfung der Unterlagen durch. Kontrolliert wurde auch, ob die in den 1990-er Jahren geforderten und gemeinsam abgestimmten Modernisierungsmaßnahmen umgesetzt wurden.

Unterstützung der Genehmigungsbehörden in Bulgarien, Litauen, in der Slowakischen und Tschechischen Republik sowie in Ungarn

Bulgarien

Die Projekte zur Unterstützung der bulgarischen Behörde (NRA) und ihrer TSOs, die unter Leitung von RISKAUDIT umgesetzt werden, erstrecken sich auf die Stärkung der Kompetenz bei der Bewertung von Sicherheitsberichten sowie Prüfung von Genehmigungsunterlagen zu sicherheits erhöhenden Maßnahmen in den Blöcken 3 und 4 (WWER-440) und 5 und 6 (WWER-1000) des Kernkraftwerks Kozloduj.

In einem weiteren Projekt berät RISKAUDIT die bulgarische Behörde auf dem Gebiet des Umgangs mit hochaktiven Strahlensquellen. Hierbei geht es um:

- Einführung der regulatorischen Aufsicht für den Umgang mit hochaktiven umschlossenen Quellen, bei denen die empfohlene Lebensdauer überschritten ist,

- Verbesserung der regulatorischen Aufsicht in Bezug auf nicht mehr genutzte umschlossene radioaktive Quellen sowie
- Management herrenloser Quellen.

Litauen

Im Rahmen der Unterstützung der litauischen Behörde VATESI und ihrer TSOs wurden folgende Projekte erfolgreich abgeschlossen:

- Bewertung des Sicherheitsberichtes für die Anlage Ignalina-2,
- Training der litauischen TSOs und Methodentransfer und
- Genehmigungsaktivitäten zur Vorbereitung der Stilllegung von Ignalina.

Die Bewertung des Sicherheitsberichtes für die Anlage Ignalina-2 zeigte eine Reihe von Abweichungen gegenüber regulatorischen und funktionalen Anforderungen auf. Der Betreiber hat sich verpflichtet, die sich daraus ergebenden Anforderungen im Rahmen des Modernisierungsprogramms (SIP-3) abzuarbeiten.

Das Training der litauischen TSOs und der Methodentransfer erstreckten sich hauptsächlich auf die Bereiche Kernintegrität, Modernisierung von I&C-Systemen und Alterung von Komponenten. Im Bereich Kernintegrität wurden mit den Codes WIMS8A und HELIOS neue RBMK-1500-Wirkungsquerschnittsbibliotheken ermittelt und entsprechende Rechnungen mit dem 3D-Modell QUABOX/CUBBOX durchgeführt. Trainingskurse in der Nutzung der genannten Anwendungen wurden abgehalten. Auf dem Gebiet der I&C-Systeme lag der Schwerpunkt bei der Weiterentwicklung von Richtlinien wie zum Beispiel das Bewertungshandbuch für I&C-Systeme und in der Durchführung von Seminaren zu modernen I&C-Sicherheitssystemen.

Bei der Vorbereitung der Stilllegung konzentrierten sich die Arbeiten auf die Erarbeitung von Regeln und Richtlinien und auf die Bereitstellung von Know-how zur technischen Bewertung und zur Genehmigung mit dem

Ziel, ein in der EU übliches Sicherheitsniveau zu erreichen. Hier konnten die Arbeiten der zwei Vorläuferprojekte konsequent weitergeführt werden. Zwei Folgeprojekte haben die Unterstützung der Behörde VATESI, des Strahlenschutzentrums RPC und der litauischen TSOs zum Inhalt.

Slowakische Republik

Die Arbeiten zum Methodentransfer für die slowakische Behörde UJD wurden erfolgreich abgeschlossen. RISKAUDIT unterstützte UJD auf den Gebieten

- Notfallschutz,
- Umgang mit radioaktivem Abfall,
- Strahlenschutz,
- Qualitätsmanagement im regulatorischen Bereich und
- Genehmigungsverfahren.

Tschechische Republik

Die Arbeiten zum Methodentransfer für die tschechische Behörde SUJB wurden erfolgreich abgeschlossen. RISKAUDIT arbeitete auf den Gebieten

- Bewertung von Genehmigungsunterlagen,
- Entwicklung interner Prozeduren bei der Bewertung sicherheitsrelevanter Unterlagen,
- Training für Inspektionen,
- Entwicklung eines Systems zur Verhinderung der Verbreitung radioaktiver Substanzen.

In einem neu gestarteten Projekt unterstützt RISKAUDIT SUJB fachlich bei der Bewertung von Szenarien mit Borverdünnung und bei Niedrigleistungs- und Abschaltbedingungen. Die Hauptthemen sind:

- Entwicklung einer Bewertungsmethodologie für Szenarien mit Borverdünnung und bei Niedrigleistungs- und Abschaltbedingungen,

- Anwendung dieser Methodologie für Szenarien, die auf der Basis verfügbarer Ergebnisse von Störfallanalysen und probabilistischer Sicherheitsanalysen ausgewählt werden,
- Erstellung von Empfehlungen zur Verbesserung von Schutz- und Folgeminierungsmaßnahmen für diese Art von Störfällen.

Unterstützung der Genehmigungsbehörden Armeniens, Kasachstans und Weißrusslands

Armenien

Ziel der Unterstützung der armenischen Behörde ANRA ist es, ihre fachliche Kompetenz zu stärken. Gegenwärtig konzentrieren sich die Arbeiten auf die

- Unterstützung bei der Bewertung von Sicherheitsdokumentationen für sicherheitserhöhende Maßnahmen („2+2“-Ansatz) und auf
- generelle Aspekte zur Stärkung der fachlichen Kompetenz der Sachverständigenorganisation.

Darüber hinaus wurde ein Unterstützungsprojekt zur Vorbereitung der Stilllegung der Blöcke 1 und 2 des Kernkraftwerks Medzamor begonnen. Hier konzentrieren sich die Arbeiten auf die Themenbereiche

- Methodentransfer auf dem Gebiet der Stilllegung nuklearer Anlagen,
- Unterstützung der Behörde bei der Erstellung von Anforderungen und Regeln für die Stilllegung des Kernkraftwerks Medzamor und
- fachliche Unterstützung bei der Bewertung sicherheitstechnischer Dokumente im Bereich Stilllegung.

Kasachstan

Das Tacis-Projekt zur Unterstützung der kasachischen Behörde KAEC bei Genehmi-

gungsfragen zur Stilllegung des BN-350-Reaktors in Aktau wurde erfolgreich abgeschlossen. Hier wurden Genehmigungsprozeduren für das Abfallmanagement während der Stilllegung und des Rückbaus sowie Richtlinien für die Notfallplanung entwickelt. Eine Fortsetzung dieser Arbeiten ist vorgesehen.

Weißrussland

In Weißrussland unterstützt RISKAUDIT das Ministerium für Notfallsituationen (MES) und das Staatliche Zentrum für Strahlungsüberwachung und -kontrolle (RCRCM) im Rahmen des EU-geförderten Methodentransfers. Das zweite Jahresprogramm mit den folgenden Themengebieten wurde erfolgreich abgeschlossen:

- Regeln und Richtlinien,
- Informationsmanagement, Inspektion und Genehmigung auf dem Gebiet des Strahlenschutzes,

- Abfallmanagement,
- Notfallschutz,
- Methoden zur Messung von Transuranelementen im Boden,
- Transport nuklearer Materialien mit Schwerpunkt auf Verhinderung der Verbreitung.

Eine Fortsetzung dieser Unterstützungsaktivitäten ist bereits vorgesehen und mit der weißrussischen Seite vereinbart.

RISKAUDIT hat in den aktuellen Arbeiten konsequent seine koordinierende Arbeit zur Unterstützung der osteuropäischen Behörden und die Zusammenarbeit mit ihnen im Rahmen von EU- und EBWE-Projekten fortgesetzt. Die dabei entwickelte konstruktive Sicherheitspartnerschaft zwischen Behörden und deren TSOs aus Ost und West wird auch in Zukunft weiter vorangebracht werden.

RISKAUDIT IRSN/GRS International (EEIG) – Multilateral Activities for Safety Analysis and Method Transfer

In 1989, GRS and its French partner IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) started joint analyses on the safety of Soviet-designed reactors. The establishment of the European assistance programme for the countries of Central and Eastern Europe as well as the strengthening of the co-operation of GRS and IRSN induced the two organisations to form the subsidiary RISKAUDIT IRSN/GRS International (EEIG) in 1992. The RISKAUDIT headquarters are in Fontenay-aux-Roses near Paris. At present, RISKAUDIT employs there eleven staff members from GRS and IRSN.

The main fields of activity are:

- acquisition and contractual management of projects of the European Commission and the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD) in Eastern Europe and in the EU Candidate States,
- representation of interests of GRS and IRSN regarding acquisition and project management,
- advisory assistance to the European Commission in Tacis, Phare and R&D projects,

- operation of the two joint RISKAUDIT/GRS/IRSN offices in Moscow and Kiev,
- intensification of GRS/IRSN co-operation,
- representation of GRS and IRSN in the Central and East-European Countries as well as on multinational committees.

At present, RISKAUDIT's main fields of work are:

- support of the licensing authorities and their Technical Safety Organisations,



▲ RISKAUDIT-Büro in Fontenay-aux-Roses
RISKAUDIT office in Fontenay-aux-Roses

- transfer and exchange of knowledge and methods as a basis for the development of a high safety culture,
- safety assessment according to internationally recognised standards in international expert teams,
- harmonisation of national rules and guidelines,
- technical support in the assessment and the licensing of measures to increase the safety of existing plants that are funded through the Tacis programme (“2+2 projects“, i. e. the authorities together with Western and local TSOs on the one hand and the NPPs with support of the Western industry on the other hand).

For realising these various tasks, RISKAUDIT uses primarily the experts from GRS and IRSN. In addition, RISKAUDIT collaborates with Technical Safety Organisations from almost all West-European countries as well as from the USA and Canada.

RISKAUDIT is also involved in the work of the Regulatory Assistance Management Group (RAMG) of the European Commission. On behalf and with participation of the RAMG,

RISKAUDIT assesses the results achieved so far from the co-operation projects to strengthen the nuclear regulatory authorities and their TSOs in Russia, the Ukraine, Armenia, Kazakhstan and Belarus. In addition, RISKAUDIT provides advice to the European Commission on the definition of its annual action programmes for the support of the nuclear regulatory authorities and their TSOs.

RISKAUDIT projects are mainly funded through contracts with the European Commission within the framework of the programmes in support of the Central and East-European Countries or through contracts with the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD). Until today, RISKAUDIT has worked in Armenia, Bulgaria, Kazakhstan, Lithuania, Rumania and Russia as well as in the Slovak Republic, the Czech Republic, Ukraine, Hungary and Belarus.

Due to the large number of nuclear facilities in Russia and in the Ukraine and owing to the extent of the work performed for these countries, GRS and IRSN opened technical offices in Moscow and Kiev at the beginning of the nineties. These offices are managed by RISKAUDIT.

Co-operation with the Russian licensing and supervisory authority Rostechnadzor

Since 1992, RISKAUDIT has been supporting the Russian authority and its most important Technical Safety Organisation SEC NRS in numerous projects. In this regard, special attention is paid to the following aspects:

1. Further improvement of licensing procedures and practises for nuclear installations. This consists in methodological assistance to Rostechnadzor co-ordinated by RAMG under participation of Western authorities and TSOs.
2. Co-operation with Rostechnadzor with regard to its licensing activities through co-operation between Russian and Western TSOs. This work is mainly directed at the licensing procedure for modernisation measures implemented according to the “2+2” approach.

Methodological assistance to Rostechnadzor

The aim of the long-term Tacis projects on the transfer of methods is to continuously strengthen Rostechnadzor as an independent and competent authority. Under the administrative management of RISKAUDIT and the technical leadership of GRS, the Tacis project RF/RA/05 was successfully completed. The focal points were:

- rules and guidelines,
- licensing and supervision,
- training and maintenance of the competence of authority staff,
- emergency preparedness, and
- information management and public relations.

TSOs as well as nuclear authorities from six EU member states were involved providing technical assistance in consulting the

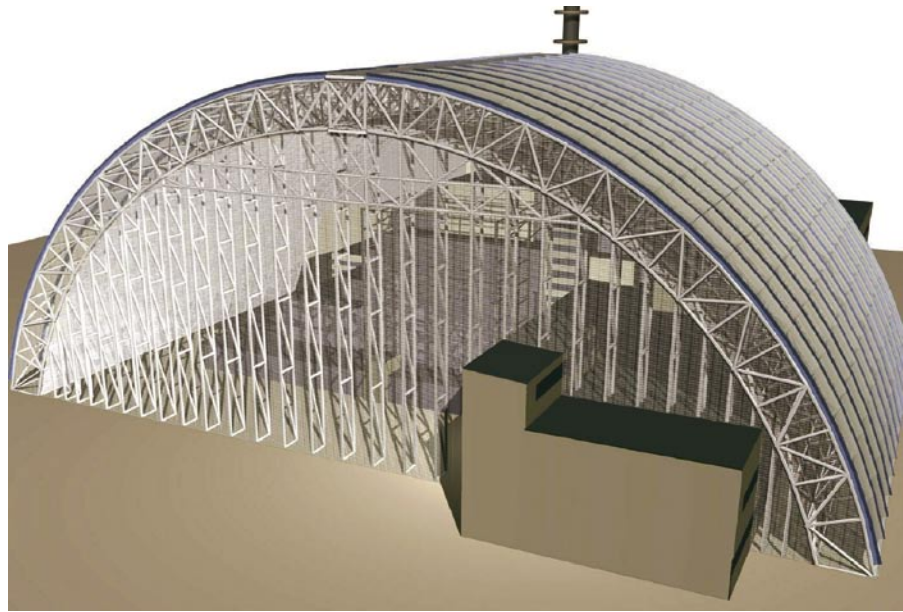
Russian authority and the SEC NRS. Based on the results and on the present needs of the Russian authorities, a follow-up project is under preparation.

Support in the preparation of expert assessments on modernisation measures

In altogether five projects, of which two started in the year 2004, RISKAUDIT supports the Russian authority in the licensing procedure of ten modernisation measures financed by Tacis. Co-operation according to the "2+2" approach takes place for selected safety improvement measures at the Kalinin, Kola, Smolensk, Leningrad, Novovoronezh, Balakovo and Beloyarsk sites. This approach is aimed at technically strengthening the Russian operators as well as the licensing authority with the help of European partners. It can be regarded as training on the job. On all steps of planning and implementation of modernisation measures and their assessment, Russian and Western experts co-operate successfully.

International safety analysis report for Kursk-1

On behalf of the EBRD, RISKAUDIT co-ordinated the international review of the safety analysis report for the Kursk-1 NPP. Phase 1 of the project "Survey of the extent and the completeness of the summarised safety assessment report and first assessment of selected safety aspects" was already completed in the year 2002, and the in-depth assessment (phase 2) in the year 2004. This project, in which experts of nine organisations from seven western countries (Germany, France, Britain, Italy, Canada, the Netherlands and the USA) as well as from Russia took part, is the first international review of a safety analysis report for a Russian NPP with consideration of Rostechnadzor's guidelines for in-depth safety assessments and of international experience. The international review group reasoned that the safety analysis report for Kursk-1 generally meets the guidelines named above as well as the internationally recognised requirements. At the same time,



▲ 3-D-Ansicht eines Modells der neuen Umhüllung um den Sarkophag des Blocks 4 des Kernkraftwerks Tschernobyl

3-D view of a model of the new shelter around Unit 4 of the Chernobyl nuclear power plant

they stated that the safety analysis report needs to be improved in terms of structure and content and that the real installation status needs to be considered continuously. The authors of the safety analysis report agreed with the recommendations and conclusions of the project and confirmed that the results will be considered in future versions of the safety analysis report.

Support of the Ukrainian safety authority SNRCU

The basis of the work of RISKAUDIT in the Ukraine is the "Memorandum of Understanding" which was signed by the Ukrainian government, the G7 states and the Commission of the European Communities in December 1995. In accordance with this memorandum, the Ukraine permanently closed the Chernobyl nuclear power plant at the end of 2000. In addition, this Memorandum provides for western support in the provision of replacement capacities, in the improvement of nuclear safety and in other fields.

Since 1995, RISKAUDIT has been participating in the implementation of the Memorandum by concentrating on the support of the Ukrainian safety

authority SNRCU. Focal points of this co-operation are expert assessments within the framework of the Shelter Implementation Plan, of measures for the decommissioning of Chernobyl 1-3, and of the safety improvements of Ukrainian NPPs.

Methodological support of SNRCU

The aim of the long-term Tacis project on method transfer is to continuously strengthen SNRCU as an independent and competent authority. Under the leadership of RISKAUDIT, the Tacis project UK/RA/05 was realised with the following focal points:

- rules and guidelines,
- support in the implementation of the quality management system at SNRCU,
- training and competence maintenance of the authority staff ,
- R&D for the support of authorities on issues of spent fuel and the treatment of radioactive waste, and
- information management and public relations .



▲ Ansicht des in Bau befindlichen Trockenlagers ISF-2 für abgebrannte Brennelemente aus den stillgelegten Reaktoren vom Typ RBMK in Tschernobyl

View of the ISF-2 dry-storage facility under construction for spent fuel elements from decommissioned reactors of the RBMK-type in Chernobyl

TSOs and nuclear authorities from six EU member states were involved.

Shelter Implementation Plan (SIP)

Together with Scientech (USA), RISKAUDIT provides support to the Ukrainian authority as a licensing consultant in the licensing procedure for the remedial measures for the Sarcophagus around Unit 4 of the Chernobyl nuclear power plant. Together with Ukrainian experts, experts of GRS, IRSN and Scientech provide assessments on e. g. licensing documents for the construction of a new shelter around the Sarcophagus (New Safe Confinement – NSC). Further work focussed i. a. on the assessment of necessary stabilisation measures including a training programme for inspectors, on assessments of modernisation measures for dust suppression systems, on the management of contaminated soil and assembly parts accruing during the excavating work for the NSC as well as on the integrated waste management for liquid and solid radioactive waste.

Measures for the decommissioning of Chernobyl NPP Units 1, 2 and 3

Under the leadership of RISKAUDIT, GRS, three other Western TSOs and the Ukrainian State Scientific and Technical Centre SSTC work on the evaluation of the licensing documents for the waste management facilities at Chernobyl. In two Tacis projects, technical assistance is provided in the licensing procedures for the construction of new facilities and backfitting of facilities which are necessary due to the decommissioning of the reactor units. Expert opinions are given on the following facilities:

- interim storage facility for spent fuel (ISF-2),
- liquid radwaste treatment plant (LRTP),
- industrial complex for solid radwaste management (ICSRM) consisting of
 - a removal facility for low- and intermediate-level solid waste from a bunker,

- a sorting and processing facility for low- and intermediate-level solid waste,
- a near-surface disposal facility for short-lived low- and intermediate-level waste.

For each facility, RISKAUDIT provides support to the Ukrainian authority in the following licensing steps:

- assessment of the strategy and preparation of regulatory and technical documents,
- technical assessments within the framework of design licensing,
- technical assessments on the safety analysis reports and on technical specifications within the framework of the construction licence.

Support in expert assessments on modernisation projects

In several projects, RISKAUDIT supports the Ukrainian authority in the licensing procedure for altogether 24 modernisation measures funded by Tacis. The co-operation according to the “2+2” approach takes place for selected safety improvement measures at the Rovno, Khmelnitzki, Zaporozhye and South Ukraine sites. This “2+2” approach is aimed at strengthening both the Ukrainian operators and the licensing authority with the help of European partners. It can be regarded as training on the job. On all steps of planning, implementation of modernisation measures and their assessment, Ukrainian and Western experts co-operate successfully.

On behalf of the EU, RISKAUDIT coordinated the review of the safety analysis report and of the commissioning programmes for the Khmelnitzki-2 and Rowno-4 (K2R4) reactors. According to the distribution of tasks, Ukrainian experts conducted the initial review, and Western experts conducted the supplementary review of the documents. Furthermore it was checked whether the modernisation measures demanded and agreed upon in the nineties were implemented.

Support of the licensing authorities in Bulgaria, Lithuania, the Slovak and Czech Republics and in Hungary

Bulgaria

The projects to support the Bulgarian authority (NRA) and its TSOs that were implemented under the leadership of RISKAUDIT cover the fields of strengthening the competence for the review of safety analysis reports and of examining the licensing documents on safety-enhancing measures at Units 3 and 4 (VVER-440) and Units 5 and 6 (VVER-1000) of the Kozloduy nuclear power plant.

In a further project, RISKAUDIT provides advice to the Bulgarian authority on the management of high-active radiation sources. The main fields of work are:

- introduction of the regulatory supervision of the handling of sealed high-active radiation sources which exceed the recommended life time,
- improvement of the regulatory supervision concerning the sealed radioactive sources that are no longer used
- management of orphan sources.

Lithuania

As part of the support of the Lithuanian authority VATESI and its TSOs, the following projects were successfully completed:

- assessment of the safety analysis report for the Ignalina-2 plant,
- training of the Lithuanian TSOs and the transfer of methods, and
- licensing activities in preparation of the decommissioning of Ignalina.

The assessment of the safety analysis report for the Ignalina-2 plant showed a number of deficits in terms of regulatory

and functional requirements. The operator made a commitment to fulfil the resulting requirements step by step within the framework of the modernisation programme (SIP-3).

The training of the Lithuanian TSOs and the transfer of methods mainly cover the fields of core integrity, the modernisation of I&C systems, and the ageing of components. In the field of core integrity, new RBMK-1500 reaction cross-section libraries were determined on the basis of the codes WIMS8A and HELIOS; corresponding calculations with the 3D model QUABOX/CUBBOX were made. Training courses in the use of the codes named above were held. In the field of I&C systems, the main focus was on the further development of guidelines as, for instance, the handbook for the assessment of I&C systems, and on holding seminars in modern I&C safety systems.

Concerning the preparation for decommissioning, the work focussed on the development of rules and guidelines and on the provision of know-how for technical assessment and licensing with the aim to achieve an EU-wide safety level. In this context, the work on the two forerunner projects could be consistently continued. Two follow-up projects were started to support the authority VATESI, the Radiation Protection Centre RPC, and the Lithuanian TSOs.

Slovak Republic

The work on the transfer of methods for the Slovak authority UJD was successfully completed. RISKAUDIT supported the UJD in the following fields:

- emergency preparedness,
- management of radioactive waste,
- radiation protection,
- quality management in the regulatory area, and
- licensing procedures.

Czech Republic

The work on the transfer of methods for the Czech authority SUJB was successfully completed. RISKAUDIT worked in the fields:

- evaluation of licensing documents,
- development of internal procedures for the evaluation of safety-relevant documents,
- training for inspections, and
- development of a system to avoid the dispersion of radioactive substances.

In a newly initiated project, RISKAUDIT provides technical support to SUJB in the evaluation of boron dilution scenarios and events during low-power and shutdown conditions. The main fields of activity are:

- development of a method for the assessment of boron dilution scenarios and events during low-power and shutdown conditions,
- application of this method for scenarios selected on the basis of available results of accident analyses and probabilistic safety analyses,
- compilation of recommendations for the improvement of safety measures and of consequential damage mitigation measures for this kind of accident.

Support of the licensing authorities of Armenia, Kazakhstan and Belarus

Armenia

The support of the Armenian authority ANRA is aimed at strengthening its technical competence. At present, the work concentrates on

- support in the evaluation of safety documents for safety-enhancing measures ("2+2" approach) and
- general aspects related to the strengthening of technical competence of the expert organisation.

Moreover, a support project for the preparation of decommissioning Units 1 and 2 of the Medzamor nuclear power plant has been initiated. The work concentrates on the following:

- transfer of methods in the field of decommission of nuclear facilities,
- support of the authority in the compilation of requirements and rules for the decommission of the Medzamor NPP, and
- technical support in the evaluation of safety-related documents regarding decommission.

Kazakhstan

The Tacis project to support the Kazakh authority KAEC in licensing questions on the decommissioning of the BN-350

reactors at Aktau was successfully completed. Licensing procedures for waste management during decommissioning and dismantling as well as guidelines for the accident management were developed. It is planned to continue these activities.

Belarus

In Belarus, RISKAUDIT supports the Ministry for Emergency Situations (MES) and the Republican Centre of Radiation Control and Environmental Monitoring (RCRCM) within the framework of an EU-funded method transfer project. The second year's programme was successfully completed, focusing on the following topics:

- rules and guidelines,
- information management, inspection and licensing in the field of radiation protection,

- waste management,
- emergency preparedness,
- methods for the measurement of transuranic elements in soils,
- transport of nuclear materials with emphasis on the avoidance of dispersion.

The continuation of these supporting activities has already been planned and arranged for with the Belarusian authorities.

In the current projects, RISKAUDIT has consistently continued the co-ordination of the support of East European authorities as well as the co-operation within the framework of EU and EBRD projects. The constructive safety partnership developed in this way between authorities and their TSOs from East and West will continue to be advanced in the future.

A. Petry

9

Unternehmenssteuerung und Projektmanagement/-controlling

Corporate Management Support, Project Management and Controlling

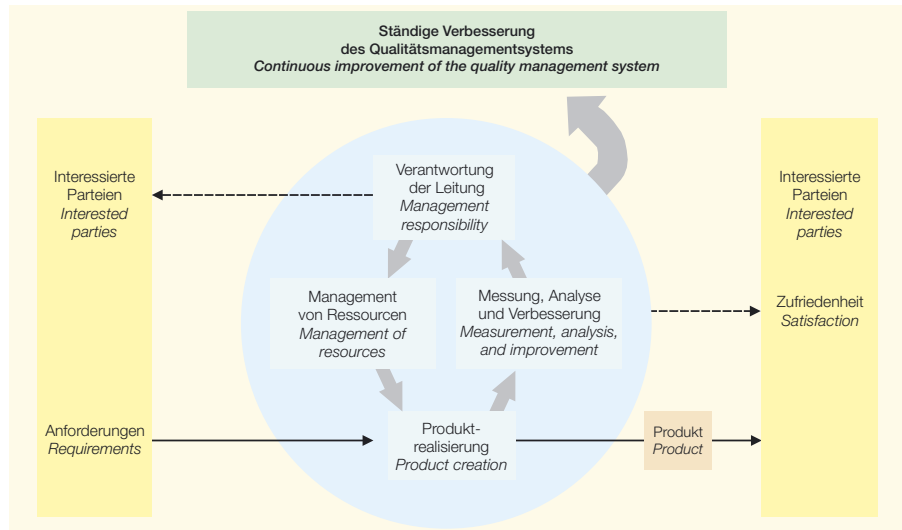
Unternehmenssteuerung

Mit der Implementierung der ISO 9001:2000 in der GRS, einem prozessorientierten QM-System, im Jahre 2003 wurde ein weiterer Meilenstein der Zukunftsfähigkeit des Unternehmens gelegt.

Neben dem Know-how-Erhalt ist die Erhöhung der Effizienz eine beständige Aufgabe der Geschäftsführung. Hierzu tragen wesentlich die Programmgruppen bei, die ein Element der Führungsprozesse und damit ein Lenkungsinstrument des Qualitätsmanagementsystems nach ISO 9001:2000 sind. In der ISO-Norm wird ausgeführt, dass zur wirksamen Funktion einer Organisation zahlreiche miteinander verknüpfte Tätigkeiten erkannt, geleitet und gelenkt werden müssen. Dieser Regelkreis der ständigen Verbesserung ist ein wesentliches Kennzeichen des prozessorientierten Ansatzes. Durch die Einbindung in diesen Regelkreis wird auch die Verantwortung der Geschäftsführung für den ständigen Verbesserungsprozess deutlich. Die Verfügbarkeit von Mechanismen, die zu Verbesserungsprozessen beitragen können, wird auch bei den Audits zum QM-System überprüft.

Im Sinne der aufgeführten Funktionen „Erkennen“, „Leiten“ und „Lenken“ haben die Programmgruppen die folgenden Aufgaben:

- Entwicklung von Strategien für Kompetenzfelder,
- Vorbereitung und Abstimmung von Akquisitionsaktivitäten,
- Prüfung und Lösung von Auslastungsproblemen,
- Bereichsübergreifende Information zu aktuellen Entwicklungen,



▲ Qualitätsmanagement in der GRS

Quality management at GRS

- Abstimmung in der Entwicklung der Personalausstattung.

Die Programmgruppen haben sich mittlerweile als sehr effektive Elemente für diese Aufgabenstellung etabliert. Als wichtige Ergebnisse der bisherigen Arbeit der Programmgruppen können z. B. deutliche Verbesserungen im Auslastungsmanagement, die Erarbeitung von Strategien für einige Kompetenzfelder und eine wesentliche Verbesserung der Abstimmung bei der Akquisition angeführt werden.

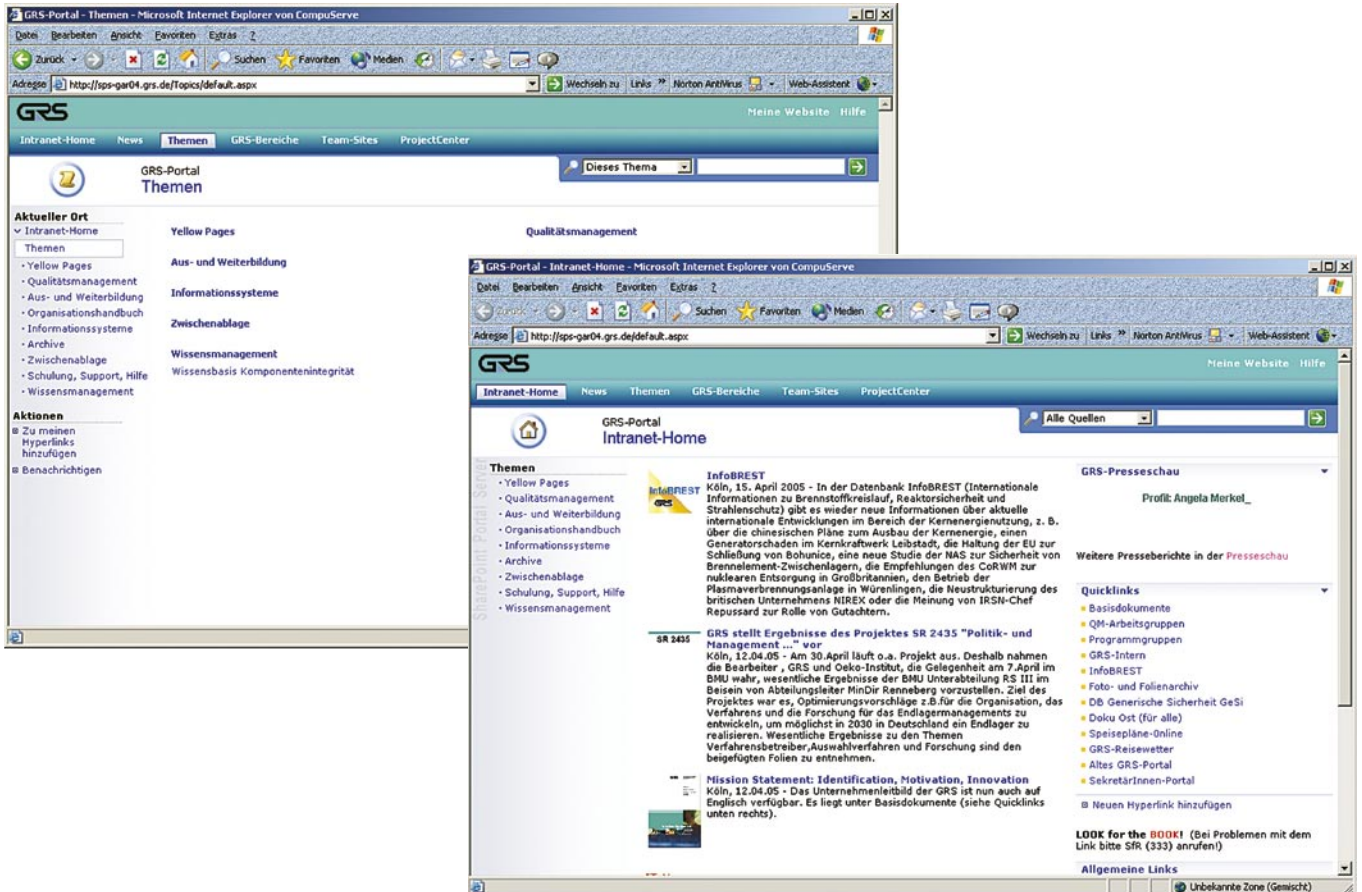
Aufgrund der Mittelkürzungen beim BMWA haben die Verbesserungen beim Auslastungsmanagement in diesem Jahr eine besondere Bedeutung. So konnten fünf Sachverständige auf neue Aufgabenstellungen des Auswärtigen Amtes (G8 GP) umgesetzt werden. Für die Kompetenzfelder „Probabilistische Sicherheitsanalysen“, „Elektro- und Leittechnik“, „Anlagensicherung“ und „Strahlenschutz“ wurden

Strategien erarbeitet und verabschiedet. Strategien für weitere Kompetenzfelder befinden sich in der Bearbeitung. Diese Strategien dienen als Leitlinien zum weiteren Vorgehen auf diesen Kompetenzfeldern, insbesondere bei der Akquisition zentraler Projekte und bei der Sicherstellung der personellen Ausstattung. Die Akquisition wird innerhalb der Programmgruppen auf der Basis von Projektskizzen abgestimmt, die vor dem Hintergrund der Strategien und aktueller Entwicklungen mit Prioritäten versehen werden.

Die Ergebnisse der Programmgruppen sind für alle Mitarbeiter über das elektronische GRS-Portal abruf- und verwendbar.

Projektmanagement/-controlling

Das Projektmanagement/-controlling stellt in der GRS die Projektplanung, Projekt-



▲ Das neue GRS-Portal ermöglicht es den GRS-Mitarbeitern seit Ende 2004 gleichzeitig auf interne und externe Informationen, Dokumente und Anwendungen zuzugreifen, die sie für die tägliche Arbeit benötigen.

The new GRS portal has been available to GRS employees since the end of 2004 and enables them simultaneously to gain access to the internal and external information, documents, and applications that they need for their daily work.

steuerung und fachorientierte Begleitung aller GRS-Projekte sicher. Eingeschlossen sind in der Regel alle Phasen eines Projektes von der Projektakquisition bis hin zum Projektabschluss. Diese zentral organisierte Projektbegleitung ermöglicht auch eine abgestimmte Außendarstellung der Projekte und eine schnelle Lösung anstehender Prioritätsentscheidungen.

Im Frühjahr 2003 baute die GRS erstmalig ein Portal auf und integrierte darin ein organisationsweites Dokumentenmanagementsystem, um ihre Wissensströme zu kanalisieren und zentral aufzubereiten. Dieses Portal ist Ende des Jahres 2004 komplett überarbeitet worden.

Nun können die GRS-Mitarbeiter auf interne und externe Informationen, Dokumente und Anwendungen zugreifen, die sie für die tägliche Arbeit benötigen. Eine anwen-

derfreundlich gestaltete Menü-Oberfläche ermöglicht es, aktuelle und relevante Informationen zu Dokumenten und Projekten in Systemen, Datenbanken und Berichten zu suchen und weiterzuverwenden. Darüber hinaus können mit Hilfe der so genannten „Webparts“ verschiedene Informationsebenen aus mehreren Quellen zusammengesetzt und gleichzeitig angezeigt werden.

Die GRS setzt neue Software-Tools ein, um das Arbeitsprogramm und die sachliche Steuerung von Einzelvorhaben unternehmensstrategisch noch besser koordinieren zu können. So baut das neue GRS-Portal beispielsweise auf dem Microsoft SHAREPOINT Portal Server (Version 2.0) auf. Es besitzt eine dezentrale Dokumentverwaltung. Jeder Bereich des Portals, d. h. alle Seiten, die über das Menü in der Kopfleiste erreichbar sind, besitzt eine eigene Dokumentbibliothek. Zur Ablage von Bildern

steht zusätzlich eine spezielle Bildbibliothek mit verschiedenen Vorschaumöglichkeiten zur Verfügung.

Menübereiche im Portal wie die GRS-Homepage, News (Nachrichten und Veröffentlichungen internationaler und nationaler Medien), Themen („Yellow Pages“, Qualitätssicherung, etc.) und das ProjectCenter (Verwaltung der GRS-Projekte) unterstützen den Nutzer bei seiner Recherche.

In dem GRS ProjectCenter werden alle relevanten Dokumente der GRS-Projekte in einer zweigeteilten Struktur (Zentralakte und Arbeitsakte) verwaltet:

- In der **Zentralakte** werden die qualitätsgesicherten administrativ/formalen Dokumente der Projektakte vom Projektcontrolling gepflegt.

- In der **Arbeitsakte**, dem „Datenpool“ für die Projektmitarbeiter, werden alle technischen Dokumente, Entwürfe und anderes projektrelevantes Material eingestellt. Fertige qualitätsgesicherte vertragsrelevante Dokumente werden in die Zentralakte geschoben

Verantwortlich für die die Einrichtung und Rechtevergabe der elektronischen Projekttakte ist der zuständige Projektcontroller. Er vergibt die Koordinatorenrechte für die Arbeitsakte an den zuständigen Projektleiter. Zentralakte und Arbeitsakte sind gleichermaßen in sieben Ordner aufgeteilt.

In addition to the functions listed here, “recognising”, “guiding” and “controlling”, the programme groups also have the following tasks:

- developing strategies for fields of competence,
- preparing and co-ordinating acquisition activities,
- examining and solving capacity utilisation problems,
- providing information to all divisions and departments on current developments,
- co-ordinating the development of human resources.

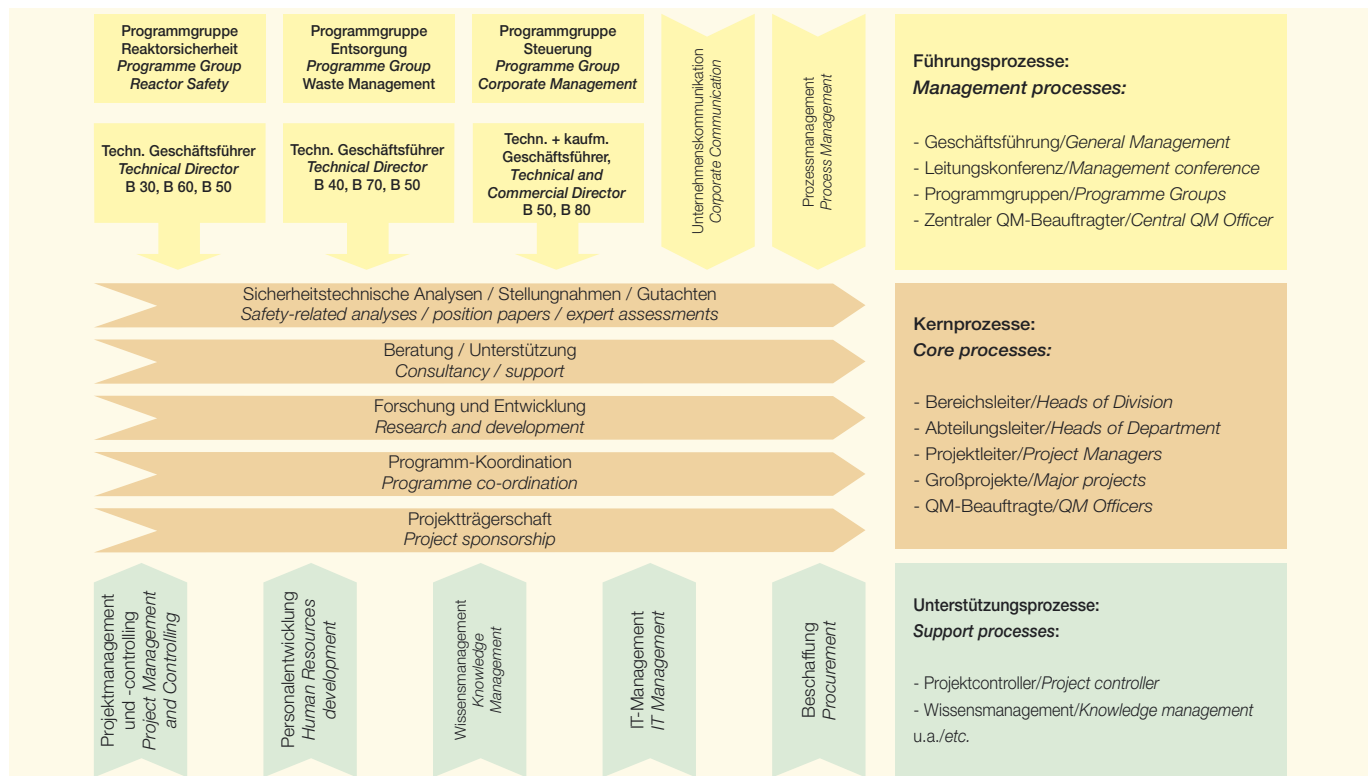
Corporate Management Support, Project Management and Controlling

Corporate Management Support

With the implementation at GRS of ISO 9001:2000 - a process-orientated QM system - in 2003, a further milestone was reached in the future capability of the company.

In addition to retaining know-how, raising efficiency is a constant task of the company's general management. A major contribution here comes from the programme groups, which are an element in the management processes and thus a guiding instrument in the ISO 9001:2000 quality management system. The ISO Standard states that numerous interlinked activities have to be recognised, guided, and controlled if an organisation is to function effectively. This cycle of continual improvement is a major characteristic of the process-orientated approach. Integrating this cycle also demonstrates the responsibility of top management for the improvement process. The availability of mechanisms that can contribute to the improvement process is also examined by the audits on the QM system.

The programme groups have now established themselves as very effective elements for this task. Major improvements in capacity utilisation management, the preparation of strategies for individual fields of competence, and a big improvement in the co-ordination of acquisitions can be



▲ Geschäftsprozesse der GRS und Einbindung der Programmgruppen
GRS business processes and the integration of the programme groups

01_Akquisition, Angebot, Vertrag <i>01_Acquisition, offer, contract</i>	Akquisitionsunterlagen, Leistungsbeschreibung, Angebot, Vertrag, Änderungsdienste, dazugehöriger Schriftverkehr <i>Acquisition documents, requirement specification, offer, contract, amendment service, and related correspondence</i>
02_Schriftverkehr <i>02_Correspondence</i>	Interner und externer Schriftverkehr, falls Dokumente nicht anderen Verzeichnissen zuzuordnen sind <i>Internal and external correspondence, if documents are not allocated to other directories</i>
03_Projektmanagement <i>03_Project management</i>	Projektkarte, Projektstrukturplan/QM-Plan, Arbeitspaketbeschreibungen, Reiseplanung und -verfolgung, Auftragsverfolgung (Termine, Meilensteine, Ressourcen), Projektbesprechungen (Protokolle, Unterlagen) <i>Project map, project structure plan / QM plan, work-package descriptions, travel plan and follow-up, order tracking (deadlines, milestones, resources), project meetings with minutes and other documentation.</i>
04_Arbeitsergebnisse <i>04_Working results</i>	Periodische Berichte (Quartalsberichte, Zwischenberichte, Halbjahresberichte, Jahresberichte), Technische Berichte, Stellungnahmen/Gutachten, Reiseberichte, fachliche Abschlussberichte (GRS-A-Berichte) andere Produkte (Datenbanken, Stand von Wissenschaft und Technik, „Lessons Learned“) <i>Periodic reports (quarterly, interim, half-year, and annual), technical reports, position papers / expert assessments, travel reports, technical final reports (GRS-A-reports), and other products: databases, latest state of the art in science and technology, lessons learned.</i>
05_Rechnungen <i>05_Invoices</i>	GRS-Rechnungen <i>GRS invoices</i>
06_Unteraufträge <i>06_Sub-contractor orders</i>	Angebote, Verträge, Rechnungen, Arbeitsergebnisse der Unterauftragnehmer, ggf. Untergliederung wie Punkte 01-05 <i>Offers, contracts, invoices, working results from sub-contractors, sub-divided if necessary in the same way as Points 01 to 05.</i>
07_Beigestellte Unterlagen <i>07_Other documentation</i>	Sonstige Dokumente <i>Miscellaneous documents</i>

▲ Übersicht über die sieben Ordner der Zentralakte und der Arbeitsakte

Summary of the seven files in the central file and the working file

cited as examples of the significant results of the work completed so far by the programme groups.

As budgets have been cut in the Federal Ministry of Economics and Labour, improve-

ments in capacity utilisation management are of particular importance this year. For instance, five experts have been assigned new tasks in connection with a major project sponsored by the Foreign Office (G8GP), strategies have been prepared and

approved in the fields of competence of "Probabilistic safety analysis", "Instrumentation and control", "Physical protection", and "Radiation protection", and further strategies are under preparation for other fields of competence. These strategies serve as guidelines for further progress in these fields of competence, particularly in the acquisition of central projects and securing the necessary human resources. Acquisitions are discussed and agreed within the programme groups on the basis of project sketches, which are placed in order of priority in light of the strategies and of current developments.

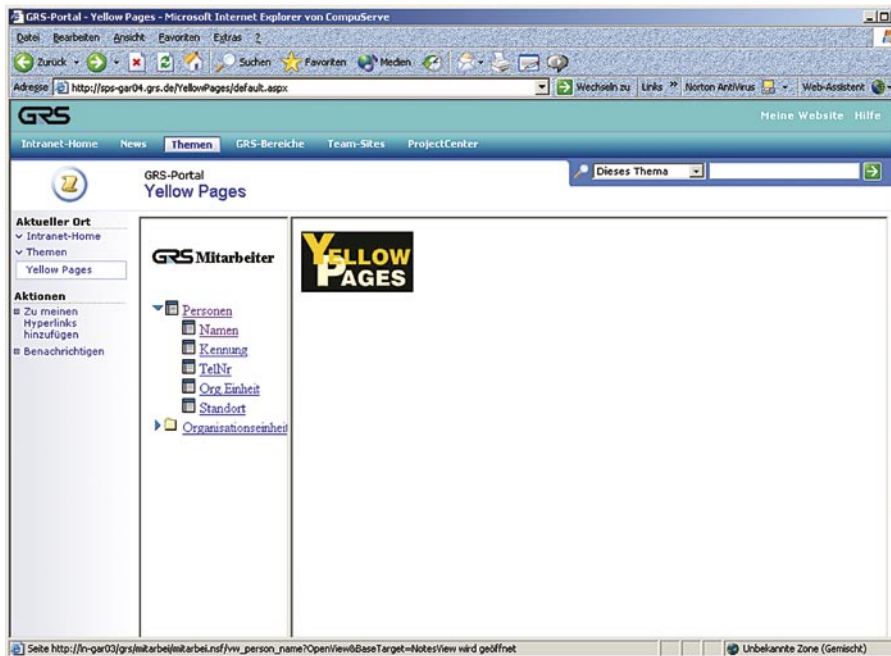
The findings of the programme groups are available for use by all employees via the GRS intranet portal.

Project management and controlling

Project management and controlling at GRS secures the project planning, management, and technical supervision of all GRS projects. This usually includes all the phases of a project from its acquisition to its conclusion. Centrally organised project supervision makes it possible for projects to be co-ordinated with one another for external presentation and for priority decisions to be taken quickly as soon as the need arises.

GRS set up a portal for the first time in the spring of 2003 and integrated a document management system into it that covers the entire organisation in order to channel its streams of knowledge and to be able to process them centrally. This portal was completely revised late in 2004.

GRS employees now have access to the internal and external information, documents, and applications that they need for their daily work. A menu surface with a user-friendly design makes it possible to search for and use up-to-date and relevant information on documents and projects in systems, databases, and reports. In addition to this, so-called "web parts" enable various information levels to be compiled from a variety of sources and displayed simultaneously.



▲ Die bestehende Personal-Datenbank wurde, in Absprache mit dem Betriebsrat, um Informationen über die Fähigkeiten der Mitarbeiter erweitert, sodass sie die Funktion der „Yellow Pages“ der GRS erhielt.

After discussion and agreement with the Works Council, the personnel database has been expanded to include employees' skills and abilities, which gives it the function of GRS's "Yellow Pages".

GRS puts new software tools to work in order to be able to co-ordinate the working programme and the technical control of individual projects even more closely with corporate strategy. For instance, the GRS portal is based on the Microsoft

SHAREPOINT Portal Server (Version 2.0) and possesses a decentralised document administration system. Each area of the portal, i.e. all the pages that are accessible via the menu in the header bar, possesses its own document library. A special picture

library is also available for filing images and displaying them in various different ways.

Menu areas in the portal such as the GRS homepage, news (latest information and publications in national and international media), specific topics such as “Yellow Pages” or quality assurance, the Project Centre (administration of GRS projects) support users in their searches.

In the GRS Project Centre, all the relevant documents from GRS projects are administered in a two-part structure: central file and working file.

- The **central file** keeps all the quality-controlled administrative/formal documents from project controlling up to date.
- The **working file** is the “data pool” for the project employees and contains all the technical documents, drafts, and other project-relevant material. Finished quality-controlled and contract-relevant documents are transferred to the central file.

Each project controller is responsible for setting up and granting rights over the electronic project files. He or she grants co-ordinator rights over the working file to the relevant project managers. The central file and the working file are each sub-divided into seven sub-files.

U. Holzauer, H. Uhlenbruck

10

Kommunikation Communication

Das öffentliche Interesse an der Aufklärung und Erläuterung aktueller Entwicklungen und Ereignisse auf dem Gebiet der Kernenergie ist ungebrochen. Die GRS hat sich als kompetenter Partner der Öffentlichkeit in Fragen der nuklearen Sicherheit, des Strahlen- und Umweltschutzes positioniert. Zu den Aufgaben der GRS als zentrale technisch-wissenschaftliche Expertenorganisation des Bundes für alle Fragen der nuklearen Sicherheit und Entsorgung in Deutschland gehört es, Fragen von Journalisten als wichtigste Schnittstelle zur Öffentlichkeit angemessen und sachgerecht zu beantworten. Von besonderem Vorteil ist dabei die breit gefächerte wissenschaftlich interdisziplinäre Ausrichtung der GRS. Die externe Kommunikation, d. h. die Bereitschaft, der Öffentlichkeit Informationen sachgerecht und zielgruppengerecht zu vermitteln, hat in der GRS einen hohen Stellenwert.

Die interne Kommunikation hat gerade vor dem Hintergrund der notwendigen Kompetenzerhaltung in der Kerntechnik große Bedeutung. Hier nutzt die GRS die Möglichkeiten der elektronischen Information und Diskussion über das Intranet. Wesentliche Elemente sind darüber hinaus der Nachrichtendienst „GRS-intern“, der zeitnah über neue Entwicklungen im Unternehmen 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 wissenschaftliche Veranstaltungen mit nationaler und internationaler Beteiligung durch. In den letzten Jahren wurden diese Kommunikationsmöglichkeiten immer stärker genutzt. Neben eigenen Veranstaltungen organisiert sie Workshops und Seminare auch im Auftrag des Bundes und internationaler Institutionen.

Presse

Seit jeher ist die GRS kompetenter Ansprechpartner für Journalisten. Sie wurde zu nationalen Geschehnissen ebenso um Information und fachliche Aufklärung gebeten wie zu internationalen Entwicklungen und Ereignissen. Schwerpunkte des öffentlichen Interesses waren Tschernobyl, die Sicherheit osteuropäischer Kernkraftwerke, Fragen zum Sicherheitsmanagement und der drohende Kompetenzverlust in der Kerntechnik infolge zurückgehenden wissenschaftlichen Nachwuchses. Die verheerenden Terroranschläge am 11. September 2001 bedeuteten eine besondere kommunikative Herausforderung, die noch weiter besteht. Die Themen 2004 im Einzelnen:

- Die Vernebelung von Kernkraftwerken bei einem drohenden Terrorangriff mit einem Fluggerät,
- Die Strahlenexposition bei den Castor-Transporten,
- Die allgemeine Sicherheitslage der Kernkraftwerke in Osteuropa,
- Die Sicherheit der ukrainischen Kernkraftwerke,
- Die Einschätzung der Strahlenexposition außerhalb des Sperrgebietes von Tschernobyl,

- Der Planungsstand für den zweiten Shelter um den zerstörten Block 4 in Tschernobyl,
- Die fachliche Prüfung eines englischsprachigen Videofilms über Tschernobyl für eine Filmagentur,
- Der Unfall im japanischen Kernkraftwerk Mihama,
- Sicherheitskultur und Sicherheitsmanagement in deutschen Kernkraftwerken,
- Die Bedeutung der Forschung über die Sicherheit von potenziellen geologischen Endlagerformationen für radioaktive Abfälle und
- Die Aufgaben der Tiefenlabore zur untertägigen Erkundung von potenziellen Endlagerformationen im internationalen Rahmen.

Medienecho

Um aktuelle Entwicklungen und Trends auf dem Gebiet der Kernenergie im In- und Ausland zu verfolgen, werden in der GRS täglich bedeutende regionale und überregionale Zeitungen und Magazine ausgewertet. Die Artikel stehen allen Mitarbeitern über eine Datenbank zur Verfügung. Die Presseresonanz 2004 auf technisch-wissenschaftliche Informationen der GRS war wieder beachtlich. Artikel mit Verweis auf die GRS werden auf der GRS-Homepage dokumentiert.

Interne Kommunikation

Interne Kommunikation, an der sich jeder Mitarbeiter im Rahmen seiner Möglichkeiten aktiv beteiligt, schafft Synergien und

erhöht die Effizienz des Unternehmens. Sie ist deshalb eine strategische Führungsaufgabe, der die Geschäftsführung einen hohen Stellenwert einräumt. Angesichts der verschiedenen Standorte in Berlin, Braunschweig, Garching bei München, Köln sowie Kiew, Moskau und Paris und der Vielfalt der Arbeitsfelder hat die interne Kommunikation eine zusätzliche Bedeutung für das Unternehmen. Dabei geht es nicht um reinen Nachrichtentransfer. Insbesondere das Personal mit Führungsverantwortung ist gefordert, den Bedarf an Informationen nicht nur im eigenen Verantwortungsbereich, sondern auch unternehmensweit zu erkennen und entsprechende Angebote zu unterbreiten. Interne Kommunikation muss letztlich auf einem gemeinsamen Verständnis der Unternehmenskultur aufsetzen mit der Bereitschaft, Wissen zu teilen und Erfahrung weiter zu geben. Die Transparenz der Geschäftsprozesse und ein offener Dialog über alle Hierarchien hinweg sind wesentliche Elemente der Unternehmenskultur.

Wichtige technische Hilfsmittel der internen Kommunikation sind moderne Kommunikationseinrichtungen, zu denen die Standort übergreifende PC-Vernetzung aller Mitarbeiter auf einer Lotus Notes Plattform gehört. Das Intranet-Portal dient dazu, Wissensströme zu kanalisieren und zentral aufzubereiten. Die GRS-Mitarbeiter erhalten so Zugang zu allen Informationsquellen, wie beispielsweise Weiterbildungsangebote, Diskussionsforen, Nachrichten und Arbeitsprozesse der GRS. Darüber hinaus bietet das Intranet den Zugang zu einer Vielzahl von internen Datenbanken, die ständig aktualisiert werden und eine Fülle themenspezifischer Informationen enthalten.

Eine dieser Datenbanken archiviert den hauseigenen Online-Nachrichtendienst „GRS-intern“. Er erfüllt hier eine wichtige Aufgabe, indem allen Mitarbeitern Informationen über neue Projekte, Kooperationen, eigene Veranstaltungen, Workshops, Kurse sowie personelle und organisatorische Veränderungen zeitnah angeboten werden.

Eine weitere Datenbank von allgemeinem Interesse ist InfoBREST (Internationale Informationen zu Brennstoffkreislauf, Reaktorsicherheit und Strahlenschutz). Sie ist

ein BMU-Projekt, bei dem Informationen zu technischen, wirtschaftlichen, gesellschaftlichen und politischen Entwicklungen in der Kernenergienutzung beschafft, ausgewertet und aufbereitet werden. Ziel ist es, einen zeitnahen Überblick über weltweite Entwicklungen zu erhalten. Diese aus dem internationalen Umfeld gewonnenen Informationen haben sich als Hilfsmittel für Entscheidungen des BMU, insbesondere seiner Abteilung Reaktorsicherheit, etabliert.

Die hausinternen technischen Seminare sollen die Mitarbeiter vertieft über wichtige Projekte und deren Ergebnisse informieren, vor allem, wenn die Thematik auch auf öffentliches Interesse stößt.

Für neu eingestellte Mitarbeiter und solche mit noch geringer Berufserfahrung bietet die GRS ein Aus- und Weiterbildungskonzept an. Es ist im Intranet für jeden Mitarbeiter verfügbar. Ziel ist die Qualifikation als Sachverständiger im Bereich der Kerntechnik.

Internet

Die GRS-Homepage wurde weiterhin mit aktuellen Informationen ergänzt und fortentwickelt. Vielfach konnte sie aufgrund ihrer Informationsfülle zur Beantwortung von Presseanfragen herangezogen werden. Zunehmend werden eigene, allgemein zugängliche Berichte im Internet als Downloads veröffentlicht. Damit wird die Verfügbarkeit dieser Berichte für die Öffentlichkeit verbessert, gleichzeitig werden Druck- und Versandkosten herabgesetzt.

Der Ende 2003 vollzogene Relaunch der GRS-Webseite hatte das übergeordnete Ziel, den Nutzwert für die externen Besucher und die eigenen Mitarbeiter zu erhöhen, die Orientierung zu erleichtern, das Design zu modernisieren, Informationen schneller bereitzustellen, d. h. den Internet-Auftritt insgesamt attraktiver zu gestalten. Der neue Internet-Auftritt hat 2004 eine breite positive Resonanz erfahren. Anfang 2005 wird der Millionste externe Besucher erwartet.

Online-Datenbankrecherchen

Die GRS-Sachverständigen sollen über den weltweit aktuellen „Stand von Wissenschaft

und Technik“ (§7 Atomgesetz) auf ihrem Arbeitsfeld verfügen. Nationale und internationale Hosts bieten seit vielen Jahren wissenschaftlich-technische Datenbanken an. Sie sind eine ergiebige und etablierte Informationsquelle und ergänzen das Know-how aus eigenen Erfahrungen und persönlichen Kontakten zu Fachkollegen. Die GRS hat mit vielen fachspezifischen Datenbankanbietern Nutzungsverträge abgeschlossen, die den Wissensbedarf der Sachverständigen abdecken. So konnte auch 2004 eine Vielzahl wissenschaftlicher Recherchen in Form von Publikationsnachweisen, Daten-Zusammenstellungen, Firmenportraits oder Volltexten erfolgreich durchgeführt werden.

Informationsmaterialien

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 2004 das Publikationsverzeichnis wieder aktualisiert und auf Anfrage verschickt sowie bei Veranstaltungen mit Außenwirkung ausgelegt. Darüber hinaus steht es auf der GRS-Webseite zum Download zur Verfügung, ebenso wie eine Reihe von GRS-Berichten. Besonderes Interesse haben folgende Berichte gefunden:

- „Reaktorsicherheit: Eine permanente Herausforderung“, in dem wichtige Meilensteine der Entwicklung der GRS seit ihrer Gründung bis heute dargestellt werden, und
- „Wissensmanagement in der GRS“, der auf nationaler und internationaler Ebene, insbesondere bei der EU und der IAEO, große Aufmerksamkeit gefunden hat.

Wissenschaftlicher Erfahrungsaustausch

Die GRS steht in einem kontinuierlichen Erfahrungsaustausch mit der Fachwelt und unterhält weltweit Kontakte zu den relevanten Expertenorganisationen. Die



▲ Lothar Hahn bei seiner Begrüßungsansprache auf dem EUROS SAFE Forum 2004

Lothar Hahn addressing the audience at the EUROS SAFE Forum 2004

GRS-Mitarbeiter nehmen Aufgaben in internationalen Gremien wahr und beteiligen sich an Seminaren, Workshops und Konferenzen anderer Organisationen. Die GRS ihrerseits lädt in- und ausländische Experten zu Veranstaltungen ein, die die gesamte Bandbreite ihres Aufgabenfelds abdecken.

Im Jahr 2004 haben über 30 größere Veranstaltungen stattgefunden, davon sind nachfolgend einige wichtige dokumentiert. Herausragende Bedeutung hatte das gemeinsam mit IRSN veranstaltete internationale Forum EUROS SAFE in Berlin:

EUROS SAFE – Forum für nukleare Sicherheit

Gemeinsam mit dem „Institut de Radio-protection et de Sûreté Nucléaire“ (IRSN) veranstaltet die GRS das Forum für nukleare Sicherheit – EUROS SAFE –. Zu den Partnern von EUROS SAFE, die im Programmkomitee mitarbeiten, zählen die Europäischen Sicherheitsorganisationen AVN (Belgien), CSN (Spanien), HSE (Großbritannien), SKI (Schweden) und VTT (Finnland).

Die über 400 Teilnehmer kamen aus West- und Osteuropa, aber auch aus Indien,

Australien und den USA zum EUROS SAFE-Forum nach Berlin am 8. und 9. November 2004. Das Forum stand unter dem Thema „Aus Erfahrung lernen: Ein Eckpfeiler der nuklearen Sicherheit“. Daran orientierten sich die Plenarvorträge des ersten Tages und die Podiumsdiskussion. Es spiegelte sich auch in den Seminarvorträgen des zweiten Tages wieder.

In ihren Ansprachen konkretisierten Lothar Hahn und Jacques Repussard das über-

geordnete Ziel des EUROS SAFE-Forums „Towards Convergence of Technical Nuclear Safety Practices“, indem sie dafür eintraten, dass sich die europäischen Technischen Sicherheitsorganisationen (TSOs) in Richtung eines Verbundes orientieren sollten. Mit der WENRA („Western European Nuclear Regulators Association“) hatten dies schon seit einigen Jahren die Aufsichtsbehörden bzw. die Betreiber mit der WANO („World Association of Nuclear Operators“) vollzogen.

Der „Safety Assessment Guide“, eine gemeinsame Arbeit von GRS, IRSN und dem belgischen Partner AVN („Association Vinçotte Nucléaire“), bezeichneten sie als einen weiteren Schritt auf dem Weg zur Annäherung kerntechnischer Sicherheitspraktiken. Des Weiteren wird sich AVN am EUROS SAFE-Forum 2005 beteiligen und zusammen mit GRS und IRSN Gastgeber am 7. und 8. November 2005 in Brüssel sein.

Eine zentrale Botschaft in der Begrüßungsansprache von Ministerialdirektor Wolfgang Renneberg, BMU, war die Erläuterung seiner Position zur deutschen Atomverwaltung. Sie sei hoffnungslos veraltet, reformunfähig und zum Teil auch überbürokratisiert. Er nannte fünf Punkte, an denen er seine Kritik festmachte: zersplitterte Fachkompetenz zwischen Bund und Land, sinkende behördliche Fachkompetenz durch Sparbeschlüsse in Bund und Ländern,



► Wolfgang Renneberg erläutert seine Position zur deutschen Atomverwaltung.

Wolfgang Renneberg explains his position towards the German system of nuclear administration.

mangelhafter Informationsfluss zwischen Landes- und Bundesaufsicht, erschwerten internationaler Erfahrungsaustausch infolge geringer Praxis vor Ort und schließlich das veraltete deutsche Regelwerk.

Er schloss seine Ausführungen mit den Worten: „Wir brauchen eine starke GRS. Wir brauchen eine starke Partnerorganisation und eine wirksame internationale Zusammenarbeit, wie sie hier vorbildlich praktiziert wird.“ (Wolfgang Renneberg hat sich zum Thema Atomverwaltung und Regelwerk auch auf dem deutschen Atomrechtstag geäußert, der am gleichen Ort zwei Tage nach der EUROSAFE stattfand.)

Mit dem ersten Plenarvortrag von Heinz Liemersdorf „Learning from Experience in Safety Engineering and Development of Safety Philosophy“ wurde das Thema des Forums aus Sicht der Technischen Sicherheitsorganisationen (TSO) präsentiert. Die beiden nächsten Vorträge von Jean-Pierre Roux, EDF, „EDF Presentation – Monitoring Safety for a Fleet of 58 Units“ und Jörg Ritter, EnKK (Energie Baden-Württemberg Kernkraft GmbH), „Implementation of an Indicator-Based Safety Management System for the EnKK NPP's“ stellten es aus dem Blickwinkel der Kernkraftwerksbetreiber dar. Wie ein Flugzeughersteller mit Betriebserfahrungen umgeht, erläuterte Yves Benoist, ehemaliger Vizepräsident für Flugsicherheit der AIRBUS Industry, mit dem Vortrag „Airbus Experience Feedback in the Air Transport“. Anschließend wurde das Thema auf dem Podium mit fünf Experten diskutiert.

In seinem Festvortrag stellte Professor Dr. Volker Gerhardt aus der Sicht eines Philosophen „Das Risiko des Lebens“ dar. Der Vortrag fand eine außerordentlich positive Resonanz, vor allem auch bei den ausländischen Gästen. Der Festvortrag und die Seminarbeiträge sind im Internet unter www.eurosafe-forum.org dokumentiert.

OECD-NEA Workshop

Als Mitglied des NEA-Clay Club richtete die GRS vom 9. bis 12. Dezember 2003 in Braunschweig für die Kernenergieagentur (NEA) der OECD den „Geosphere Stability“-Workshop zum Thema „Endlagerung in

Tonformationen“ aus. Der NEA-Clay Club ist die Kurzbezeichnung für die „NEA/IGSC Working Group on Measurement and Physical Understanding of Groundwater Flow Through Argillaceous Media“. Im Brennpunkt des Workshops stand die geologische Stabilität von Tonformationen als Wirtsgestein für die Endlagerung von radioaktiven Abfällen. 80 Teilnehmer aus Deutschland, Frankreich, Schweiz, Spanien, Belgien, Tschechien, Japan, aus der Slowakei und aus den USA waren der Einladung der NEA und der GRS gefolgt und hatten den Weg nach Braunschweig gefunden. Die Tagung fand mitten im historischen Zentrum, im Kongresssaal der Industrie- und Handelskammer, im 500 Jahre alten, repräsentativen Bau des Gewandhauses statt. Diskutiert wurden Fragen, die auch den deutschen Arbeitskreis „Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd)“ beschäftigen haben. Bei der Standortsuche und -bewertung unterscheidet der AkEnd zwischen Ausschluss- und Abwägungskriterien. Geologisch auszuschließen sind solche Gebiete, die durch verstärkte Seismizität und Tektonik rezenten Vulkanismus und junge Grundwässer gekennzeichnet sind. Der NEA-Workshop hatte sich zum Ziel gesetzt, diese Kriterien für die Endlagerformation Ton soweit wie möglich zu quantifizieren. Dafür trafen sich ausgewiesene Spezialisten und Hochschullehrer verschiedener naturwissenschaftlicher Fachgebiete mit Endlagerexperten. Der aktuelle Stand der Forschung, die methodischen Möglichkeiten und Grenzen wurden dargestellt und vor dem Hintergrund der Bedürfnisse der Endlagerforschung diskutiert. Die jeweils vierseitigen Zusammenfassungen von 22 Vorträgen und zehn Postern wurden zu Beginn der Tagung verteilt. Es ist vorgesehen, diese zusammen mit den gezeigten Folien und dem Resümee des Workshops in den „NEA-Proceedings“ zu veröffentlichen.

ISO-Norm zur Aktivitätsbestimmung an radioaktiven Abfällen

Am 1. Dezember 2003 beschloss die internationale Normungsorganisation ISO, eine neue Norm zur Aktivitätsbestimmung an radioaktiven Abfällen zu erstellen. Zu diesem Zweck wurde ein Projektteam gebildet, das mit internationalen Experten auf

diesem Gebiet besetzt ist. Das erste Treffen dieses Teams fand am 9. und 10. Februar 2004 bei ISTec in Köln unter Vorsitz eines japanischen Kollegen statt. Zwölf Experten aus neun Ländern diskutierten und bearbeiteten den Normentwurf und die dazu bei ISO vorab eingereichten Kommentare.

Die Norm ist von entscheidender Bedeutung für die Aktivitätsdeklaration radioaktiver Abfälle, insbesondere bei Kernkraftwerken. Daher hat die Firma GNS (Gesellschaft für Nuklear-Service) als Repräsentant der Kernkraftwerksbetreiber ISTec beauftragt, an der Erarbeitung dieser Norm im Projektteam mitzuwirken. Deutschland hat sich – vertreten durch das Deutsche Institut für Normung (DIN) – sonst aber aus den kerntechnischen Aktivitäten der ISO zurückgezogen, sodass weitere Einflussmöglichkeiten entfallen.

Treffen der Arbeitsgruppe OECD-FIRE

Am 8. und 9. März 2004 fand bei der GRS in Garching das dritte Treffen der Arbeitsgruppe OECD-FIRE mit Mitgliedern aller bisher teilnehmenden neun Länder statt. Im Rahmen dieser Arbeitsgruppe wird eine Datenbank zu Brandereignissen in Kernkraftwerken erstellt, die sich nicht nur für probabilistische Zwecke (Eintrittshäufigkeiten, Wahrscheinlichkeiten für bestimmte Ereignisabläufe und Maßnahmen, etc.) sondern auch für deterministische Bewertungen – z. B. geeignete präventive Maßnahmen – nutzen lässt. Weitere Länder beabsichtigen, dieser Arbeitsgruppe beizutreten. Damit sollten in näherer Zukunft einige hundert Ergebnisse in der Datenbank zu finden sein.

Informationsbesuch des Sicherheitskomitees des südkoreanischen Kernkraftwerks Younggwang

Am 27. Januar 2004 besuchte eine südkoreanische Delegation die GRS in Köln. Von den zehn Mitgliedern der Delegation gehörten sieben dem Sicherheitskomitee des Kernkraftwerks Younggwang an sowie außer Dolmetscher und Reiseleiter auch ein Vertreter des Betreibers KHNP (Korea Hydro

& Nuclear Power Co.). Das Komitee setzt sich zusammen aus besorgten Bürgern, dem Bürgermeister der Standortgemeinde, Vertretern ortsansässiger Organisationen und dem Chef der örtlichen Aufsichtsbehörde für das Kraftwerk, der zugleich auch Delegationsleiter war. Ziel des Besuches in Deutschland – neben der GRS stand u. a. auch ein Treffen beim TÜV Süddeutschland in München auf dem Programm – war, eine unabhängige Expertenorganisation zu finden, die eine Sicherheitsuntersuchung zu Vorkommnissen in den Blöcken 5 und 6 der Anlage Younggwang durchführen kann. Am Standort Younggwang arbeiten sechs Druckwasserreaktoren mit einer elektrischen Leistung von 950 MW (Block 1) und 1.000 MW. Die Blöcke 5 und 6 wurden erst 2001 und 2002 in Betrieb genommen. In beiden Blöcken waren im November 2001 und im Juli 2002 so genannte Wärmeschutzrohre (Thermosleeves) abgerissen und später im Reaktordruckbehälter aufgefunden worden. Diese Thermosleeves schützen den Schweißnahtbereich von innen vor eventuell auftretenden Thermoschock-Belastungen durch das Kühlmittel. Außerdem kam es in den Blöcken 5 und 6 im Jahr 2003 zu einer Kontamination des Deionatsystems.

Dr. Heinz-Peter Butz begrüßte die südkoreanischen Gäste und stellte die Aufgaben und Ziele der GRS vor. Anschließend erläuterte Dr. Uwe Jendrich den im Kernkraftwerk Neckarwestheim aufgetretenen Abriss von Wärmeschutzrohren und die von der GRS bewerteten Abhilfemaßnahmen gegen eine Wiederholung.

Die Gäste zeigten sich sehr interessiert an der Arbeit der GRS und stellten zahlreiche Fragen, z. B. zum Genehmigungsverfahren in Deutschland, zur Bewertung von besonderen Vorkommnissen oder zu den Weiterleitungsnachrichten. Insbesondere wollten sie wissen, unter welchen Voraussetzungen die GRS auch in Südkorea tätig werden kann.

GRS unterzeichnet „ECRA-Consortium Agreement“ über Zusammenarbeit auf dem Gebiet des Risikomanagements

Am Rande des „Workshop on PSA Quality for Decision Making“, der bei der IAEA in



▲ Nach der Unterzeichnung des „Consortium Agreement“ des European Center for Risk Assessment (ECRA) bei der IAEA in Wien: Sabyasachi Chakraborty (l.), Präsident des CENS, und Lothar Hahn (GRS)

Following the signing of the „Consortium Agreement“ of the European Centre for Risk Assessment (ECRA) at the IAEA in Vienna: Sabyasachi Chakraborty (l.), President of CENS, and Lothar Hahn (GRS)

Wien stattfand und von der IAEA in Zusammenarbeit mit NEA, EC-JRC Petten, CENS, GRS, HSK und USNRC organisiert wurde, unterzeichneten am 17. Februar 2004 die Partner GRS, CENS (Center for Nuclear Safety/Slowakei) und ERI (Energy Research Inc./USA) das „Consortium Agreement“ des European Center for Risk Assessment (ECRA).

ECRA setzt sich zum Ziel, die Anwendung von Methoden der Risikoanalyse zu fördern und die Risikokommunikation zu verbessern. Die ersten Schritte sollen Ausbildungsveranstaltungen und Seminare sein, u. a. ein Workshop zur Anwendung der PSA in Genehmigung und Aufsicht und ein Seminar zur Risiko- und Zuverlässigkeitsanalyse. Geplant sind außerdem Arbeiten zur Entwicklung und Anwendung von „Risk-Based Safety Performance Indicators“ und die Erstellung von „ECRA PSA Quality Guidelines“.

ECRA ist offen für weitere Kooperationspartner.

Kompetenzerhaltung in der Kerntechnik

Der Informationskreis Kernenergie (IK) beim Deutschen Atomforum bietet Studierenden der Ingenieur- und Naturwissenschaften Gelegenheit, sich über die beruflichen Perspektiven in der Kerntechnik zu informieren. Experten aus den verschiedenen Arbeitsbereichen – Industrie, Betreiber, Behörden, Forschungseinrichtungen und Gutachterorganisationen – vermitteln einen vertieften Einblick in die Aufgaben und die beruflichen Herausforderungen. Auch die GRS war bei den bisher insgesamt vier Veranstaltungen dabei. Kollegen stellten die GRS vor und nahmen an der Jobbörse teil. Wegen der positiven Resonanz plant der IK weitere Veranstaltungen.

Konferenz „FIRE & Safety '04“ in München

Am 11. und 12. März 2004 veranstaltete das englische Fachmagazin „Nuclear Engineering International“ in Zusammenarbeit mit der GRS die internationale Fachkonferenz „FIRE & Safety '04“ zum Brandschutz in Kernkraftwerken. Im Internationalen Begegnungszentrum der Wissenschaft (IBZ) in München hatten sich mehr als 70 Teilnehmer aus 16 Ländern eingefunden. Schwerpunkte waren vor allem Kabelbrände und ihre Auswirkungen auf die E- und Leittechnik, die mit zu den häufigsten Brandarten in kerntechnischen Einrichtungen zählen sowie aktuelle Ergebnisse deterministischer Brandanalysen (wie z. B. PSA zu Brand), die derzeit verstärkt in verschiedenen Ländern durchgeführt werden. Ergänzt wurde das breit gefächerte Programm durch diverse Beiträge mit aktuellen Erkenntnissen aus der Betriebserfahrung zum Brandschutz in kerntechnischen Einrichtungen sowie Brandschutzkonzepten für neue Anlagen. Die Veranstaltung wurde abgerundet durch eine Anlagenbesichtigung des Kernkraftwerks Isar unter brandschutztechnischen Aspekten.

Behördenseminar zur PSA

Zum ersten Behördenseminar (22. und 23. März 2004) mit dem Thema Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) waren 20 Teilneh-

mer in die GRS Köln gekommen, darunter Gäste von Bundes- und Landesbehörden, den Technischen Überwachungs-Vereinen, dem Germanischen Lloyd und der schweizerischen Behörde HSK. Den Teilnehmern wurde ein breites Spektrum an Informationen geboten, von den Grundlagen einer PSA über Stufe-2-Analysen, spezifischen Analysen wie Nichtleistungsbetrieb und Brand bis hin zur Fortschreibung der PSA-Methoden. Die Teilnehmer zeigten großes Interesse an dem Thema und waren sehr zufrieden mit den präsentierten Vorträgen. In einer Umfrage bei vorherigen Behördenseminaren hatte sich das Thema PSA als besonders gefragt herausgestellt.

OECD Workshop zur PSA

Vom 29. bis 31. März 2004 richtete die GRS in Köln den OECD-Workshop „PSA Level 2 and Severe Accident Management“ aus. PSA Level 2 ermitteln die Wahrscheinlichkeiten verschiedener möglicher Unfallabläufe vom Beginn einer Kernzerstörung bis zur Radionuklidfreisetzung in die Umgebung. Die etwa 70 Teilnehmer – eine überraschend hohe Beteiligung – kamen aus allen Kernenergie nutzenden Staaten Europas, ferner aus Japan, Kanada und den USA. Der Workshop zeigte einerseits, dass die PSA Level 2 einen Reifegrad erreicht hat, der sie zu einem allgemein angewandten Werkzeug der Sicherheitsbewertung macht, andererseits aber auch, dass in den einzelnen Institutionen deutlich unterschiedliche Ansätze verfolgt werden.

25 Jahre nach Harrisburg – Kernschmelzforschung im französischen Forschungszentrum Cadarache

Am 29. März 2004 sendete 3sat in der Reihe „nano“ einen Beitrag über den Unfall vor 25 Jahren am 28. März 1979 im amerikanischen Kernkraftwerk Three Mile Island (TMI) 2 nahe Harrisburg, Pennsylvania. In diesem Zusammenhang wurde auch über die Kernschmelzversuche im Forschungsreaktor Phébus des südfranzösischen Forschungszentrums Cadarache berichtet. Die Versuche leitete unser französischer Partner



▲ Lothar Hahn (r.) beim Interview mit Wolfgang Roth von der Süddeutschen Zeitung
Lothar Hahn (r.) during the interview with Wolfgang Roth of the Süddeutsche Zeitung

IRSN. An der Versuchsauswertung ist auch die GRS beteiligt.

Der Redakteur der Sendung, Michael Hänel, wurde bei seinen Recherchen von der GRS-Abteilung Kommunikation unterstützt. Durch die guten Beziehungen der GRS zu IRSN konnte er eine Drehgenehmigung in Cadarache erhalten, obwohl die französische Seite keine guten Erfahrungen mit den deutschen Medien gemacht hatte.

Zum Unfall in TMI veranstaltete die GRS darüber hinaus zusammen mit dem „Institute for Safety and Reliability“ (ISaR) der TU München in der GRS Garching am 12. Mai 2004 ein ganztägiges Seminar.

Redaktionsgespräch bei der Süddeutschen Zeitung

Am 1. April 2004 waren Lothar Hahn und Dr. Heinz-Peter Butz Gast der Süddeutschen Zeitung in München. Nach der großen Redaktionssitzung unter Leitung des Chefredakteurs Helmut Martin-Jung konnten die Mitglieder der Redaktion Fragen zu allen

Bereichen der Kerntechnik an die Gäste richten, was sie auch ausgiebig taten. Anschließend führte der Redakteur Wolfgang Roth ein Interview mit Lothar Hahn, in dem er seine grundsätzliche Position zur Reaktorsicherheit darstellte. Es wurde unter der Überschrift „Reaktorsicherheit ist keine Frage der Ideologie“ veröffentlicht.

60 Kunstaussstellungen in zehn Jahren

Am 17. Mai 2004 feierte der Betriebsteil der GRS in Berlin mit der Kunstaussstellung „Geburt – Leben – Tod“ die 60. Ausstellung im Rahmen ihres Leitmotivs „Die Wissenschaft zur Kunst – Die Kunst zur Wissenschaft“. Es waren Arbeiten der Meisterschülerin der Hochschule der Künste Berlin Maria Wollny und des Autodidakten Andreas Spin zu sehen. Die Ausstellungsreihe begann – nach einigen Vorversuchen – am 1. Juni 1994 mit Werken von Jutta Mirtschin, einer erfolgreichen Kinderbuchillustratorin. Das Engagement von Lutz Ackermann in seiner Freizeit und die organisatorische Unterstützung von Sigrid Krämer (beide

GRS) machten diese beeindruckende Veranstaltungsserie möglich.

Industriearbeitskreis Wissensmanagement

Am 17. und 18. März 2004 trafen sich rund 30 Wissensmanager aus zwei Dutzend Industrieunternehmen zum Erfahrungsaustausch in Garching. Nach Vorträgen zu den Themen Medien, Ontologien, Metadaten etc. und anschließender Diskussion besichtigten die Gäste zum Abschluss des ersten Tages den neuen Forschungsreaktor Garching II. Dabei erfuhren sie sicherheitstechnische Einzelheiten zum Reaktor, zum Reaktorbetrieb und den geplanten Forschungsprogrammen.

Seit 1998 tagt der Industriearbeitskreis „Wissensmanagement in der Praxis“ (WiMiP) halbjährlich in verschiedenen Firmen aus dem Teilnehmerkreis. Im Sinne einer „Community of Practice“ ist der Erfahrungsaustausch das Ziel des Arbeitskreises. Hierarchien und Interessenpolitik spielen keine Rolle. Daher sind in dem Arbeitskreis auch keine Tool-Hersteller, Universitätsangehörige und Beratungsunternehmen beteiligt. WiMiP gehören ausschließlich Personen an, die Wissensmanagement in einem Unternehmen betreiben.

Die bisherigen Teilnehmer kamen aus über 40 deutschen Unternehmen wie beispielsweise Aventis, BASF, BMW, Daimler-Chrysler, Dresdner Bank, Porsche, RWE, Siemens oder Deutsche Telekom.

Wichtige Fragen des Wissensmanagements werden im WiMiP ausführlich diskutiert: „Wie kann man Wissen messen?“, „Wie lassen sich Modelle in die Praxis umsetzen?“ und „Wie integriert man Wissensmanagement in andere Initiativen im Unternehmen, wie z. B. Qualitätsmanagement, Prozessorientierung, Softwareinnovation?“. Im Laufe der Jahre haben sich eine Reihe von Querschnitts- und Fokusthemen als besonders bedeutend herausgestellt. Zu den Querschnittsthemen gehören u. a. Infrastruktur, Organisationsstruktur und Kultur, zu den Fokusthemen z. B. Wissensmanagementziele, Wissensbilanzierung, Wissensziele, Expertennetzwerke und Wissensentwicklung.

IRSN/GRS „Junior Staff Programme“ (JSP)

Vom 28. bis 30. April 2004 trafen sich in der GRS Köln IRSN- und GRS-Kollegen des JSP. Außerdem nahmen auf französischer Seite Jean-Bernard Chérié, stellvertretender Direktor für Strategie, Entwicklung und externe Beziehungen, sowie sein Mitarbeiter Pierre Peyrouy teil.

Das JSP war zur EUROSAFE 2003 ins Leben gerufen worden mit dem Ziel, die neue Qualität der Zusammenarbeit von IRSN und GRS hervorzuheben. Es soll die Bildung von persönlichen Kontakten zwischen jüngeren Mitarbeitern beider Unternehmen fördern, um hierüber die Kenntnis des jeweils anderen Unternehmens zu verbessern und die Basis für gemeinsame fachorientierte Projekte zu verbreitern. Damit wird der Zusammenarbeit von IRSN und GRS eine zusätzliche Perspektive gegeben und auch die Möglichkeiten für einen längerfristigen Personalaustausch, der nicht auf die Teil-

nehmer des Programms beschränkt bleibt, wieder angestoßen. Die JSP-Teilnehmer erfuhren zunächst einiges über die GRS, ihre Auftraggeber, ihre Finanzierung und Besonderheiten aus ihrer Rolle als Bundesgutachter, die Zusammenarbeit bei der Sicherheitsbewertung, die aktuelle Situation der Kernenergie in Deutschland und die Bedingungen für einen Personalaustausch. Den ersten Tag rundete ein Besuch im Braunkohletagebau Garzweiler und im modernsten RWE-Braunkohlekraftwerk Niederaußem (BoA – Braunkohlekraftwerk mit optimierter Anlagentechnik) ab. Am zweiten Tag präsentierten die JSP-Teilnehmer ihre Arbeitsgebiete und zeigten mögliche Felder der Zusammenarbeit auf. Zum Abschluss der Veranstaltung wurde eine Liste mit Themen einer zukünftigen fachlichen Zusammenarbeit und mit Aufgaben für das nächste Treffen anlässlich der EUROSAFE 2004 in Berlin erarbeitet. Die Liste enthält darüber hinaus Anmerkungen für die weitere Entwicklung des Programms, über die



▲ Im Braunkohletagebau Garzweiler vor dem Baggerriesen Nr. 288: (von links) Hugues Pretrel, Vincent Bessiron, Nicolas Brisson (alle IRSN), RWE-Mitarbeiter Herbert Groß, Ulrich Erven, Michael Maqua, Sven Michael Keesmann, Jürgen Sternkopf, Nils Reincke, Matthias Bürgener und Jörg Kaulard (alle GRS)

At the Garzweiler lignite strip mine, standing in front of Giant Excavator no. 288 (from left): Hugues Pretrel, Vincent Bessiron, Nicolas Brisson (all IRSN), RWE employee Herbert Gross, and Ulrich Erven, Michael Maqua, Sven Michael Keesmann, Jürgen Sternkopf, Nils Reincke, Matthias Bürgener and Jörg Kaulard (all GRS)

zum Teil im nächsten „Common Directorate Meeting“ von GRS und IRSN entschieden werden muss. Das Treffen fand in einer freundschaftlichen Atmosphäre statt.

Fachgespräch zu untertägigen Entsorgungseinrichtungen

Über 85 Gäste folgten am 25. und 26. März 2004 der Einladung des Projektträgers für Wassertechnologie und Entsorgung (PtWT+E) beim Forschungszentrum Karlsruhe zum Fachgespräch über „Verschlussmaßnahmen für untertägige Entsorgungseinrichtungen“ zur GRS nach Braunschweig. In den historischen Räumen der Industrie und Handelskammer präsentierten und diskutierten die Experten aus dem Bereich Wissenschaft und Forschung, von den Bundes-, Landes- und Bergbehörden und der Industrie die neuesten Entwicklungen auf dem Gebiet Verschlussysteme und -materialien, Langzeitstabilität und Prognosefähigkeit. Mit den einleitenden Worten „Wasser ist der Feind Nr. 1“ im Salzbergbau wurden von Professor Peter Sitz, Bergakademie Freiberg, in einer spannenden Retrospektive Verschlussbauwerke vorgestellt. Anhand von Beispielen aus der Vergangenheit und neuester Forschungsergebnisse wurden aus der Sicht eines erfahrenen Bergingenieurs die Schwierigkeiten bei langfristig funktionsfähigen Verschlussmaßnahmen und der derzeitige Stand der Technik aufgezeigt. Nachdenklich stimmten die Hinweise auf die derzeitigen knappen Forschungsmittel, die vom Bund für die Weiterentwicklung von belastbaren und praxistauglichen Konzepten und Techniken bereitgestellt werden können, obwohl in Deutschland hohe Erwartungen an die sichere Entsorgung von gefährlichen Abfällen geknüpft werden. Der von Dr. Siegfried Köster, BMWA, gehegte Wunsch nach einer verstärkten Nutzung internationaler Ressourcen und der Hinweis auf die Beteiligung an europäischen Projekten würde eigentlich ein verstärktes nationales finanzielles Engagement erfordern. Ernüchternd auch die Feststellung von Vertretern von Genehmigungsbehörden, dass die neuen viel versprechenden Entwicklungen zumindest kurzfristig keinen Zugang in Betriebspläne und damit in die Praxis finden werden, weil für die erforderliche Beweisführung und

den Weg vom Stand der Wissenschaft zum Stand der Technik erheblich mehr als „ein Experiment“ erforderlich sei.

Der GRS-Fachbereich Endlagersicherheitsforschung präsentierte sich in fünf von insgesamt 13 Fachvorträgen. Das Spektrum der GRS Beiträge reichte von der Entwicklung innovativer, so genannter art-eigener Versatzmaterialien für Verschlussmaßnahmen in Salzformationen und der Realisierung selbst abdichtender Barrieren auf der Basis von tonigen Materialien über die kritische Bewertung der chemischen Langzeitstabilität von Materialien bis hin zur Beurteilung von Verschlussmaßnahmen aus sicherheitsanalytischer Sicht.



▲ Braunschweig: In den historischen Räumen der Industrie und Handelskammer präsentierten und diskutierten die Experten aus dem Bereich Wissenschaft und Forschung, von den Bundes-, Landes- und Bergbehörden und der Industrie die neuesten Entwicklungen auf dem Gebiet Verschlussysteme und -materialien, Langzeitstabilität und Prognosefähigkeit untertägiger Entsorgungseinrichtungen.

Braunschweig: Meeting in the historical setting of the Chamber of Industry and Commerce, the experts from the worlds of science and research, from the Federal, State, and mining authorities, and from the industry discussed the latest developments concerning sealing systems and materials, long-term stability, and forecasting capability of underground waste disposal facilities.

Netzwerk SARNET gestartet

Am 2. April 2004 fand in Garching das erste Treffen des „Governing Board“ (GB) zu SARNET (Severe Accident Research NETwork) statt. SARNET ist ein „Network of Excellence“, das von der EU im 6. Rahmenprogramm unterstützt wird. Zu dem Treffen waren hochrangige Vertreter von 20 Organisationen aus 13 Ländern angereist. Die übrigen der 52 in diesem Netzwerk zusammengeschlossenen Organisationen ließen sich durch einen der Teilnehmer vertreten. Das GB ist das oberste Beratungs- und Entscheidungsorgan von SARNET.

Der kaufmännische Geschäftsführer der GRS, Dr. Walter Leder, eröffnete die Sitzung und leitete die Wahl des Vorsitzenden und Stellvertreters. Gewählt wurden Professor Raj Sehgal (KTH Stockholm) zum Vorsitzenden und Professor Borut Mavko (JSI Ljubljana) zu seinem Stellvertreter. Wichtigster Entscheidungspunkt dieses ersten GB-Meetings war die Verabschiedung des gemeinsamen Arbeitsprogramms für die ersten 18 Monate des Projekts. In der Verantwortung der GRS liegt die Entwicklung des „Advanced Communication Tools“, das für die Kommunikation im Netzwerk eine Schlüsselfunktion hat. Ein weiterer Hauptarbeitspunkt ist die Fortschreibung der Forschungsprioritäten, den Dr. Hans-Josef Allelein (GRS) koordiniert. Er ist auch GRS-Projektleiter für SARNET insgesamt. Den größten Teil ihrer Beteiligung widmet die GRS der weiteren Verbreitung des Codes ASTEC, den sie gemeinsam mit IRSN zur Berechnung des Ablaufs von Kernschmelzunfällen entwickelt und validiert. In geringerem Umfang beteiligt sich die GRS am Arbeitspaket zu PSA-Methoden.

Das gemeinsame Arbeitsprogramm ist Teil des Vertrages, den der Konsortiumsführer IRSN für eine Laufzeit von vier Jahren mit Beginn zum 1. April 2004 mit der Kommission abgeschlossen hat. Die GRS ist diesem Vertrag beigetreten. Die Beziehungen der Teilnehmer untereinander werden in einem umfangreichen Konsortialvertrag geregelt, an dessen Ausarbeitung Marcus Fillbrandt (GRS) wesentlich beteiligt war, und der jetzt unterschriftsreif ist. Ein weiterer wichtiger Entscheidungspunkt des GB-Treffens war die Verteilung des finanziellen Zuschusses der Europäischen Union für das erste Jahr



◀ Impressionen von den Braunschweiger Tagen der Forschung
Impressions of the Braunschweig Research Days

des Projekts. Die GRS erhält ca. 100.000 €, die sie als Unterstützung ihrer Arbeiten zur Integration von Forschungsergebnissen in das Netzwerk verwenden wird. Die Forschungsarbeiten selbst, insbesondere die ASTEC-Entwicklung, werden in einem Vorhaben im Auftrag des BMWA durchgeführt. Weitere an SARNET beteiligte deutsche Organisationen sind die Forschungszentren Jülich, Karlsruhe und Rossendorf, das IKE der Universität Stuttgart, die Ruhr-Universität Bochum sowie die Firmen Framatome ANP und Becker Technologies GmbH.

Damit ist nun der Weg frei für eine Zusammenarbeit in einem Forschungsverbund, der auf Dauer angelegt ist und den Förderungsvertrag mit der EU überdauern soll. Für die GRS eröffnet sich damit die Chance, im Verbund mit IRSN und einer Vielzahl anderer europäischer Partner die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu schweren Störfällen auch in Zeiten geringerer nationaler Fördermittel erfolgreich weiterzuführen.

GRS bei internationalem Entsorgungsprojekt beteiligt

Die GRS hat zusammen mit weiteren 12 Organisationen aus neun westeuropäischen

Ländern ein Übereinkommen mit der Europäischen Kommission zur Zusammenarbeit bei Forschung und Entwicklung zur geologischen Lagerung hochaktiver Abfälle (HAA) unterzeichnet. Das Projekt „Engineering Studies and Demonstrations of Repository Design“ (ESDRED) verfolgt das Ziel, unter Verwendung großtechnischer Prototypen, die Durchführbarkeit verschiedener Aktivitäten im Zusammenhang mit dem Bau, dem Betrieb und der Stilllegung eines Endlagers im tiefen geologischen Untergrund nachzuweisen.

Für das Fünf-Jahres-Programm wird ein Budget von 18 Millionen € veranschlagt. Von dieser Summe werden 7,3 Millionen € durch das 6. Euratom Rahmenprogramm im Bereich der nuklearen Forschung und Ausbildung (2002 bis 2006) der EU finanziert.

Projektkoordinator für ESDRED ist ANDRA, die französische Organisation für die Entsorgung radioaktiver Abfälle. Die Projektteilnehmer sind Entsorgungs-Organisationen und FuE-Organisationen. Zur Entsorgerseite gehören ENRESA (Spanien), NAGRA (Schweiz), NIREX (UK), Ondraf/Niras (Belgien) und Posiva Oy (Finnland). Zu den FuE-Organisationen gehören außer der GRS Aitemin und CSIC (Spanien), DBE (Deutschland), ESV Euridice EIG (Belgien) und NRG (Niederlande).

Schwerpunkt der Forschungsarbeiten im Rahmen des Projekts ist das Untertagelabor ÄSPÖ nahe der Stadt Oskarshamn (Schweden), das von der schwedischen Kernbrennstoffentsorgungs-AG SKB, einem weiteren Projektteilnehmer, betrieben wird.

Alle Länder, die im ESDRED-Projekt vertreten sind, verfügen bereits über ein nationales Forschungsprogramm zur Entsorgung radioaktiver Abfälle, die sich in verschiedenen Planungsphasen befinden. Laut ANDRA werden jedoch auch andere Länder an der Arbeit im Rahmen des ESDRED-Projekts beteiligt. Es wird ein Vorschlag für ein spezielles Programm zur Ausbildung von Ingenieuren erarbeitet, das besonders für die neuen Mitgliedsstaaten der EU bestimmt ist.

GRS präsentierte Untersuchungen zum Brandrisiko auf Braunschweiger Tagen der Forschung

Die GRS war zusammen mit dem iBMB (Institut für Baustoffe, Massivbau und Brandschutz) bei den Braunschweiger Tagen der Forschung durch eine Präsentation über das Brandrisiko und den Brandschutz in kerntechnischen Anlagen sowie die Endlagerforschung vertreten.

Zur Veranschaulichung des Themas „Risiko und Sicherheit“ hatten insgesamt 16 Forschungsinstitutionen aus Braunschweig und Umgebung sowie die Berufsfeuerwehr und angeschlossene Rettungs- und Katastrophendienste mit zahlreichen Exponaten beigetragen. Die Besucher, insbesondere die jüngeren unter ihnen, wurden zum Mitmachen bei Experimenten und Aktionen angeregt. So konnten sie u. a. untersuchen, ob ein kleiner verpackter Transportbehälter und das Transportgut beschädigt werden, wenn sie aus einigen Metern Höhe auf den Betonboden prallen, oder wie wirksam eine Sonnenbrille das UV-Licht abschirmt und welche Strahlung vom eigenen Handy ausgeht. In einem Flugsimulator der DLR gab es sogar die Möglichkeit, einen Jet zu landen. Auf dem Burgplatz unmittelbar vor dem Landesmuseum zeigten die Berufsfeuerwehr, das Technische Hilfswerk und weitere Organisationen das breite Spektrum ihrer Einsatzmöglichkeiten und die dazu erforderlichen technischen Geräte und Ausrüstungen. Mit solch attraktiven Exponaten konnte die GRS nicht aufwarten, aber dennoch interessierten sich viele der über 6.000 Besucher auch für die Poster und PC-Darstellungen zum Brandrisiko in kerntechnischen Anlagen und allgemein zum Thema Kernenergie. Sie erfuhren u. a., dass bei kerntechnischen Anlagen über die konventionellen Ziele des Brandschutzes hinaus mit Vorrang Maßnahmen getroffen werden müssen, um den Einschluss radioaktiver Stoffe und die Funktion von Sicherheitseinrichtungen auch im Falle eines Brandes in ausreichender Weise zu erhalten. Außerdem wurde erläutert, warum die Ereignisablaufanalyse eine zentrale Rolle bei der Brandrisikoanalyse für kerntechnische Anlagen spielt. Es wurden die in Zusammenarbeit mit dem iBMB im Realmaßstab durchgeführten Brandversuche vorgestellt.

Neues NEA-Forschungsprojekt an der PKL-Versuchsanlage

Am 27. April 2004 wurde mit einer Auftaktveranstaltung auf dem Gelände der Framatome ANP in Erlangen ein neues internationales Forschungsprojekt der Kernenergieagentur (NEA) der OECD gestartet.

In der dortigen PKL (Primärkreislauf)-Großversuchsanlage sollen die vorgeschriebenen Reaktorfahrweisen nach unterstellten Störfällen experimentell bestätigt und unter sicherheitstechnischen Aspekten noch weiter optimiert werden.

Insgesamt 25 internationale Experten haben an der Auftaktveranstaltung teilgenommen, unter ihnen Louis Echávarri, Generaldirektor der OECD-NEA, Richard Reister vom US-amerikanischen Department of Energy, Dr. Georges van Goethem, Koordinator für Reaktorsicherheit bei der Europäischen Union und Dr. Walter Sandtner, BMWA, Leiter des Referats Kernenergieforschung, Internationale Kernenergiepolitik.

Neben der Besichtigung der Anlage standen der internationale Erfahrungsaustausch und die Koordination des Programms im Vordergrund.

Die Auftaktveranstaltung wurde auf Anregung des BMWA gemeinsam von GRS und Framatome ANP vorbereitet und durchgeführt.

Die GRS ist als Signatar des Projekts im „Management Board“ und im Steuerungskomitee vertreten. Darüber hinaus wird sie an der Vorbereitung und Auswertung der Versuche beteiligt sein. Der erste Versuch im Rahmen des internationalen Projekts wurde im Juli 2004 durchgeführt. Das Projekt läuft bis 2006. Es wird zur Hälfte von der OECD durch die beteiligten zwölf Länder und zur anderen Hälfte vom BMWA, den deutschen Energieversorgern und Framatome ANP finanziert. Die Gesamtdurchführung des NEA-PKL-Projekts liegt bei Framatome ANP.

Seminar zu druckführenden Komponenten

Das von der GRS zusammen mit der Geschäftsstelle des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) in der GRS Köln am 15. und 16. Juni 2004 veranstaltete Seminar über KTA-Regeln zu druckführenden Komponenten fand großen Zuspruch. Die mehr als 60 Teilnehmer kamen überwiegend von den Betreibern, der Industrie und den TÜVs. Das Seminar bot den jüngeren Gästen eine

gute Einführung in die Welt der Regeln und wurde durchweg sehr positiv bewertet.

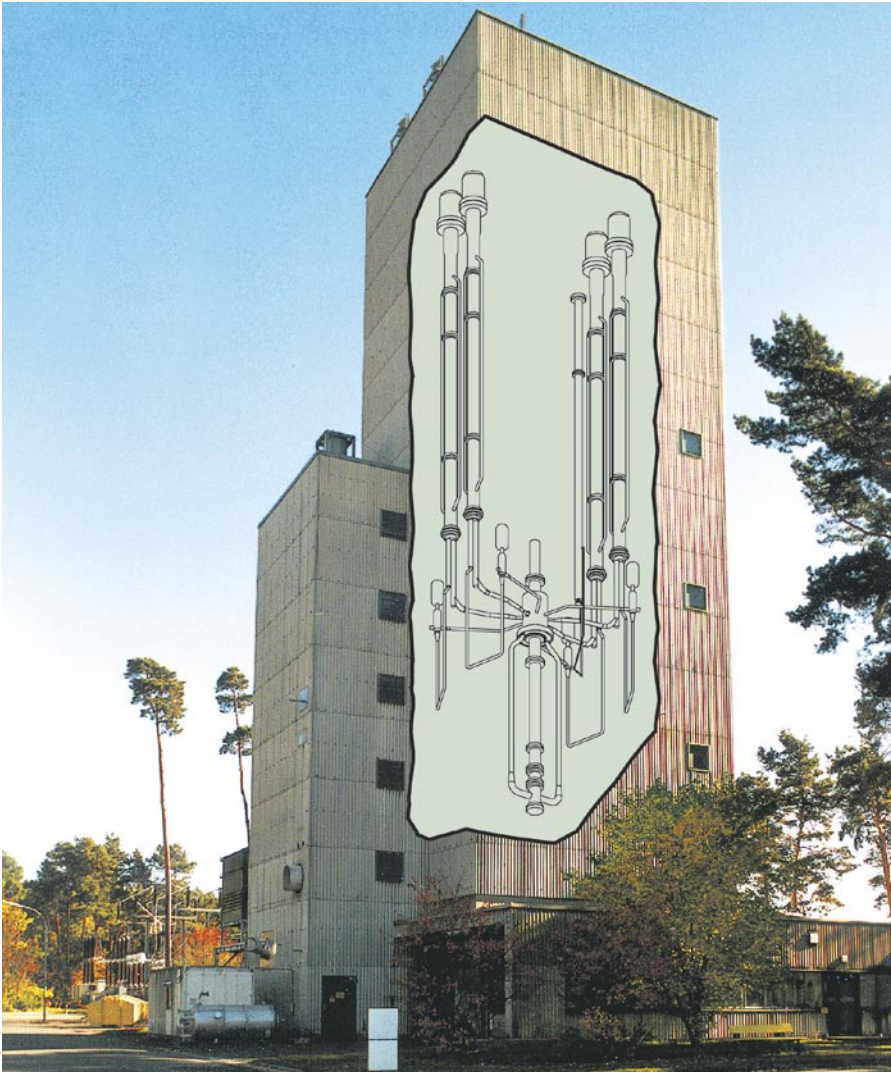
EUROSAFE-Workshop zum Wissensmanagement

Am 4. Juni 2004 fand in der GRS Köln der erste EUROSAFE-Workshop zum Wissensmanagement (WM) mit 33 Teilnehmern aus 11 europäischen Ländern und der EU-Kommission statt.

Auf Vorschlag der Kommission, bei der großes Interesse an diesem Thema besteht, haben IRSN und GRS den Workshop gemeinsam ausgerichtet. In den zehn Vorträgen und den Diskussionen wurde deutlich, wie unterschiedlich der Stand und die Herangehensweise in den einzelnen Ländern sind. Die GRS zeigte, dass sie mit ihrem Ansatz, WM in einzelnen Projekten zu praktizieren, und mit der Datenbank „Alma Mater“ als Beispiel für die Aufbereitung einer Wissensdomäne auf einem guten und von den Teilnehmern viel beachteten Weg ist. Der britische Konzern BNFL investiert 600 Tausend Pfund pro Jahr in WM, was den hohen Stellenwert in großen Unternehmen aufzeigt. Finnland entwickelte ein umfangreiches elektronisch verfügbares kerntechnisches Ausbildungsprogramm, auch vor dem Hintergrund des geplanten Reaktorneubaus. Die EU setzt sich für ein europäisches Netzwerk zum WM in der Kerntechnik ein. In der abschließenden Podiumsdiskussion waren sich alle Teilnehmer in einem Punkt einig: WM ist ein immer wichtiger werdender Bestandteil der Know-how Erhaltung und der Zukunftssicherung.

Fortschritte bei der Erarbeitung einer phänomenbasierten Validierungsmatrix

Am 1. und 2. Juli 2004 fand beim Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA) in Paris die vierte Sitzung einer OECD-NEA Expertengruppe statt, deren Aufgabe es ist, eine phänomenbasierte Validierungsmatrix für „ex-vessel“ – also Containment-Modelle und/oder Codes – zu erarbeiten. Diese Expertengruppe wurde von der „Group on the



▲ Die Erlanger Anlage der Framatome ANP ist die einzige in Betrieb befindliche Systemversuchsanlage in Europa, die Druckwasserreaktoren westlicher Bauart im Originalhöhenmaßstab nachbildet. Sie besteht aus dem gesamten Primärkreis mit einem elektrisch beheizten Kern, den wesentlichen Teilen des Sekundärkreises sowie den wichtigsten Betriebs- und Sicherheitssystemen eines 1.300 MW-Druckwasserreaktors. Seit fast 30 Jahren wird sie erfolgreich zur Erforschung aktueller Sicherheitsfragen in der Druckwasserreakorteknologie eingesetzt. Erkenntnisse aus den PKL-Versuchen werden nicht nur für technologische Weiterentwicklungen und die Beantwortung von Gutachterfragen herangezogen, sondern dienen auch der Validation von Simulationsprogrammen für die analytische Beschreibung von Störfallabläufen und zur Schulung des Betriebspersonals von Druckwasserreaktoren. Ausschlaggebend für die Beteiligung der OECD am Versuchsprojekt war neben internationaler Relevanz der Thematik auch die Tatsache, dass die Anlage in Zukunft einen besonderen wissenschaftlichen Nutzen für den Interessentenkreis bieten kann.

The Erlangen facility of Framatome ANP is the only test facility actually in operation in Europe that models a pressurised water reactor of Western design at 1/1 scale. It consists of the entire primary circuit with an electrically heated core, the essential parts of the secondary circuit, and the most important operating and safety systems of a 1,300 MW pressurised water reactor. It has been used successfully for almost 30 years in research on the safety issues of the day in pressurised water reactors. Knowledge gained from these primary-circuit trials is incorporated not only into further technological developments and in answering questions raised by experts but is also used in the validation of simulation codes for the analytical description of event sequences in cases of incidents and for training the personnel who work in pressurised water reactors. The crucial points for the involvement of the OECD in this trial project were not only the international relevance of the subject but also the fact that the plant will in future be able to offer a particular scientific benefit to the interested group of participants.

Analysis and Management of Accidents“ eingesetzt.

Für die Gebiete „Thermohydraulik im Reaktorkühlkreislauf“ und „Kernzerstörungsphänomene“ existieren Validierungsmatrizen bereits seit Jahren. Die bisherigen Bemühungen zur Erstellung einer Matrix für Containmentphänomene sind jedoch gescheitert.

In der vierten Sitzung ist es der Expertengruppe gelungen, für die Phänomene in den Bereichen Thermohydraulik und Wasserstoffverbrennung im Containment Validierungsmatrizen zu erarbeiten. Diese wurden Ende September 2004 der GAMA zur Diskussion vorgelegt. Beide Matrizen enthalten zahlreiche Versuche, die in deutschen Versuchsanlagen durchgeführt worden sind, wie z. B. in den ehemaligen Anlagen HDR und Battelle Modell-Containment sowie in der ThAI (Thermohydraulik-Aerosole-Jod)-Versuchsanlage in Eschborn. In der ThAI-Versuchsanlage läuft derzeit ein Versuch, der die Grundlage für die zweite Phase des Internationalen Standard-Problems (ISP-47) darstellt und auch in die Validierungsmatrix aufgenommen wurde. Der große Anteil deutscher Versuche spiegelt u. a. die hohe internationale Anerkennung der deutschen Reaktorsicherheitsforschung – und dabei ganz wesentlich auch der GRS – auf dem Gebiet des Containments wieder.

G8GP Physischer Schutz: Deutsche Unternehmen präsentieren Leistungsfähigkeit

Im Auftrag des Auswärtigen Amtes veranstaltete die GRS vom 31. August bis 3. September 2004 das erste Seminar zur Sicherungstechnik im Rahmen des Programms G8GP (Global Partnership) Physischer Schutz. Ziel war, russischen Partnerunternehmen und interessierten Unternehmen aus der EU Gelegenheit zur Kontaktaufnahme zu bieten und den russischen Partnerunternehmen einen Überblick über die in Deutschland und der EU verfügbare Technik und potentielle Lieferanten zu verschaffen. Dadurch soll erreicht werden, dass Sicherungstechnik aus der EU bereits frühzeitig in die Planung der einzelnen



▲ Blick in das Auditorium des gut besuchten G8GP-Seminars

A view of the auditorium during the well attended G8GP seminar

Teilprojekte des Vorhabens einbezogen werden kann.

Die rund 140 Teilnehmer kamen von 17 Institutionen und Einrichtungen Russlands, u. a. vom Verteidigungsministerium, der Produktionsvereinigung Majak und dem Kurtschatow-Institut. Aus Deutschland und weiteren EU-Ländern waren 15 Unternehmen beteiligt, darunter Siemens/Framatome und Bosch, die ihre Produktpalette präsentieren aus den Bereichen:

- Detektionssysteme
- Videosysteme und Beleuchtung
- Zugangskontrolltechnik
- Identifikationssysteme
- Bauliche Barrieren, sowie
- Zentraltechnik und Kommunikationssysteme.

Rolf Herden, Legationsrat im Auswärtigen Amt, erläuterte Aufgaben und Zielsetzung des Programms G8GP Physischer Schutz und stellte die Bedeutung der Kooperation heraus. Auf dem G8-Gipfel im kanadischen Kananaskis 2002 war das Programm zur sicheren Lagerung und Entsorgung der U-Boot-Kernreaktoren sowie zum physischen Schutz von Kernma-

terial ins Leben gerufen worden. Im Kampf gegen den Terrorismus sollen Projekte im Umfang von 20 Milliarden US\$ über zehn Jahre dazu beitragen, die Verbreitung von nuklearen, chemischen, biologischen und radiologischen Materialien zu reduzieren. Mit zehn Milliarden US\$ trägt die USA den größten Anteil, danach folgt Deutschland mit 1,5 Milliarden US\$. Die deutschen Projekte konzentrieren sich auf den physischen Schutz von Nuklearmaterial, für die in den nächsten Jahren 170 Millionen € eingeplant sind. Interessant seien, so Rolf Herden, die russischen Zertifizierungsvorschriften, die am letzten Seminartag ausführlich erläutert würden. Jedes Unternehmen sollte bemüht sein, sich um Zertifizierungen zu bemühen, damit ein gewünschter großer Lieferanteil deutscher Unternehmen erzielt werden könne.

Zehn Jahre GVA-Datenaustausch

Vom 12. bis 14. November 2004 trafen sich in der GRS Köln 18 Experten aus zehn Ländern zur 20. Sitzung des Lenkungskreises des „International Common-cause Data Exchange“ (ICDE)-Projekts der Kernenergieagentur (NEA) der OECD. Das Treffen markierte gleichzeitig auch das zehnjährige Jubiläum des ICDE-Projekts über Gemeinsam Verursachte Ausfälle (GVA). Köln ist

nach 1996 und 1999 bereits zum dritten Mal Tagungsort der jährlich zwei Mal stattfindenden Sitzung.

Ziel des ICDE-Projekts ist eine langfristige internationale Zusammenarbeit zum Informationsaustausch über GVA-Ereignisse. Dabei soll die Betriebserfahrung mit GVA-Phänomenen erfasst werden, die an den wesentlichen Komponenten der wichtigsten Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken aufgetreten sind.

In der dazu aufgebauten Datenbank sind inzwischen über 800 Ereignisse erfasst, bei denen GVA an Kreiselumpen, Notstromdieselgeneratoren, motorbetätigten Absperrarmaturen, Sicherheitsventilen, Rückschlagarmaturen, Batterien, Füllstandsmessungen, Leistungsschaltern oder Steuerstäben aufgetreten sind. Die nach einheitlichen Richtlinien (Coding Guidelines) zusammengestellten Informationen zu jedem Ereignis sollen dem besseren Verständnis der Ursachen von GVA-Ereignissen und von Verhinderungsmöglichkeiten dienen. Außerdem können sie für statistische Zwecke, z. B. bei PSA-Analysen, verwendet werden. Die Behörden der meisten teilnehmenden Länder werten diesen Datenpool aus, um z. B. ihre Vort-Inspektoren und/oder ihre Betreiber für die GVA-Problematik zu sensibilisieren und geeignete Verhinderungsstrategien zu entwickeln.

Darüber hinaus ergibt sich durch die Zusammenarbeit im ICDE-Arbeitskreis ein Einblick in die von ausländischen Anlagen genutzten technischen Einrichtungen und Betriebsweisen, aber auch in die Instandhaltungs- und Prüfkonzepte anderer Anlagen. Besonders interessant sind die Diskussionen zu den unterschiedlichen Meldeverordnungen der Länder. Die Diskussionen der letzten Sitzungen haben gezeigt, dass sehr unterschiedliche Voraussetzungen bei den Meldewesen vorliegen, sodass ein Vergleich der Anzahlen gemeldeter Ereignisse in vielen Fällen keine vergleichbare Aussage zur Häufigkeit von aufgetretenen Transienten, Systemausfällen, GVA-Ausfällen usw. liefert.

Dies gilt im Übrigen auch für die verwendeten Zuverlässigkeitskenngrößen in PSAs,

die aus der Betriebserfahrung bestimmt werden. So werden z. B. in einigen Ländern Ereignisse, die auf einen menschlichen Fehler hindeuten, nicht bei der anlagen-spezifischen Zuverlässigkeitskenngrößenbestimmung berücksichtigt. Nach Aussage der betroffenen Ländervertreter werden separate „Human-Factor“-Analysen mit generischen Zahlen und den bekannten Schwächen durchgeführt.

Auch bei den verwendeten Komponentenabgrenzungen sind große Unterschiede festzustellen. Die Erfahrung zeigt aber, dass die Festlegung der Komponentenabgrenzung einen hohen Einfluss auf deterministische Untersuchungen zum Ausfallverhalten von Komponenten und Systemen und Zuverlässigkeitskenngrößen hat. Insgesamt ist festzustellen, dass ein direkter Vergleich von Ergebnissen aus Untersuchungen über das Verhalten von technischen Einrichtungen und von Zuverlässigkeitskenngrößen aus verschiedenen Ländern kaum belastbar ist. Eine Aufgabe des ICDE-Arbeitskreises ist, gemeinsam festgelegte Komponentenabgrenzungen, Ausfallarten etc. für den Datenaustausch zu erarbeiten. Bei komplizierteren Komponenten, wie z. B. der Messwerterfassung von Drücken, werden für diesen Prozess häufig mehrere ICDE-Sitzungen benötigt.

Erwähnenswert ist die Entwicklung, dass viele ausländische Behörden und deren TSOs Low-Level-Ereignisse auswerten. Unter Low-Level-Ereignissen werden international die Ereignisse verstanden, die nicht durch das nationale Meldeverfahren erfasst werden. Die Ereignisse werden in der Regel von den Betreibern als Rohdaten bereitgestellt. Die Behörden bzw. deren TSOs werten die Daten selbstständig für verschiedene Ziele (Alterung, GVA, „Human Factor“ etc.) aus.

Deutsch-Französische Initiative für Tschernobyl

Die Deutsch-Französische Initiative für Tschernobyl (DFI) wurde 1996 gestartet. Im April 1998 vereinbarten GRS, IRSN mit dem ukrainischen Tschernobyl-Zentrum die ersten Projekte und die Projektkoordinierung. Fünf Länder und mehr als 50



▲ Während der Podiumsdiskussion zur DFI: (v. l.) Jacques Repussard, IRSN; Lothar Hahn, GRS; Yevgeni Garin, ICC; der Moderator der Diskussion Victor Poyarkov, Direktor des Europäischen Instituts für Sicherheit in Kiew; Mikhail Balonov, IAEA; Jean-Paul Joulia, EU sowie Balthasar Lindauer, EBWE
 During the panel discussion concerning the FGI (from left): Jacques Repussard, IRSN; Lothar Hahn, GRS; Yevgeni Garin, ICC; Victor Poyarkov, Director of the European Institute of Safety in Kiev and chairman of the discussion; Mikhail Balonov, IAEA; Jean-Paul Joulia, EU, and Balthasar Lindauer, EBRD

Institutionen kooperierten miteinander. Sie bearbeiteten 38 Einzelprojekte bei einem Gesamtwert von sechs Millionen Euro. Nach über sechs Jahren Laufzeit wurde die DFI nun mit dem internationalen Workshop „The French German Initiative: Results and their Implication for Man and Environment“ vor über 150 Teilnehmern am 5. und 6. Oktober 2004 in Kiew abgeschlossen.

Nachdem Jacques Repussard, IRSN, und Lothar Hahn, GRS, die Gäste begrüßt und allen Beteiligten der DFI für die große Leistung gedankt hatten, richteten der deutsche und der französische Botschafter Grußworte an das Auditorium. Auch sie sprachen von den großen Herausforderungen, vor denen die beteiligten Institutionen gestanden hätten, und den enormen Anstrengungen, um die Initiative zum Erfolg zu führen. Die DFI sei ein lebendiges Beispiel für die Freundschaft der Nationen.

Weitere Ansprachen hielten u. a. der stellvertretende ukrainische Umweltminister, Anatoli Gritsenko, und der stellvertretende Generaldirektor der IAEA, Tomihiko Taniguchi. Yevgeni Garin, Direktor des Internationalen Tschernobyl-Zentrums (ICC) erläuterte die Ziele und die wichtigsten Aspekte der DFI.

In rund 30 Vorträgen wurden die Ergebnisse präsentiert. Die Veranstaltung wurde mit einer Podiumsdiskussion abgeschlossen. Die Initiative wurde als „menschliches Abenteuer“ und „ausgezeichnetes Beispiel für die Zusammenarbeit unterschiedlicher Länder“ bezeichnet. Hervorgehoben wurden die freundschaftlichen Kontakte, die sich im Laufe der Jahre entwickelten und die zur Effizienz der Arbeiten beigetragen hätten. Die Teilnehmer betonten, als bedeutendes Ergebnis der Initiative seien inhaltlich einzigartige Datenbanken, u. a. zum Sarkophag und zur Radioökologie, entstanden, die es zu bewahren und noch auszubauen gelte. Allgemein wurde der Wunsch geäußert, die Initiative möge in irgendeiner Form fortgesetzt werden.

Nach dem Workshop fand am 6. Oktober 2004 die letzte Sitzung des „Steering Committee“ der DFI im RISKAUDIT Büro in Kiew statt. Dort wurde u. a. über noch abzuschließende Arbeiten in einzelnen Projekten gesprochen und insbesondere den noch zu erstellenden DFI-Abschlussbericht.

Communication

The public interest in the clarification and explanation of current events remains undiminished. GRS has positioned itself as a competent partner of the public for all issues related to nuclear safety, radiation protection and environmental protection. As central scientific-technical expert organisation of the Federal Government for all issues related to nuclear safety and nuclear waste management, one of its tasks is to give appropriate and objective answers to the questions of the journalists, who represent an important interface to the public. In this respect, the diversified scientific interdisciplinary orientation of GRS is of special advantage. External communications, meaning the willingness to provide the public with correct information in the right form for each target group, have a high priority at GRS.

Especially against the background of the necessary maintenance of competence in the field of nuclear technology, internal communication increasingly gains in importance. Here, GRS makes use of the possibilities of electronic information and discussion via the Intranet. Furthermore, essential elements are the internal news service "GRS-intern", which informs about recent developments at GRS, as well as 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 on international committees and participates in seminars, workshops and conferences of other organisations. Further, GRS itself organises numerous scientific events with national and international participation. In the last years, these means of communication have been used increasingly. In addition to GRS's own events, it also organises workshops and seminars on behalf of the Federal Government and international institutions.

Press

For many years, GRS has been a competent contact for journalists. There has always been a demand for technical clarification and for information on national incidents and international developments and events. The public interest was particularly directed to Chernobyl, the safety of nuclear power plants in Eastern Europe, and to questions related to safety management and the imminent loss of competence in the field of

nuclear technology due to the decreasing number of junior scientists. The devastating terrorist attack on September 11, 2001 posed and still poses a special challenge to communication.

The individual subjects covered in 2004 were:

- smoke-camouflage of nuclear power plants in the event of an imminent terrorist attack with an aircraft,
- radiation exposure from Castor transports,
- the general safety situation of nuclear power plants in Eastern Europe,
- the safety of the Ukrainian nuclear power plants,
- estimating radiation exposure outside the exclusion zone around Chernobyl,
- the planning status for the second Shelter around the ruins of Unit 4 at Chernobyl,
- the technical examination of the English soundtrack of the video about Chernobyl for a film agency,
- the accident at the Mihama nuclear power plant in Japan,
- safety culture and safety management at German nuclear power plants,
- the significance of research into the safety of potential geological formations for radioactive waste disposal, and

- the tasks of underground laboratories in the underground exploration of potential repository formations in the international context.

Echo in the media

For the daily work of its staff, but also for monitoring the latest developments and trends in the field of nuclear energy in Germany and abroad, GRS evaluates major regional and national newspapers and magazines every day regarding the topics of nuclear power and the environment. The articles are available to all staff members in a database. The press feedback in 2004 on technical and scientific information of GRS was enormous. Articles referring to GRS are documented on the GRS homepage.

Internal communication

Internal communications in which every employee is actively involved to the extent of his or her possibilities creates synergies and increases the efficiency of the company. It is therefore a strategic management task, and one on which top management places a high priority. In view of the different offices in Berlin, Braunschweig, Garching near München, Köln, and in Kiev, Moscow and Paris, and the diversity of the fields of work, internal communication plays an important role for the company. In this respect, it is not a matter of a mere exchange of information. It is in particular those people with management responsibility who are called upon to recognise the need for information – not only within their own areas of responsibility but also throughout the company – and to make corresponding offers. Internal communications must ultimately be based on a shared understanding of corporate culture, with the willingness to share knowledge and pass on experience. The transparency of the business processes and an open dialogue across all the hierarchies are essential elements of corporate culture.

Important technical instruments of internal communication are modern means of communication, which also includes the office-wide PC-networking for all staff members on a Lotus Notes platform.

The Intranet portal serves to channel and centrally process knowledge flows. This way, GRS staff has access to all information sources, such as available training courses, discussion forums, news and work processes of GRS. In addition, the portal also provides access to numerous internal databases that are continuously updated and which include plenty of topic-specific information.

One of these databases archives the in-house online news service "GRS-intern". It fulfils an important task by providing up-to-date information to all staff members on new projects, co-operation activities, events organised by GRS, workshops, seminars and organisational changes.

Another database of general interest is InfoBREST (International information on the nuclear fuel cycle, reactor safety and radiation protection). It is the product of a BMU project in which information on technical, economic, societal and political developments in connection with the use of nuclear energy is acquired, evaluated and processed. The aim is to obtain a systematic survey of developments world wide. These data acquired from the international environment have proved helpful for the decision-making process within the BMU, in particular in its nuclear safety division.

The technical in-house seminars serve to inform the staff members about major projects and their results, especially if the topic also attracts public interest.

For newly appointed staff and those with little work experience, GRS offers a concept for training and further qualification. Related documents are available on the Intranet to each staff member. The aim is to qualify new staff as technical expert in the field of nuclear technology.

Internet

The GRS homepage has further been supplemented by up-to-date information and has been further developed. In many cases, the homepage was also referred to for responding to press inquiries due to the huge amount of information it contains.

Generally accessible GRS reports are increasingly published on the internet as downloads. Thus, the availability of these reports to the public has been improved and, at the same time, printing and mailing costs have been reduced.

The aim of the relaunch of the GRS website at the end of 2003 was to increase the informational value for external visitors and for GRS staff members, to facilitate navigation, to modernise the design, and to make information available faster, thus making the internet presence generally more attractive. The new website was well received in 2004. The one-millionth external visitor is expected early in 2005.

Online database searches

In their fields of work, the GRS experts have to comply with the world-wide "state of the art in science and technology" (Section 7 of the Atomic Energy Act). For many years, national and international hosts have been offering scientific and technical databases. They are rich and well-established sources of information. They supplement the know-how from own experiences and personal contacts to colleagues in the specific fields. GRS concluded licence agreements with many subject-specific database providers that cover the experts' demand for information. For example, numerous scientific searches were performed successfully in the years 2002 and 2003 in the form of publication references, data compilations, company profiles, and full texts.

Information material

GRS has 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 the selection, the list of publications was updated again in 2004. It can be mailed on request and is also displayed for take-away at events that are likely to attract the attention of the public. In addition, it is available for download from the GRS website, as are number of GRS reports.

In particular, the following reports were in great demand:

- "Reactor safety: a constant challenge", in which the main milestones are presented in the development of GRS, from its establishment until the present day, and
- "Knowledge management at GRS", which drew great attention at national and international level, particularly in the EU and at the IAEA.

Scientific 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. Experts from GRS participate on international committees and take part in seminars, workshops and conferences hosted by other organisations. GRS on its part invites experts from Germany and abroad to take part in events that cover the whole range of its spectrum of activities.

In 2004, more than 30 major events took place, some of which are documented below. Foremost was the international EUROS SAFE forum in Berlin, organised jointly with IRSN.

EUROS SAFE – Forum for nuclear safety

Together with the Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), GRS organised the Forum for nuclear safety – EUROS SAFE. The EUROS SAFE partners participating in the programme committee are the European safety organisations AVN (Belgium), CSN (Spain), HSE (UK), SKI (Sweden) and VTT (Finland).

There were more than 400 conference participants, who came from Western and Eastern Europe and even from India, Australia, and the USA to the EUROS SAFE Forum in Berlin on 8 and 9 November 2004. The forum's theme was "Learning from experience: a cornerstone of nuclear safety", and it formed the orientation point



▲ Auf dem Podium diskutierten (v. l.) Gérard Gary (CNRS), Piet Müskens (KFD), Ashok Thadani (USNRC) als Moderator, André Vandewalle (AVN) sowie Richard Jones (HSE) das Thema „Betriebs Erfahrungen“.

The discussion panel on the platform (from left): Gérard Gary (CNRS), Piet Müskens (KFD), Ashok Thadani (USNRC) as chairman, André Vandewalle (AVN) and Richard Jones (HSE). The subject was "Operational experience".

for the plenary speeches on the first day and for the round table discussion. It was also reflected in the seminar lectures on the second day.

In their speeches, Lothar Hahn and Jacques Repussard added specific detail to the overall aim of the EUROSAFE Forum "Towards Convergence of Technical Nuclear Safety Practices" by presenting the arguments in favour of the European Technical Safety Organisations (TSOs) orientating themselves in the direction of an association. This was already done some years ago when WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) was formed by the supervisory bodies, and the nuclear power plant operators set up WANO (World Association of Nuclear Operators).

They described the "Safety Assessment Guide", a joint project by GRS, IRSN, and their Belgian partner AVN (Association Vinçotte Nucléaire), as a further step on the way towards convergence in nuclear technical safety practices. AVN will also take part in the 2005 EUROSAFE Forum and, together with GRS and IRSN, will be

the hosts in Brussels on 7 and 8 November 2005.

One central message in the welcoming address given by Wolfgang Renneberg, Director General for Nuclear Safety at the Federal Ministry for the Environment, was an explanation of his position towards the German system of nuclear administration. In his view it is hopelessly outdated, incapable of reform, and also to some extent over-bureaucratised. He listed five points at which he directed his criticism: muddled technical authority between the Federal and State levels, an inadequate flow of information between the supervisory authorities at the same levels, declining technical competence in the supervisory authorities on account of cost-cutting programmes at the Federal and State levels, insufficient local practice hampering the international exchange of information, and finally the obsolete nature of the German regulations.

He concluded his speech with these words: "We need a strong GRS. We need a strong partner-organisation and effective international co-operation such

as is practiced here in such an exemplary manner." (Wolfgang Renneberg also expressed his view on the subject of the nuclear administration system and regulations at the German nuclear law conference, which took place at the same place two days after EUROSAFE.)

In the first plenary speech, Heinz Liemersdorf presented the theme of the forum from the point of view of the Technical Safety Organisations (TSOs) under the heading of "Learning from Experience in Safety Engineering and Development of Safety Philosophy". The next two speeches came from Jean-Pierre Roux of EDF, on "EDF presentation – monitoring safety for a fleet of 58 units", and Jörg Ritter of EnKK (the Baden-Württemberg nuclear power company), on "Implementation of an indicator-based safety management system for the EnKK NPPs", presented the subject from the point of view of the nuclear power plant operators. Yves Benoist, the former vice-president for air safety of Airbus-Industrie, explained how an aircraft manufacturer deals with operational experience with a speech entitled "Airbus' experience with feedback in the air transport". The subject was finally turned over to a panel of five experts for discussion on the platform.

In his formal address Professor Dr. Volker Gerhardt presented "The risk of life" from the point of view of a philosopher and earned himself an extremely positive response, particularly from the foreign visitors. His address and the seminar contributions are documented on the Internet at www.eurosafe-forum.org.

OECD-NEA Workshop

As a member of the NEA-Clay Club, GRS organised the Geosphere Stability Workshop on "Final waste disposal in clay formations" held in Braunschweig for the Nuclear Energy Agency (NEA) of the OECD from 9 to 12 December 2003. "NEA-Clay Club" is the abbreviation for the "NEA/IGSC working group on measurement and physical understanding of groundwater flow through argillaceous media". The focal point of the workshop lay on the

geological stability of clay formations at the host geology for the final disposal of radioactive waste. 80 participants from Germany, France, Switzerland, Spain, Belgium, the Czech Republic, Japan, Slovakia, and the USA had taken up the invitation from the NEA and GRS and made their way to Braunschweig. The conference took place in the midst of its historic town centre, in the Chamber of Industry and Commerce's congress hall, which is housed in a prestigious 500-year-old building, the Gewandhaus. The questions discussed were those that had also occupied the German "Committee on a Selection Procedure for Repository Sites", which makes a distinction in searching for and evaluating locations between exclusion and consideration criteria. The areas that have to be excluded geologically are those exposed to relatively great seismic and tectonic activities or recent volcano activity, and those characterised by young groundwater. The NEA workshop had set itself the goal of quantifying these criteria as far as possible for clay as a final waste disposal formation. For this purpose a selected group of experts and university teachers from various scientific disciplines met with waste disposal experts. The current state of research and the methodological possibilities and limits were presented and discussed in light of the requirements of research into final waste disposal. Four-page summaries of 22 lectures and 10 posters were distributed before the start of the conference. It is planned to publish these together with the slides that were presented and the summary of the workshops in the "NEA Proceedings".

ISO Standard for determining the activity level of radioactive waste

On 1 December 2003 the international standards organisation ISO decided to prepare a new Standard for determining the activity level of radioactive waste. A project team was therefore formed from international experts in this field, and its first meeting was held on 9 and 10 February 2004 at ISTec in Köln under the chairmanship of a Japanese team member. Twelve experts from nine countries discussed and worked on the draft Standard and the commentaries on it that ISO had received beforehand.



◀ Die Workshop-Teilnehmer vor der Befahrung von Schacht Konrad (zweiter von rechts Dr. Horst-Jürgen Herbert, GRS)

The workshop participants before entering the Konrad mine (second from right is Dr. Horst-Jürgen Herbert of GRS)

The Standard is of crucial importance to the declaration of activity level in radioactive waste, particularly for nuclear power plants. The nuclear service company GNS, as the representative of the nuclear power plant operators, has therefore commissioned ISTec to collaborate on the preparation of this Standard in the project team. Germany, however, represented by the German standards institute DIN, has otherwise withdrawn from ISO activities on nuclear technology and will not be able to exert any further influence.

Meeting of the OECD-FIRE working group

On 8 and 9 March 2004, the third meeting took place at GRS in Garching of the OECD-FIRE working group. Members were there from all the nine countries that have so far taken part. The working group is setting up a database on incidents of fire in nuclear power plants that can be used not only for probabilistic purposes, such as frequencies of occurrence or probabilities for given sequences of events in incidents and activities, but also for deterministic evaluations such as preventive measures. Other countries intend to join this working group so that in the near future, several hundred incidences will be covered by the database.

Fact-finding visit from the Safety Committee of the South Korean nuclear power plant at Younggwang

On 27 January 2004, a delegation from South Korea visited GRS in Köln. Of the ten members of this delegation, seven

belonged to the Safety Committee of the Younggwang nuclear power plant; the group also included interpreters and a group leader, and a representative of the operator, KHNP (Korea Hydro & Nuclear Power Co.). The committee was made up of concerned citizens, the mayor of the local community, representatives of local organisations, and the head of the local supervisory authority for the plant, who was at the same time the leader of the group. Their aim in coming to Germany, where they visited not only GRS but also the southern German TÜV in München, was to find an independent expert organisation that could carry out a safety investigation into incidents in Units 5 and 6 of the Younggwang plant. Six pressurised water reactors are in operation at the Younggwang site, with electrical outputs of 950 MW (Unit 1) and 1,000 MW. Units 5 and 6 were not commissioned until 2001 and 2002, respectively. So-called thermo-sleeves were torn away in both units in November 2001 and July 2002 and were later found in the reactor pressure vessel. They are supposed to protect the weld seam area from inside against any thermo-shock loads that can arise from the coolant. There was also a case of contamination of the demineralised-water system in Units 5 and 6 in 2003.

Dr. Heinz-Peter Butz welcomed the South Korean guests and presented the tasks and goals of GRS. This was followed by a description from Dr. Uwe Jendrich of the tearing off of thermo-sleeves in the Neckarwestheim nuclear power plant and the remedial actions to prevent any repetition that were assessed by GRS.

The visitors showed great interest in the work of GRS and asked numerous questions, some of them relating to the licensing

procedure in Germany, the analysis of particular incidents, and on the forwarding of information. They wanted to know in particular under what conditions GRS would be able to work in South Korea as well.

GRS signs ECRA Consortium Agreement on co-operation in the field of risk management

On the fringe of the Workshop on PSA quality for decision-making that was held at the IAEA in Vienna and had been organised by the IAEA in collaboration with NEA, EC-JRC Petten, CENS, GRS, HSK, and USNRC, the partners GRS, CENS (Centre for Nuclear Safety in Slovakia) and ERI (Energy Research Inc. in the USA) signed the Consortium Agreement of the European Centre for Risk Assessment (ECRA) on 17 February 2004.

ECRA has set itself the goal of promoting the application of risk analysis methods and improving risk communications. The first steps are to be training courses and seminars, including a workshop on the application of PSA to the licensing and supervisory processes and a seminar on risk and reliability management. Future plans include work in the development and application of risk-based safety performance indicators and the preparation of ECRA PSA quality guidelines.

ECRA is open to additional co-operation partners.

Retention of technical competence in nuclear technology

The Informationskreis Kernenergie of the German Atomic Forum can offer engineering and science students an opportunity to obtain information about career prospects in nuclear technology. Experts from all the various fields of work – manufacturing industry, operators, authorities, research institutions, and expert organisations – can provide a profound insight into the responsibilities and challenges of the profession. GRS was also present at the total of four events that have so far taken place. Colleagues presented GRS and took part in the labour exchange.



▲ Impressionen von der Veranstaltung in Hameln: Dieter Müller-Ecker (GRS) im Gespräch mit interessierten Studenten

Impressions of the event in Hameln: Dieter Müller-Ecker (GRS) in discussion with interested students

Because the response was so positive the Informationskreis Kernenergie is now planning further events of this kind.

Conference on “FIRE & Safety ‘04” in München

On 11 and 12 March 2004, the British specialist journal “Nuclear Engineering International”, working in co-operation with GRS, organised the international trade conference “FIRE & Safety ‘04” on the subject of fire prevention in nuclear power plants. More than 70 participants from 16 countries met at the International Meeting Centre in München. The principal focus was on cable fires and their effects on instrumentation and control systems, as they are amongst the more frequent types of fire in nuclear installations, and on deterministic fire analyses such as PSAs on fires, which are currently being carried out more intensively in various countries. The wide and diverse programme was augmented by various contributions with the latest findings from operational experience on fire prevention in nuclear installations and fire prevention strategies for new plants. The event was rounded off by a tour of the Isar nuclear power plant viewed in terms of fire prevention technology.

Seminar on PSA for supervisory authorities

Twenty participants came to GRS in Köln on 22 and 23 March 2004 for the first seminar organised for supervisory authorities on the subject of Probabilistic Safety Analysis (PSA). They included visitors from Federal and State authorities, the TÜV technical inspectorates, German Lloyd, and the Swiss authority HSK, and were offered a wide spectrum of information reaching from the basic principles of a PSA to Level-2 analyses, specific analyses such as low-power and shutdown operation, fire, and the up-dating of PSA methods. The participants showed great interest in the subject and were very satisfied with the presentations. A survey after previous seminars of this kind had shown that there was particular demand for the subject of PSA.

OECD Workshop on PSA

From 29 to 31 March 2004, GRS in Köln hosted the OECD-Workshop on “PSA Level 2 and severe accident management”. Level 2 PSAs calculate the probabilities of various possible sequences of accident events from the start of core destruction to the release of radionuclides into the environment. The number of participants (around 70) was

surprisingly high; they came from all the European countries that use nuclear energy as well as from Japan, Canada, and the USA. The workshop showed on the one hand that Level 2 PSAs have now reached a level of maturity that now makes them a generally used tool for safety evaluations, and on the other hand that the various institutions are following clearly different approaches.

25 years after Harrisburg – core melt-down research at the French Cadarache research centre

On 29 March 2004, the German TV station 3SAT broadcast a programme in its “nano” series on the accident 25 years earlier, on 28 March 1979, at the US Three Mile Island (TMI) 2 nuclear power plant near Harrisburg in Pennsylvania. In this connection there was also a report on the core melt-down experiments in the Phébus research reactor at the Cadarache research centre in the south of France. The experiments were conducted by our French partner IRSN. GRS was also involved in the evaluation of the experiments.

The producer of the programme, Michael Hänel, was supported in his research by the GRS Communications Department. Because of the good relationship between GRS and IRSN, he was able to obtain permission to film inside Cadarache although the French side had not had any good experience with the German media.

On the subject of the TMI accident, GRS Garching organised a one-day seminar on 12 May 2004 together with the Institute for Safety and Reliability (ISaR) of the technical university of München.

Discussion with editors of *Süddeutsche Zeitung*

On 1 April 2004, Lothar Hahn and Dr. Heinz-Peter Butz were the guests of the major Bavarian daily newspaper *Süddeutsche Zeitung* in München. After a meeting of the editorial staff chaired by the editor-in-chief, Helmut Martin-Jung, the staff were free to

ask the visitors questions on all aspects of nuclear technology, and did so with enthusiasm. Afterwards one of the senior staff, Wolfgang Roth, interviewed Lothar Hahn and covered his basic position on the question of reactor safety. The interview was published under the headline “Reactor safety is not a question of ideology”.

Industry working group on knowledge management

On 17 and 18 March 2004, about 30 knowledge management experts from two dozen industrial companies met in Garching for an exchange of experience. Following speeches on the subjects of the media, ontologies, metadata, and suchlike, and the subsequent discussion, the visitors ended the first day with a tour of the new research reactor Garching II, where they learnt all about the safety-related details on the reactor, its operation, and the planned research programmes.

The “Knowledge management in practice” industry working group has been meeting since 1998 every six months in the various firms from which the participants are drawn. This exchange of experience has the character of a “community of practice” and is the main aim of the working group; hierarchies and special-interest politics do not play any part. The group therefore does not include tool manufacturers, members of universities, and consultancy firms, and it is exclusively made up of people who operate knowledge management in their companies.

Participants in the past have come from more than 40 German companies such as Aventis, BASF, BMW, DaimlerChrysler, Dresdner Bank, Porsche, RWE, Siemens, and Deutsche Telekom.

The working group thoroughly discusses important questions of knowledge management such as: “How can knowledge be measured?” “How can models be implemented in practice?” and “How can knowledge management be integrated in other company initiatives such as quality management, process orientation, or software innovation?” Over the years a number of interdisciplinary and focus subjects have

emerged as being of particular importance. The interdisciplinary ones have included infrastructure, organisational structure, and culture; the focus subjects were knowledge management goals, drawing up a balance sheet of knowledge, knowledge goals, expert networks, and knowledge development.

60 art exhibitions in ten years

On 17 May 2004, GRS Berlin celebrated its 60th art exhibition under the motto “Science for art – art for science”. This particular exhibition was entitled “Birth – Life – Death”. Works were on show by Maria Wollny from her master classes at the Academy of Arts in Berlin and from the self-taught artist Andreas Spin. This series of exhibitions started, after some preliminary attempts, on 1 June 1994 with works by Jutta Mirtschin, a successful illustrator of children’s books. The commitment of Lutz Ackermann in his leisure time and the organisational support by Sigrid Krämer (both of GRS) made this impressive series of exhibitions possible.

IRSN/GRS “Junior Staff Programme” (JSP)

IRSN and GRS colleagues in the JSP met at GRS Köln from 28 to 30 April 2004. On the French side, Jean-Bernard Chérié, the Deputy Director of strategy, development, and external relations, and his assistant Pierre Peyrouy also attended the meeting.

The JSP was created at EUROSAFE 2003 with the aim of emphasising the new quality of co-operation between IRSN and GRS. It is intended to promote personal contacts between the younger employees in both companies in order to improve the knowledge that each company has of the other and to broaden the basis for joint technical projects. It gives an additional dimension to the co-operation of IRSN and GRS and also giving fresh impetus to the possibilities for longer-term staff exchanges, which will not always be restricted to participants in the programme. The JSP participants first were given detailed information about GRS, its clients, its



▲ Am 17. Mai 2004 feierte die GRS-Berlin mit der Kunstausstellung „Geburt – Leben – Tod“ die 60. Ausstellung im Rahmen ihres Leitmotivs „Die Wissenschaft zur Kunst – Die Kunst zur Wissenschaft“.
On 17 May 2004, GRS Berlin celebrated the 60th exhibition in the “Science for art – art for science” series with an art exhibition entitled “Birth – Life – Death”.

financing, particular features of its role as an expert adviser to the Federal Government, co-operation on safety evaluation, the current situation affecting nuclear power in Germany, and the terms and conditions for staff exchange. The first day was rounded off by visits to the Garzweiler lignite strip-mine and to the ultra-modern RWE lignite-fired power plant at Niederaussem (which features enhanced plant technology). On the second day, the JSP participants presented their areas of work and pointed out possible fields for co-operation. At the end of the meeting, a list was prepared of subjects for future collaboration and tasks for the next meeting on the occasion of EUROSAFE 2004. The list also contained comments on the future development of the programme, on some parts of which the next Common Directorate Meeting of GRS and IRSN will have to take decisions. The meeting took place in an amicable atmosphere.

Technical discussion on underground waste disposal facilities

More than 85 visitors took up the invitation of the Water Technology and Disposal project

sponsor at Karlsruhe Research Centre to attend the technical discussion on “Sealing measures for underground waste disposal facilities” at GRS in Braunschweig on 25 and 26 March. The event was held in the historical rooms of the Chamber of Industry and Commerce, and experts from the fields of science and research, from Federal, State, and mining authorities, and from the industry presented and discussed the latest developments in the field of sealing systems and materials, long-term stability, and forecasting capability. Professor Peter Sitz of the Freiberg Academy of Mining opened with the words “Water is Enemy No. 1” in salt mining, and presented an exciting retrospective view of sealing structures. Taking examples both from the past and from the most recent research results, this experienced mining engineer pointed out the difficulties entailed in ensuring that sealing measures remain effective for long periods of time and presented the state of the art of such measures. There was some food for thought when he indicated the currently scarce research funds provided by the Federal Government for the further development of reliable and practical strategies and techniques, despite the fact

that Germany places high expectations on the safe disposal of hazardous waste. The desire harboured by Dr. Siegfried Köster of the Federal Ministry of Economics and Labour for greater use of international resources, and the reference to participation in European projects, would actually require greater national financial commitment. The statement of representatives of the licensing authorities is also sobering, namely that the new and promising developments, for the time being at least, will not be included in operational plans and will thus not find their ways into practical use because considerably more than “an experiment” is necessary in order to provide the necessary verification and open the way from being the state of the art in science to being the state of the art in technology.

The Final Repository Safety Research Department of GRS presented its work in five out of the total of 13 technical presentations. The spectrum of GRS’s contributions stretched from the development of innovative or so-called *sui generis* backfilling materials for sealing in salt formations to the creation of self-sealing barriers on the basis of clay-like materials, the critical evaluation of the long-term chemical stability of materials and the assessment of sealing activities from the point of view of safety analysis.

SARNET network started

On 2 April 2004, the first meeting of the Governing Board of SARNET, the Severe Accident Research NETwork, took place in Garching. SARNET is a “Network of Excellence” that is supported by the EU under the 6th Framework Programme. High-ranking representatives from 20 organisations and 13 different countries had travelled to the meeting. The rest of the 52 organisations affiliated to this network were each represented by one participant. The Governing Board is the highest advisory and decision-making body of SARNET.

The Managing Director of GRS, Dr. Walter Leder, opened the meeting and took charge of the election of the Chairman and vice-chairman. Raj Sehgal of KTH Stockholm was elected chairman and Professor

Borut Mavko of JSI Ljubljana became vice-chairman. The most important point on which this first Governing Board meeting had to decide was the approval of a joint programme of work for the first 18 months of the project. GRS's responsibilities will include the development of the "advanced communication tool", which will have a key function in communications within the network. Another important working point is the up-dating of research priorities, which will be co-ordinated by Dr. Hans-Josef Allelein (GRS). He is also the GRS project manager for SARNET. GRS will be devoting most of its participation to the further dissemination of the ASTEC code, which it is developing and validating jointly with IRSN for calculating the course of core meltdown accidents. To a lesser extent, GRS will also be involved in work-packages on PSA methods.

The joint working programme is part of the contract that IRSN as the consortium leader signed with the Commission and is set to run for five years, starting on 1 April 2004. GRS has also acceded to this contract. The relationships between the various participants are defined by a comprehensive consortium contract in the detailed preparation of which Marcus Fillbrandt (GRS) was deeply involved, and which is now ready for signature. Another important point on which the Governing Board took a decision was the distribution of the financial grant from the European Union for the first year of the project. GRS will receive about € 100,000 and will use it to support its work in the integration of research results into the network. The research work itself, and in particular ASTEC development, will be carried out under a project sponsored the Federal Ministry of Economics and Labour. Other German organisations involved in SARNET include the research centres at Jülich, Karlsruhe and Rossendorf, the IKE of the University of Stuttgart, the Ruhr University of Bochum, and two companies, Framatome ANP und Becker Technologies GmbH.

The way is thus free for collaboration in a research grouping that is designed for the long term and to last long after the funding contract with the EU has expired. It also opens up the possibility for GRS to

continue successfully to lead research and development work on severe accidents, even in times when national funding is limited, together with IRSN and a large number of other European partners.

GRS participation in international waste disposal projects

GRS, together with 12 other organisations from 9 different West European countries, has signed an agreement with the European Commission on collaboration in research and development on the geological storage of high-active waste. The project is entitled "Engineering Studies and Demonstrations of Repository Design" (ESDRED) and pursues the goal of demonstrating the practicability of various activities associated with the construction, operation, and decommissioning of a repository in the deep geological formations.

A budget of € 18 million has been proposed for the five-year programme. Out of this total, € 7.3 million will be financed by the 6th Euratom Framework Programme in the field of nuclear research and training (2002 to 2006) in the EU.

The project co-ordinator for ESDRED is ANDRA, the French organisation for the disposal of radioactive waste. The participants in the project are waste disposal and R&D organisations. On the waste disposal side there are ENRESA (Spain), NAGRA (Switzerland), NIREX (UK), Ondraf/Niras (Belgium), and Posiva Oy (Finland). The R&D organisations, apart from GRS, are Aitemin and CSIC (Spain), DBE (Germany), ESV Euridice EIG (Belgium), and NRG (Holland).

The focal point of the research under this project is the ÄSPÖ underground laboratory near the town of Oskarshamn in Sweden, which is run by the Swedish nuclear fuel disposal company SKB, another participant in the project.

All the countries represented in the ESDRED project already have their national research programmes for the disposal of radioactive waste, and these are all in their various planning phases. According to ANDRA, however, other countries are also involved

in the work under the ESDRED project. A proposal is being prepared for a specific programme for training graduate engineers that is specifically intended for the new Member States of the EU.

Presentation of GRS fire risk studies at the Braunschweig Research Days

GRS took part together with iBMB (the Institute for construction materials, conventional building, and fire prevention) in the Braunschweig Research Days with presentations on fire risk and fire prevention in nuclear installations as well as on repository research.

A total of 16 research institutions from Braunschweig and the surrounding area as well as the fire brigades and associated rescue and emergency services contributed numerous exhibits to demonstrate the subject of "Risk and security". The visitors, especially the younger ones, were encouraged to join in experiments and activities. For instance, they could investigate whether a small, tightly packed transport container and the goods inside it were damaged when they were dropped from a height of several metres onto a concrete slab, see how effectively a pair of sunglasses screens out ultra-violet light, or examine what radiation is emanated by a mobile phone. There was even an opportunity to land a jet aircraft using a DLR flight simulator. On the Burgplatz, the big square directly in front of the Landesmuseum, the fire brigade, the Federal Technical Emergency Agency (THW) and other organisations demonstrated the broad spectrum of all their possible fields of activity and the technical equipment that they need in each case. GRS was unable to offer such attractive exhibits, but nonetheless many of the more than 6,000 visitors were also interested in the posters and PC presentations on the subject of fire risk in nuclear installations and in the subject of nuclear power in general. They discovered, amongst other things, that priority measures have to be taken with nuclear installations, over and above the



▲ Dr. Walter Sandtner, BMWA, Leiter des Referats Kernenergieforschung, Internationale Kernenergiepolitik begrüßt die Teilnehmer der Auftaktveranstaltung zum neuen NEA-Forschungsprojekt an der PKL-Versuchsanlage.

Dr Walter Sandtner, the Head of the Nuclear Energy Research and International Nuclear Energy Policy Department at the Federal Ministry of Economics and Labour, welcomes the participants at the kick-off meeting on the new NEA research project at the PKL test facility.

conventional goals of fire prevention, in order to ensure that there is no release of radioactive materials and that the safety systems still functions adequately even in the case of a fire. It was also explained why accident sequence analyses play a central role in fire risk analyses in nuclear installations. Full-scale fire experiments were demonstrated in collaboration with the iBMB.

New NEA research project at the PKL test facility

On 27 April 2004, a new international research project by NEA, the Nuclear Energy Agency of the OECD, was initiated with a kick-off meeting on the site of Framatome ANP in Erlangen. In the PKL primary circuit large-scale test facility, the prescribed reactor operating modes following an assumed breakdown can be confirmed experimentally and further optimised from the safety point of view.

A total of 25 international experts took part in the kick-off meeting, including

Louis Echávarri, Director-General of the OECD-NEA, Richard Reister from the US Department of Energy, Dr. Georges van Goethem, the co-ordinator of reactor safety at the European Union, and Dr. Walter Sandtner, Head of the Nuclear Energy Research and International Nuclear Energy Policy Department at the Federal Ministry of Economics and Labour.

In addition to a tour of the facility, the focus of attention was also on the international exchange of experience and the co-ordination of programme.

At the suggestion of the Federal Ministry of Economics and Labour, the kick-off meeting was prepared and organised by GRS and Framatome ANP.

Being a signatory to the project, GRS is also represented on the management board and on the steering committee. In addition, it is involved in preparing and evaluating the experiments. The first one under this international project was carried out in July 2004. The project is set to run until 2006. Half of the funds are provided

by OECD (through the twelve participating countries), and the other half by the Ministry, the German power utilities, and Framatome ANP. The whole management of the NEA-PKL project is in the hands of Framatome ANP.

Seminar on pressurised components

The seminar arranged by GRS together with the secretariat of the Nuclear Safety Standards Committee (KTA) in Köln on 15 and 16 June 2004 on the Committee's Safety Standards for pressurised components met with a great response. More than 60 participants attended, mainly from the operators, the industry, and the TÜVs (technical supervisory authorities). The seminar offered the younger visitors a good introduction to the world of regulations and was judged very positively by all.

EUROSAFE workshop on knowledge management

On 4 June 2004, the first EUROSAFE workshop on knowledge management took place at GRS in Köln with 33 participants from 11 European countries and the EU Commission.

In response to a suggestion from the Commission, where there is great interest in the subject, IRSN and GRS jointly organised the workshop in which ten presentations and the ensuing discussions showed clearly how different the current situation and the approach to action are in the various countries. Demonstrating its approach of practising knowledge management in the individual projects and with its "Alma Mater" database as examples of the way in which a knowledge domain built up, GRS proved that it is on the right way, and one of which the participants greatly approved. The British company BNFL invests £ 600,000 a year in knowledge management, which shows the high priority the company places on this work. Finland has developed an extensive nuclear technology training programme, which is available electronically, partly in light of its decision to build a new reactor. The EU is backing a European network for knowledge management. In the ensuing



◀ Georges van Goethem (EU) erläutert die Überlegungen der EU zu einem WM-Netzwerk
Georges van Goethem (EU) explains the EU's ideas regarding a knowledge management network

panel discussion, all the participants agreed on this one point: knowledge management is becoming an ever more important component of the maintaining know-how and securing the future.

Progress in the preparation of a phenomenon-based validation matrix

On 1 and 2 July 2004, the fourth meeting of an OECD-NEA expert group was held at the Commissariat de l'Énergie Atomique (CEA) in Paris. It is tasked with working on a phenomenon-based validation matrix for "ex-vessel" or "containment" models and/or codes. This group of experts has been set up by the "Group on the analysis and management of accidents".

Validation matrices have already existed for years for the areas of "Thermo-hydraulics in the reactor coolant system" and "Core-destruction phenomena". Previous attempts to produce a matrix for containment phenomena, however, have all been unsuccessful.

The expert group succeeded at its fourth meeting in elaborating validation matrices for phenomena in the fields of thermo-

hydraulics and hydrogen combustion in the containment. These were submitted to GAMA for discussion at the end of September 2004. Both matrices contain numerous experiments that have been carried out in German experimental installations, such as the former HDR and Batelle model containment as well as in the ThAI (thermo-hydraulic aerosol-iodine) test facility in Eschborn. In the ThAI test facility, an experiment is currently underway that represents the basis for the second phase of the International Standard Problem (ISP-47) and has also been included in the validation matrix. The large number of German tests reflect, amongst other things, the high level of international respect for German reactor safety research – and to a very large extent for GRS as well – in the containment field.

G8GP physical protection: German companies present their efficiency

Commissioned by the German Foreign Office, GRS organised the first seminar on physical protection technology under the G8GP (Global Partnership) programme on physical protection from 31 August to 3 September 2004. The aim was to

offer Russian partner companies and interested companies from the EU the opportunity to make contact and to provide the Russian partner companies with an overview of the technology and the potential suppliers available in Germany and other EU Member States. This was intended to bring about a situation in which physical protection technology from the EU could be incorporated at an early stage into the planning of individual sub-sections of the project.

Some 140 participants came from 17 Russian institutes and organisations, including a number from the Ministry of Defence, the Mayak Production Union, and the Kurchatov Institute. 15 companies from Germany and the other EU Member States were involved, including Siemens/Framatome and Bosch, who presented their product ranges from the fields of

- detection systems,
- video systems and lighting,
- access control technology,
- identification systems,
- structural barriers, and central technology and communications systems.

Rolf Herden, a senior official at the German Foreign Office, explained the tasks and objectives of the G8GP Physical Protection programme and emphasised the importance of co-operation. At the G8 summit in the Canadian city of Kananaskis in 2002, the programme was created for the safe storage and disposal of nuclear submarine reactors and for the physical protection of nuclear material. As part of the fight against terrorism, projects to the amount of \$20 billion over ten years are to contribute to reducing the proliferation of nuclear, chemical, biological, and radiological materials. The USA is making the biggest contribution, \$ 10 billion, followed by Germany with \$ 1.5 billion. The German projects are concentrating on the physical protection of nuclear material, for which € 170 million have been earmarked over the coming years. According to Rolf Herden the Russian certification regulations would be particularly interesting, and would be explained in full detail on the last day of the conference. Every company, he said, should strive for certification so that German companies could achieve the desired share in the market for supplying the relevant technologies.

Ten years of CCF data exchange

From 12 to 14 November 2004, 18 experts from 10 different countries met at GRS in Köln for the 20th meeting of the Steering Committee on the International Common-cause Data Exchange (ICDE) project of the OECD Nuclear Energy Agency (NEA). At the same time, the meeting also marked the tenth anniversary of the ICDE project on common-cause failures. After 1996 and 1999, Köln hosted this twice-yearly meeting for the third time.

The aim of the ICDE project is the long-term international collaboration on the exchange of information on common-cause failures. To achieve this aim, operational experience is being recorded on common-cause failure phenomena that have occurred in major components of the most important safety systems in nuclear power plants.

A database has been built up on the subject. By now, it contains more than 800



◀ Rolf Herden, Legationsrat im Auswärtigen Amt (l.), erläutert Aufgaben und Ziele des Programms G8GP.

Rolf Herden, senior official at the German Foreign Office (left), explains the tasks and objectives of the G8GP programme.

incidents in which common-cause failures occurred in centrifugal pumps, emergency diesels, motor-driven isolating valves, safety valves, check valves, batteries, level-measuring instruments, circuit breakers, or control rods. The information on each incident is compiled in accordance with uniform Coding Guidelines and is intended to improve the understanding of the causes of these incidents and ways of preventing them. They can also be used for statistical purposes, e. g. for PSA analyses. The authorities in most of the participating countries evaluate this data pool e. g. in order to sensitise their own local inspectors and/or their operators to the problem area of common-cause failures and to develop suitable strategies for preventing them.

In addition, collaboration on the ICDE working group results in an insight into the technical equipment and operating methods used in foreign installations, and also into the maintenance and testing strategies of other installations. The discussions on the various different reporting regulations in each of the countries are particularly interesting. The discussions at the last few meetings have shown that the conditions under which incidents are reported vary greatly, so that a comparison of the number of reported incidents in many cases does not allow any comparative statements about the frequency of the transients, system failures, or common-cause failures, etc.

This also applies to the reliability dimensions in PSAs, which are determined from operational experience. For instance, in some countries incidents that indicate a

human error are not taken into account in determining the reliability dimensions of specific installations. According to information from the representatives of the countries concerned, separate "human factor" analyses are carried out with generic figures and the familiar weaknesses.

There are also major differences to be seen in the component definitions that are used. Experience shows, however, that defining the demarcation between components has a great influence on deterministic investigations on the failure behaviour of components and systems and on reliability dimensions. All it all it can be seen that a direct comparison of incidents from investigations into the behaviour of technical equipment and reliability dimensions from a variety of countries is hardly worth making. One task of the ICDE working group is to work on common definitions of demarcations between components, types of failure, etc., for the exchange of data. In the case of complex components such as pressure measuring systems, several ICDE meetings are often necessary for this process.

One point worth mentioning is the trend for many foreign authorities and their TSOs to evaluate low-level incidents. These are defined internationally as incidents that have not been picked up by the national reporting procedure. The events are usually supplied as raw data by the operators. The authorities and their TSOs independently analyse the data for various purposes such as ageing, common-cause failures, or human factor.

French-German Initiative for Chernobyl

The French-German Initiative for Chernobyl was initiated in 1996. In April 1998, GRS and IRSN agreed with the Ukrainian Chernobyl Centre on the first projects and on project co-ordination. Five countries and more than 50 institutions are co-operating with one another, working on 38 individual projects and a total budget of € 6 million. After having run for six years, the Initiative was concluded with the international workshop on "The French-German Initiative: Results and their Implications for Man and the Environment" on 5 and 6 October in Kiev, in which more than 150 participants took part.

After Jacques Repussard of IRSN and Lothar Hahn of GRS had welcomed the visitors and thanked all those involved in the Initiative for their great work, the German and French ambassadors gave their welcoming addresses to the auditorium. They also spoke of the great challenges that particularly the institutions had faced and the enormous efforts involved in bringing the Initiative to a successful conclusion, and said that the Initiative had been a living example of friendship between their nations.



▲ Der deutsche Botschafter Dietmar Studemann richtete Grußworte an das Auditorium

The German ambassador, Dietmar Studemann, welcoming the auditorium

Other speeches were given by the Ukrainian Deputy Environment Minister, Anatoli Gritsenko, and the Deputy Director-General of the IAEA, Tomihiro Taniguchi. Yevgeni Garin, the Director of the International Chernobyl Centre (ICC), explained the objectives and the most important aspects of the Initiative.

The results were presented in a series of about 30 papers. The event was concluded with a panel discussion. The Initiative was described as a "human adventure" and as an "excellent example of co-operation between different countries". Special emphasis was given to the friendly contact that had developed over the years and had contributed to the efficiency of the work. The participants emphasised that one of the significant results of the Initiative was that databases had been created with unique contents, such as the one on the Sarcophagus and another on radioecology; it would now be well worthwhile to preserve and extend them further. There was the general wish to continue the Initiative in some form or other.

Following the Workshop, the final meeting of the Initiative's steering committee was held on 6 October at the RISKAUDIT office in Kiev, where the discussion centred amongst other things on work still to be completed in the individual projects and in particular on the final report on the Initiative, which still has to be prepared.

H.-P. Butz, H. May



Projekträgerschaft

Project Organisation Management

Die GRS ist seit 1978 Projektträger für Reaktorsicherheitsforschung der jeweils zuständigen Bundesministerien BMFT, BMBF, BMWi und BMWA. Seit Januar 1998 ist sie beliehener Projektträger, d. h. zur treuhänderischen Verwaltung von Bundesmitteln (Reaktorsicherheitsforschung des BMWA) befugt. In diesem Rahmen nimmt die GRS in ihrem Zentralbereich Forschungsbetreuung (FB) alle Aufgaben der Projektförderung zur Reaktorsicherheitsforschung des BMWA unter Beachtung der Vorgaben des Ministeriums wahr. Sie

- wirkt mit an der Fortschreibung von Förderzielen und -inhalten,
- trifft eigenverantwortlich Förderentscheidungen und
- kontrolliert kontinuierlich die bewilligten Vorhaben fachlich und administrativ und bewertet diese abschließend unter fachlichen und administrativen Gesichtspunkten.

Von der Projekträgerschaft ausgenommen sind die so genannten Hausvorhaben des Ministeriums, insbesondere alle Forschungsvorhaben, die die GRS im Auftrag des BMWA durchführt. Über deren Förderung entscheidet allein das BMWA; die FB leistet hierzu fachliche Unterstützung als Projektbegleiter.

Im Berichtszeitraum wurden von der FB ca. 100 Vorhaben mit einem Fördervolumen von etwa 16,7 Millionen € für das BMWA betreut. Die FB hat diese Vorhaben in fachlichen Diskussionen mit deutschen und auch ausländischen Forschungseinrichtungen vorbereitet, inhaltlich auf Einhaltung der Bewilligungsbedingungen geprüft, im Rahmen der Projekträgerschaft die Förderentscheidung getroffen, die ordnungsgemäße

Durchführung verfolgt und dokumentiert sowie die Ergebnisse daraufhin bewertet, ob die fachlichen Ziele erreicht wurden.

Der Projektträger Reaktorsicherheitsforschung wird fachlich von unabhängigen Projektkomitees beraten, in die führende Experten der deutschen Reaktorsicherheitsforschung berufen werden. Die Empfehlungen der Komitees sind ein wesentliches Kriterium für die Förderentscheidungen des Projektträgers.

Unterstützung des BMWA bei der Internationalen Zusammenarbeit

Bilaterale und multinationale Zusammenarbeit

Die internationale Zusammenarbeit des BMWA auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung wird auf der Grundlage bilateraler Regierungs- oder Ressortabkommen von Einzelvereinbarungen oder als Gegenstand der Mitgliedschaft der Bundesrepublik Deutschland in multinationalen Organisationen durchgeführt.

Unter dem Dach der Kooperation des BMWA mit dem „Ministry of Science and Technology“ (MOST) der Republik Korea unterhält die GRS Beziehungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung mit dem „Korean Atomic Energy Research Institute“ (KAERI). Im Jahre 1998 haben beide Institutionen einen generellen Zusammenarbeitsvertrag geschlossen, in dem die gemeinsam interessierenden Forschungsthemen grob definiert sind. Dieser Rahmenvertrag sieht ausdrücklich die Einbeziehung weiterer Forschungseinrichtungen beider Länder in die Ausführung des Vertrages vor.

Die fachliche Ausführung der Zusammenarbeit wird mit einem Fachvertrag geregelt. Der FB kommt dabei auf deutscher Seite die Rolle des Koordinators zu.

Die Zusammenarbeitsverträge zwischen GRS und KAERI wurden in den Jahren 1998 (Rahmenvertrag) und 1999 (Fachvertrag) mit einer Laufzeit von fünf Jahren abgeschlossen. Während der Rahmenvertrag bereits 2003 um weitere fünf Jahre verlängert wurde, einigten sich die Partner im Jahr 2004 auf eine Fortschreibung des Fachvertrags. Als Forschungsstellen sind neben der GRS derzeit das Institut für Kernenergie und Energiesysteme der Universität Stuttgart und das Forschungszentrum Rossendorf in die Kooperation maßgeblich eingebunden.

Ein Eckpfeiler der internationalen Zusammenarbeit des BMWA auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheitsforschung ist die multinationale Kooperation unter dem Dach der OECD-NEA. Die GRS-FB unterstützte das BMWA bei den Beratungen bezüglich der Neufassung der strategischen Pläne von OECD-NEA und dessen ständigen „Committee on the Safety of Nuclear Installations“ (CSNI) für die Jahre 2005 bis 2009 durch Bereitstellung der fachlichen Grundlagen. Die Entwürfe der strategischen Pläne wurden hinsichtlich ihrer fachlichen Zielsetzung und Zweckmäßigkeit der vorgesehenen Handlungsleitlinien geprüft und entsprechende Kommentare für das BMWA vorbereitet. In Arbeitskreisen und während der Sitzungen des CSNI wurden in enger Abstimmung mit dem BMWA die deutschen Interessen von einem FB-Mitarbeiter vertreten.

Die nationalen Forschungsaktivitäten des BMWA auf dem Gebiet der projektgeförderten Reaktorsicherheitsforschung



▲ Beginn des OECD PKL-2 Projekts am 27. April 2004 in Erlangen: Das Projekt verbindet von links Herrn Konrad Beugel, Stadt Erlangen, Herrn Rüdiger Steuerlein, Framatome ANP, Herrn Dr. Sandtner, BMWA und Herrn Dr. Echavarrri, OECD-NEA.

The start of the OECD PKL-2 project in Erlangen on 27 April 2004. This project involves (from left) Mr Konrad Beugel from the City of Erlangen, Mr Rüdiger Steuerlein from Framatome ANP, Dr Sandtner from the Federal Ministry of Economics and Labour, and Dr Echavarrri from the OECD-NEA.

werden durch Teilnahme Deutschlands an experimentellen Großvorhaben unter der Schirmherrschaft der OECD-NEA ergänzt. Vertreter der FB sind im Auftrag des BMWA sowohl an der fachlichen als auch der vertraglichen Gestaltung dieser Projekte beteiligt und kontrollieren die vertragsgemäße Durchführung durch Mitwirkung in den jeweiligen Kontrollgremien, den Management Boards. Im Jahre 2003 liefen drei neue OECD-Projekte an. Dabei handelt es sich im Einzelnen um die Fortschreibung des HALDEN-Projekts, das in der norwegischen Stadt Halden angesiedelt ist, und in dem Kernbrennstoff unter Betriebs- und Störfallbedingungen untersucht und neue Technologien bei der Gestaltung der Mensch-Maschine-Schnittstelle angewendet sowie Organisationsstrukturen und -techniken in Kernkraftwerken analysiert werden. Beim (MATERIAL SCALING) MASCA II Projekt, das federführend vom Kurchatow-Institut in Moskau durchgeführt wird, werden die Untersuchungen zum chemisch-physikalischen Verhalten von Kernschmelze im unteren Plenum eines Reaktordruckbehäl-

ters fortgeführt. Im PSB-Projekt, für dessen Durchführung das russische Forschungsinstitut EREC in Elektrogorsk verantwortlich ist, wird das integrale thermohydraulische Verhalten von WWER-1000 Reaktoren bei Kühlmittelverluststörfällen untersucht. Im Jahre 2004 sind die OECD-NEA-Projekte PKL-2 an der deutschen Thermohydraulik-Versuchsanlage PKL (Primärkreisläufe) in Erlangen und SCIP („Studsvik Cladding Integrity Project“) im schwedischen Studsvik neu angelaufen. Insgesamt befinden sich derzeit acht experimentelle OECD-NEA-Projekte mit deutscher Beteiligung in Bearbeitung.

Europäische Union (EU)

Ergänzend zu nationalen Forschungsaktivitäten der Mitgliedsländer fördert die EU Forschungsprojekte auf Fachgebieten, die in den jeweiligen Rahmenprogrammen oder besonderen Maßnahmen festgelegt sind. Das BMWA stellt den deutschen Delegierten im beratenden Programmaus-

schuss („Consultative Committee for the Research and Training Programme (Euratom) in the Field of Nuclear Energy (Fission)“ – CCE-Fission) der EU-Kommission für die Forschungsprogramme des Euratom zur Kern(spalt)energie und wirkt insbesondere bei der Ausgestaltung der Forschung zur Sicherheit laufender Anlagen und zur Abfallbehandlung mit. Die GRS bereitet die Sitzungen des Programmausschusses für die deutsche Delegation inhaltlich vor und gibt Empfehlungen zu den behandelten Themen. Derzeit läuft das 6. Euratom-Programm (2002 bis 2006), das auch Projekte zum Strahlenschutz, zu Konzepten für neue Reaktoren und darüber hinaus auch die institutionelle Förderung der Kernfusion beinhaltet.

Durch Mitarbeit in dem beratenden Programmausschuss CCE-Fission und in allen wichtigen Fachgruppen kann die GRS Einfluss auf die Definition der Projektziele und -inhalte nehmen, so z. B. bei der inhaltlichen Vorbereitung des 7. Euratom-Programms (2006 bis 2010). Sie wirkt damit und durch Beteiligung an ausgewählten Forschungsprojekten, deren Themen im besonderen deutschen Interesse liegen, an der Erweiterung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik mit.

Als Nationale Kontaktstelle (NKS) gibt die FB Informationen und Hinweise an wissenschaftliche Institutionen weiter, die sich an den Ausschreibungen der EU-Kommission beteiligen.

Wissenschaftlich-Technische Zusammenarbeit mit Russland (WTZ)

Die Wissenschaftlich-Technische Zusammenarbeit (WTZ) mit Russland geht zurück auf das Abkommen zwischen der Regierung der UdSSR und der Bundesrepublik Deutschland vom 22. Juli 1986 und auf das Abkommen vom 22. April 1987 zwischen dem Minatom und dem BMFT über die WTZ bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie.

Inhalte und Ablauf der WTZ auf dem Gebiet der Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung zwischen Deutschland und der

Russischen Föderation werden jetzt in gemeinsamen Koordinationssitzungen der Expertengruppen des Rosatom und des BMWA festgelegt. Die GRS ist einerseits die Schnittstelle zwischen dem Auftraggeber BMWA und den Forschungseinrichtungen und bereitet die Koordinationssitzungen fachlich und organisatorisch vor. Mit ihrer wissenschaftlichen Beteiligung an den Forschungsprojekten der WtZ wirkt die GRS andererseits an Untersuchungen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen in Russland mit und erwirbt Kenntnisse, die

sie auch in anderen Ländern Osteuropas nutzen kann.

Bei der zweiten gemeinsamen Koordinationssitzung der Expertengruppen des Rosatom und des BMWA, die am 19. und 20. Mai 2003 in Berlin stattfand, wurde die fortgeschriebene Projektliste beschlossen. Sie umfasst 17 Projekte der Reaktorsicherheitsforschung und neun Projekte der Endlagerforschung. Es wurde vereinbart, die dritte Koordinationssitzung der Expertengruppen im Mai 2005 in Moskau durchzuführen.

Under the umbrella of the Ministry's co-operation with the Ministry of Science and Technology ("MOST") of the Republic of (South) Korea, the GRS maintains relations in the field of reactor safety research with the Korean Atomic Energy Research Institute (KAERI). In 1998, these two institutions entered into a general co-operation contract under which the research subjects of mutual interest were roughly defined. This master contract provides expressly for the involvement of other research institutions from both countries in the execution of the contract. The technical execution of the co-operation is covered in a technical contract. The Research Management Division takes the role here of the co-ordinator on the German side.

Project Organisation Management

Since 1978, GRS has been project sponsor for nuclear safety research of the respective responsible federal ministries BMFT, BMBF, BMWi and BMWA. Since January 1998, GRS has been an authorised project sponsor, i.e. it is authorised to hold federal contributions in trust (nuclear safety research of the BMWA). Within this framework, GRS performs all tasks of project sponsorship in the Research Management Division related to nuclear safety research of the BMWA 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,
- deciding 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 BMWA, are excluded from project sponsorship. On their sponsoring, solely the BMWA takes decisions and 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 € 16.7 million on behalf of the BMWA. 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 were 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.

Support for the Federal Ministry of Economics and Labour in international Co-operation

Bilateral and multinational co-operation

The Ministry's international co-operation in the field of reactor safety research is based on bilateral agreements between governments or departments or individual agreements, or is the object of the German government's membership of multinational organisations.

The co-operation contracts between GRS and KAERI were signed in 1998 (master contract) and 1999 (technical contract) and set to run for five years. Whilst the master contract was already renewed for another five years in 2003, in 2004 the partners agreed on a continuation of the technical contract. The research organisations primarily involved in these co-operation arrangements, in addition to GRS itself, are the Institute of Nuclear Energy and Energy Systems at the University of Stuttgart and the Rossendorf Research Centre.

One of the cornerstones of the Ministry's international co-operation in the field of nuclear safety research is its multi-national co-operation arrangements under the umbrella of the OECD-NEA. The Research Management Division supports the Ministry in discussions regarding the revised version of the OECD-NEA's strategic plans and its Standing Committee on the Safety of Nuclear Installations ("CSNI") for the years from 2005 to 2009 by providing the technical basis. The drafts of the strategic plans were examined for the technical objectives and expediency of the envisaged action guidelines, and during the CSNI meetings the interests of the German side were represented by a member of the Research Management Division in close collaboration with the Ministry.

The Ministry's national research activities in the field of funded reactor safety research projects are supplemented by Germany's

participation in major experimental projects under the sponsorship of the OECD-NEA. Representatives of the Research Management Division are involved, on behalf of the Ministry, in both the technical and the contractual design of these projects and monitor their contractual execution by collaborating on the various supervisory bodies or Management Boards. Three new OECD projects started up in 2003. In detail, they involve the continuation of the HALDEN project, which is based in the Norwegian city of the same name, and in which nuclear fuel is examined under normal and under accident conditions, new technologies are applied to the design of the man-machine interface, and organisational structures and techniques are analysed in nuclear power plants. In the MASCA II (MATERIAL SCALING) project, which is being carried out under the co-ordination of the Kurchatov Institute in Moscow, the investigations are being pursued into the chemical-physical behaviour of core melt-down in the lower plenum of a reactor pressure vessel. In the PSB project, the completion of which is the responsibility of the Russian research institute EREC in Elektrogorsk, the integral thermo-hydraulic behaviour of VVER-1000 reactors in loss-of-coolant accidents is being investigated. In 2004, the OECD-NEA project PKL-2 was restarted at the German thermo-hydraulic PKL (primary system) test facility in Erlangen and the SCIP (Studsvik Cladding Integrity Project) in the Swedish city of Studsvik. There is currently a total of eight experimental OECD-NEA projects with German involvement.

European Union (EU)

The EU funds research projects, supplementing the national research activities of the Member States, in technical fields that have been defined in the various Framework Programmes or special activities. The Ministry provides the German delegates to the advisory programme body, the (Consultative Committee for the Research and Training Programme (Euratom) in the Field of Nuclear Energy (Fission) or "CCE-Fission") of the EU Commission for the Euratom research programmes on nuclear (fission) energy, and is in particular collaborating on the

design of research into the safety of plants now in operation and into the treatment of waste. GRS prepares the contents of the meetings of the programme committee for the German delegation and gives its recommendations on the subjects to be discussed. Currently it is the 6th Euratom Programme (2002 to 2006) that is running; it includes projects on radiation protection, concepts for new reactors, and also the institutional promotion of nuclear fusion.

GRS can exert influence on the definition of project goals and contents by collaborating on the CCE-Fission as the programme committee, as it did for instance on the preparation of the content of the 7th Euratom Programme (2006 to 2010). It co-operates in this way and through its involvement on selected research projects into subjects of particular interest to Germany on extending the international state of the art in science and technology.

The Research Management Division also acts as the national contact point and passes on information and instructions to scientific institutions that participate in the EU Commission's invitations to tender.

Technical and scientific co-operation with Russia

Technical and scientific co-operation with Russia dates back to the Convention signed between the government of the then-USSR and the Federal Republic of Germany on 22 July 1986 and a further one dated 22 April 1987 between Minatom and the German Federal Ministry of Research and Technology on technical and scientific co-operation in the peaceful use of nuclear energy.

The content and organisation of technical and scientific co-operation in the field of reactor safety and repository research between Germany and the Russian Federation are now defined in joint co-ordination meetings of expert groups from Rosatom and the German Ministry. GRS is on the one hand the interface between the Ministry as the client and the research institutions, and prepares the co-ordination meetings in technical and organisational terms. With its scientific

involvement in the technical and scientific research projects, GRS on the other hand collaborates on investigations into the safety of nuclear installations in Russia and acquires knowledge that it can also use in other East European countries.

The second joint meeting of the expert groups of Rosatom and the German Ministry, which took place in Berlin on 19 and 20 May 2003, approved the updated project list, which covers 17 projects in the field of reactor safety research and 9 projects involving research into final waste disposal. It was agreed that the third co-ordination meeting of the expert groups should be held in Moscow in May 2005.

H.-U. Felder, R. Zipper

12

IT-Outsourcing in der GRS

IT Outsourcing at GRS

Die Situation und Zukunft der Informationstechnologie (IT) in der GRS erschien zum Ende der 90er Jahre alles andere als rosig. IT-Personal war knapp in Deutschland. Mit so genannten „Greencards“ wurde versucht, IT-Spezialisten aus dem Ausland zu gewinnen. Der Verlust von IT-Know-how drohte der GRS in zweifacher Hinsicht, durch altersbedingtes Ausscheiden von Mitarbeitern und Abwerbung jüngerer Kollegen durch andere Firmen. Die hohen IT-Kosten der GRS und die mangelnde Refinanzierung der internen IT-Leistungen missfielen den Verantwortlichen.

Historie

Im Jahr 1999 wagte das Deutsche Zentrum für Luft- und Raumfahrt (DLR), das sich mit ähnlich gelagerten Schwierigkeiten konfrontiert sah, den Schritt, zusammen mit der debis Systemhaus (dSH) ein „Joint Venture“ zu vereinbaren. Eine gemeinsame Tochter, die „dSH Solutions for Research“, heute „T-Systems Solutions for Research“ (SfR), wurde mit dem Auftrag gegründet, IT-Services für das DLR zu erbringen.

Dieses Modell fand auch in der GRS Zustimmung. Nach intensiven Vertragsverhandlungen zwischen GRS und SfR in den Jahren 2000 und 2001 wurde am 21. Dezember 2001 ein Service-Vertrag über Lieferungen und Leistungen auf dem Gebiet der Informationsverarbeitung und Kommunikationstechnologie geschlossen. Als Vertragsbeginn wurde der 1. Januar 2002 vereinbart. Die Laufzeit beträgt sechs Jahre.

Im Zusammenhang mit diesem Vertragsabschluss gingen 32 Mitarbeiter des damaligen Zentralbereichs Datenverarbeitung der GRS zum 1. Januar 2002 an SfR über, ebenso die gesamte IT-Hardware mit

Ausnahme der PC-Arbeitsplätze und der in den GRS-Bürogebäuden fest installierten passiven Netzwerkkomponenten.

IT-Servicevertrag

Die IT-Kosten der GRS für das Jahr 2000 beliefen sich auf ca. 9,5 Millionen DM (4,9 Millionen €). Im IT-Servicevertrag wurde vereinbart, dass diese Kosten über die gesamte Vertragsdauer von Jahr zu Jahr gleichmäßig abgesenkt werden sollten.

Die IT-Serviceleistungen werden in zwei Leistungskategorien erbracht, den so genannten Basisleistungen und den Abrufleistungen. Die Basisleistungen umfassen betriebsnotwendige Installations- und Administrationstätigkeiten sowie Änderungsdienste im Rahmen folgender Leistungspakete:

- Arbeitsplatzsysteme und Laborrechner,
- Betriebswirtschaftliche IT-Anwendungen und Systeme,
- Infrastrukturelle IT-Systeme,
- Netzwerke und Telekommunikation,
- Technisch-wissenschaftliche IT-Systeme.

Die Kosten für die Basisleistungen werden auf der Grundlage der aktuell vorhandenen Mengen (z. B. Zahl der zu betreuenden Arbeitsplatz-PCs) ermittelt, wobei die Einzelpreise jährlich vereinbart werden.

Die Abrufleistungen werden im Rahmen der IT-Planung definiert oder ad hoc bei Bedarf beauftragt und entsprechend der hierfür bei SfR aufgewendeten Mannstunden in Rechnung gestellt. Für Basis- und Abrufleistungen sind im Servicevertrag sowohl

jährliche Mindestabnahmen als auch Preisobergrenzen festgeschrieben.

Bei der GRS verblieben nach der Auslagerung der IT-Services („IT-Outsourcing“) neben den Kosten für den Servicevertrag lediglich die Abschreibungen für die PC-Arbeitsplätze und die Netzwerkverkabelung, die Kosten für Verbrauchsmaterial und die Aufwendungen für das IT-Management. Für letzteres waren ursprünglich aufgrund der Einschätzung eines externen Beraters 2,5 Stellen veranschlagt worden; dessen ungeachtet werden sämtliche Tätigkeiten in diesem Zusammenhang durch einen einzigen Mitarbeiter erledigt. Damit sind die Remanenzkosten für die GRS insgesamt erfreulich niedrig.

Benutzerzufriedenheit

Der kostengünstigste IT-Servicevertrag ist wenig wert, wenn die gebotenen Leistungen die Benutzer nicht zufrieden stellen. Daher führte das IT-Management seit Beginn des Servicevertrags vier Umfragen unter den Nutzern der IT-Services durch, um die Effizienz einschätzen und beurteilen zu können.

Die erste Umfrage im April/Mai 2002, also bereits sehr früh nach Vertragsbeginn, hatte das Ziel herauszufinden, ob die Servicequalität durch Anlaufschwierigkeiten beeinträchtigt wurde. 43 % der GRS-Mitarbeiter beteiligten sich daran. Als Ergebnis konnte festgestellt werden, dass die Qualität der IT-Services sich gegenüber dem Zustand vor der Auslagerung nicht verändert hatte. Diese Erkenntnis wurde bei GRS und SfR mit großer Erleichterung aufgenommen.

Auf die zweite Umfrage im September/Oktober 2002 antworteten 57 % der GRS-Mitarbeiter. Davon waren 30 % mit den

IT-Serviceleistungen stets sehr zufrieden, 51 % meistens zufrieden, 17 % indifferent („mal so - mal so“), 2 % meistens unzufrieden und glücklicherweise niemand immer unzufrieden.

Die dritte Umfrage im Oktober/November 2003, die eine hohe Beteiligung von 62 % zu verzeichnen hatte, führte das IT-Management in Form eines elektronisch auszufüllenden Fragebogens durch. Er umfasste 15 Fragen zum IT-Leistungsangebot und zur Qualität der SfR-Services, wobei für die Bewertung eine fünfstufige Notenskala vorgegeben war. Die Benutzer erteilten SfR dabei für ihren Service die Gesamtnote 2,3.

Die vierte und bisher letzte Umfrage im September/Oktober 2004, an der sich wiederum 62 % der Beschäftigten beteiligten, orientierte sich in Form und Inhalt stark an der vorangegangenen. Sie enthielt wiederum 15 Fragen mit jeweils fünf Notestufen. Die hervorragende Gesamtnote 2,0 resultierte aus einer Verbesserung der Bewertung in sämtlichen Punkten.

Fazit und Ausblick

Das „IT-Outsourcing“ und der IT-Servicevertrag erweisen sich in Anbetracht der mittlerweile dreijährigen Erfahrung für die GRS als höchst wirtschaftlich, wobei in dieser Zeit das Leistungsangebot und die Benutzerzufriedenheit gleichermaßen stiegen. Das gewählte Modell wird uneingeschränkt akzeptiert. Der finanzielle Aufwand der GRS sinkt trotz steigender Arbeits- und sonstiger Kosten kontinuierlich.

An dieser günstigen Kostensituation partizipieren unmittelbar auch die Auftraggeber der GRS. Bereits im laufenden Jahr 2005 liegt der kostendeckende Stundensatz der GRS um einige Euro niedriger, als er ohne „IT-Outsourcing“ kalkuliert werden müsste. Zusätzlich kommen den GRS-Kunden das verbesserte Leistungsangebot und die gesteigerte Qualität der Services zugute.

Der IT-Servicevertrag zwischen GRS und SfR läuft Ende 2007 aus. Das DLR als Hauptauftraggeber der SfR hat seinen Servicevertrag mit SfR soeben um weitere fünf Jahre bis Mitte 2010 verlängert.

Sollte sich für die GRS der weitere Vertragsverlauf in der zweiten Laufzeithälfte ähnlich günstig gestalten wie bisher, scheint es ein

Gebot der Vernunft, rechtzeitig mit SfR in Verhandlungen über eine Vertragsverlängerung einzutreten.

IT Outsourcing at GRS

The situation and the future of information technology (IT) at GRS looked anything but rosy in the late 1990s. IT personnel were in short supply in Germany. So-called “Green Cards” were being used in an attempt to recruit IT specialist from abroad. The loss of IT know-how was a double threat to GRS: older employees were leaving, and younger ones were being “head-hunted” by other firms. The high IT costs at GRS and the lack of refinancing for internal IT services was causing management some distress.

History

In 1999 the German Aerospace Centre (Deutsches Zentrum für Luft- und Raumfahrt, DLR), which found itself confronted with similar difficulties, took the daring step of agreeing on a joint venture with ‘debis systems house’. A joint subsidiary was established as dSH Solutions for Research and is now called T-Systems Solutions for Research (SfR). Its task from the start was to provide the Centre with IT services.

This business model also met with agreement at GRS. Following intensive contractual negotiations between GRS and SfR in 2000 and 2001, a service agreement was signed on 21 December 2001 on the supply of goods and services in the field of information processing and communications technology. The parties agreed to start the contract on 1 January 2002 and to let it run for six years.

In connection with the signing of this contract, 32 employees from the former Central Data Processing Department of GRS were transferred to SfR on 1 January 2002 together with all their IT hardware, except for PC workstations and the passive network components permanently installed in the GRS office buildings.

IT service contract

GRS’s IT costs ran to about DM 9.5 million (€ 4.9 million) in 2000. It was agreed in the IT service contract that these costs were to be reduced at a uniform rate from year to year throughout the lifetime of the contract.

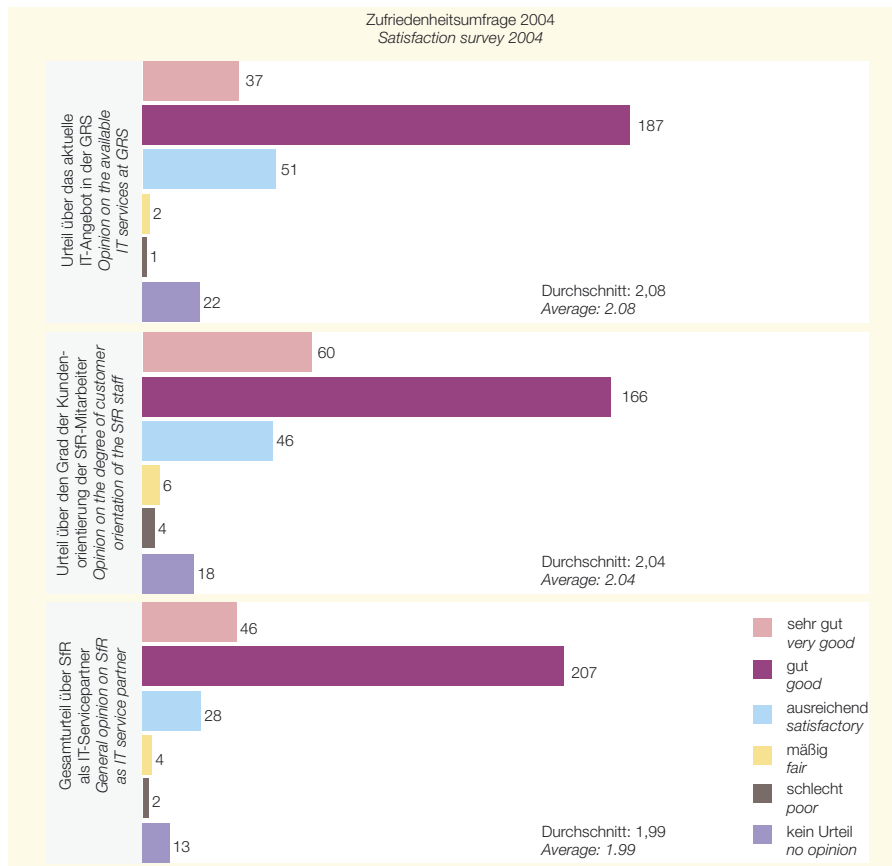
The IT services are provided in two categories: the basic and the call-off services. The basic services cover operationally necessary installation and administration services as well as update services within the framework of the following packages of work:

- workplace systems and laboratory computers,
- financial and accounting IT applications and systems,
- infrastructure IT applications,
- networks and telecommunications,
- scientific technical IT systems.

The costs of the basic services are calculated on the basis of the actual current volume, e.g. the number of workplace PCs that have to be serviced, and the individual prices are agreed each year.

The call-off services are defined in the frame of the IT planning or else called off ad hoc when required, and invoiced in accordance with the man-hours applied by SfR. The service contract also defines both the minimum off-take and the top price limit for the basic and the call-off services.

After the outsourcing of the IT services, the costs that remain with GRS for the service contract are only the depreciation of the PC workplaces and network cabling, the costs of consumable materials, and the expense of IT management. An external consultant had originally estimated 2.5 full-time job equivalents for the latter, but



▲ Das IT-Management führte seit Beginn des Servicevertrags vier Umfragen unter den Nutzern der IT-Services durch, um die Effizienz einschätzen und beurteilen zu können. Die vierte und bisher letzte Umfrage im September/Oktober 2004 mit der Gesamtnote „gut“ bestätigte, dass die Nutzer mit dem Leistungsangebot und der Qualität der IT-Services der SfR zufrieden sind.

IT management has carried out four surveys on users of IT services since the service contract started in order to be able to assess and evaluate its efficiency. The fourth, and so far last, survey in September/October 2004 confirmed, with an overall score of “good” that the users were satisfied with the service and the quality of the IT service from SfR.

regardless of this it proved possible for one single employee to handle all the work in this connection. The residual costs for GRS are in total refreshingly low.

User satisfaction

The low-cost IT service contract would not be worth very much if the users were not satisfied with the services provided. IT management has therefore carried out four opinion surveys on the users of IT services since the start of the service contract, in order to assess and evaluate its efficiency.

The first survey, in April/May 2002, or in other words only a short time after the contract had started, had the aim of finding

out whether the service quality had been affected by start-up difficulties. 43 % of GRS employees took part.

As a result it was discovered that the quality of the IT services had not changed in comparison with the status quo prior to outsourcing. This discovery was received by GRS and SfR with great relief.

The second survey, in September/October 2002, drew responses from 57 % of GRS employees. Out of this group, 30 % were “always very satisfied” with IT services, 51 % were “mainly satisfied”, and 17 % were indifferent. Only 2 % were “mainly dissatisfied”, and fortunately no-one claimed to be “always dissatisfied”.

The third survey took place in October/November 2003 and drew the record response rate of 62 %. IT management conducted it in the form of an electronic form that had to be filled in covering 15 questions on IT services and the quality of SfR services. A five-point scale was prescribed for the evaluation. Users awarded SfR an overall score of 2.3 for its service.

The fourth and last survey, in September/October 2004, in which once again 62 % of employees took part, was very similar to its predecessor in form and content. It likewise contained 15 questions, each with a five-point scale. The excellent overall score of 2.0 resulted from an improvement in the assessment on all the points examined.

Summary and prospects

IT outsourcing and the IT service contract have now proved, after three years of experience, to be highly economical for GRS. The range of services and the level of customer satisfaction grew uniformly during this period of time. The model selected is accepted without restriction. The financial expense to GRS is dropping continually although the cost of labour and other factors is rising.

GRS's customers are also participating directly in this favourable cost situation. GRS's cost-covering hourly rate is already, during the current year of 2005, several euros lower than would necessarily have been charged without the IT outsourcing. In addition to this, GRS customers benefit from the improved range of services and their increased quality.

The IT service contract between GRS and SfR will expire at the end of 2007. The German Aerospace Centre, as SfR's principal customer, has just renewed its service contract with SfR for another five years, until the middle of 2010.

If the contract runs a similar course during the second half of its lifetime as it has in the first half, and proves similarly favourable to GRS, it would seem only reasonable to enter into negotiations with SfR in good time over a renewal of the contract.

H. R. Seel

13

Arbeiten des Instituts für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH

Activities of the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH

Im Jahr 2004 hat das Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH eine unternehmerische Neuausrichtung erfahren, die insbesondere darauf abzielt, neue Geschäftsfelder zu erschließen. Durch den Rückgang der bisher schwerpunktmäßig durchgeführten Arbeiten auf den beiden Hauptgeschäftsfeldern Sicherheits- und Diagnosetechnik im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) wurden verstärkte Anstrengungen unternommen, um insbesondere die Arbeiten auf dem nicht-nuklearen Sektor weiter auszubauen.

So gelang es ISTec erfolgreich neue Projekte auf dem Gebiet der Diagnosetechnik bei Windenergieanlagen, in der petrochemischen Industrie und bei Heizkraftwerken sowie auf dem Gebiet der Geothermie zu akquirieren. Weiterhin konnten die Arbeiten zur Weiterentwicklung des Frühwarnsystems zur Überwachung und Kontrolle der Laufdrehgestelle beim ICE-3 weitgehend abgeschlossen werden.

Nach wie vor aber bilden die Arbeiten zur digitalen Sicherheitsleittechnik in Kernkraftwerken, zu Fragen der Endlagersicherheit und zur Weiterentwicklung des Systems zur Reststoffkontrolle und -verfolgung (ReVK) bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen Arbeitsschwerpunkte des ISTec. Das ReVK war auch Grundlage dafür, dass ISTec mit der Entwicklung von RAMMSIS, eines Systems zur Verfolgung, Kontrolle und Dokumentation der bei der Stilllegung der Atom-U-Boote der russischen Nordmeerflotte anfallenden radioaktiven Reststoffe und Abfälle beauftragt wurde.

Sicherheitstechnik

Zur Sicherheitstechnik zählen im ISTec die drei Themenbereiche Entsorgung, Leittechnik und Systementwicklung.

Entsorgung

ISTec unterstützt das BfS beim Planfeststellungsverfahren zur Stilllegung des Endlagers Morsleben (ERAM) und bei der Erarbeitung standortunabhängiger Endlagerungsbedingungen. Der Beginn des Jahres 2004 war für diese Arbeitsgebiete dadurch gekennzeichnet, dass die durch das BfS beauftragten Projekte zunächst stark zurückgingen. Im Laufe des Jahres konnten diese Einbußen allerdings partiell wieder ausgeglichen werden.

Dazu trug vorrangig bei, dass im Planfeststellungsverfahren zur Stilllegung des ERAM sich ein erhöhter Beratungsbedarf des BfS ergab, da belastbare Informationen für den Sicherheitsnachweis im Rahmen der Störfallanalyse fehlten. In der Folge waren umfangreiche Recherchen und Abstimmungen erforderlich. Dabei bestätigte sich die bekannte Erfahrung, dass sicherheitsanalytische Überlegungen schon in der Planungsphase mit einfließen sollten und nicht erst als Korrektiv der bereits weitgehend abgeschlossenen Auslegungsplanung.

Weiterhin ergab sich eine neue Fragestellung bei der Stilllegungsplanung für das ERAM: Bei der zurzeit laufenden Verfüllung des Zentralteils mit Salzbeton (bGZ = bergbauliche Gefahrenabwehr im Zentralteil) bildeten sich Überschusslösungen, die in darunter liegende Grubenbaue sickerten. Aus dem konventionellen Bergbau ist die-

ses Phänomen bekannt. Zwar ist dieser Sachverhalt nicht unmittelbar relevant für die Sicherheit der eingelagerten Abfälle, da er abseits der Einlagerungsgrubenbaue beobachtet wurde, jedoch wird für die Einlagerungsbereiche des ERAM im Rahmen der Stilllegung die weitgehende Verfüllung mit dem gleichen Material geplant. Die Übertragung der Erfahrungen der bGZ auf die Einlagerungsbereiche würde bedeuten, dass es zum Kontakt der eingelagerten Abfälle mit Überschusslösungen kommen könnte. Da radiologische Auswirkungen durch derartige Ereignisse ausgeschlossen werden sollen, ergab sich die Notwendigkeit einer Um- bzw. Neuplanung des Verfüllkonzepts. Hierzu lieferte ISTec sicherheitstechnische Anforderungen sowohl für den bestimmungsgemäßen Stilllegungsbetrieb als auch für die Störfallanalyse.

Weitere Arbeiten betrafen unter anderem die für den Offenhaltungsbetrieb geplanten Änderungen der Wetterführung und ihre Auswirkungen, die Klassifizierung von Abfällen, Untersuchungen zu Schwelbränden sowie zur Gefahr der Bildung zündfähiger Gasgemische.

Für den bestimmungsgemäßen Stilllegungsbetrieb und die Störfallanalyse des Endlagers Morsleben wurden zwei komplett überarbeitete Sicherheitsanalysen fertig gestellt, die als Planfeststellungsunterlagen eingereicht werden sollen. Die Analysen beziehen insbesondere die neueren Erkenntnisse über das Freisetzungs- und Transportverhalten flüchtiger Radionuklide (z. B. Radon 222) im bestimmungsgemäßen Betrieb mit ein und setzen die Ergebnisse intensiver Diskussionen zum Aufbau und zur Vorgehensweise bei der Szenarienanalyse für die Störfallbetrachtungen um.

Darüber hinaus führte ISTec die Arbeiten für das GSF-Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit, zum Nachweis der Langzeitsicherheit des Forschungsbergwerks Asse weiter. In mehreren Untersuchungen wurde der erwartete zeitabhängige Verlauf der Gasbildung umfassend ermittelt. Zusätzlich bearbeitete ISTec die Frage, inwieweit die mikrobielle Zersetzung von organischen Kohlenstoffverbindungen zu einer Veränderung des chemischen Milieus in den Einlagerungskammern führen kann. Das bei der Zersetzung entstehende Kohlendioxid kann den pH-Wert der Salzlauge in den Kammern senken. Diese Absenkung kann zu einer Erhöhung der Gasbildung durch Korrosion und der Löslichkeit von radiologisch bedeutsamen Radionukliden führen.

Im Jahr 2004 wurde das „Gesetz zur Neuregelung des Rechts der Erneuerbarer Energien im Strombereich (EEG)“ novelliert. Damit wurden günstigere Randbedingungen für die Wettbewerbsfähigkeit der erneuerbaren Energien auf dem Strommarkt geschaffen. Insbesondere für die geothermische Energie bedeutet das, dass sie konkurrenzfähig Strom produzieren kann. In diesem Umfeld ergab sich für ISTec die Möglichkeit, in ein neues Arbeitsgebiet einzusteigen. Durch die Übertragung des ISTec-Know-hows zur Modellierung von zweiphasigen Transportvorgängen konnte aufgezeigt werden, wie die Ergiebigkeit von Geothermiefeldern frühzeitig abgeschätzt werden kann, um Investitionsentscheidungen zu erleichtern und abzusichern. Darüber hinaus können Empfehlungen zur optimalen Nutzung des vorhandenen Energiepotentials abgeleitet werden. ISTec plant, gemeinsam mit einem Industriepartner Dienstleistungen in diesem Bereich anzubieten.

Leittechnik

ISTec konnte 2004 in der Leittechnik sein Leistungs- und Auftraggeberspektrum weiter ausbauen.

Zu Beginn des Jahres 2004 wurde das vom Bundesministerium für Wirtschaft und Arbeit (BMWA) geförderte Vorhaben „Entwicklung von Methoden zur Bewertung der Schnittstellenkonsistenz komponentenbasierter Software in sicherheitsrelevanten

Systemen unter Verwendung objektorientierter Ansätze“ erfolgreich abgeschlossen. Ziel des Projektes war es, Methoden zur Vermeidung, Erkennung und Beherrschung von Schnittstelleninkonsistenzen sowie zum Nachweis und zur Bewertung der erzielten Schnittstellenzuverlässigkeit zu entwickeln. Neben vergleichenden Untersuchungen verschiedener Komponentenmodelle standen die Analyse von Maßnahmen zur Beherrschung von Schnittstellenfehlern und die inhärenten Prüfmöglichkeiten an Schnittstellen reaktiver Systeme im Vordergrund.

Das ebenfalls vom BMWA geförderte Vorhaben „Qualifizierung integrierter Werkzeugumgebungen zur Entwicklung rechnerbasierter Systeme in Kernkraftwerken“ wurde 2004 gestartet. Hier werden methodische Grundlagen zur Bewertung und Qualifizierung von Softwarewerkzeugen, die zur Entwicklung, zum Test und zur Analyse von Software für leittechnische Systeme verwendet werden, entwickelt. Beispiele für derartige integrierte Entwicklungsumgebungen sind die Entwicklungsplattformen der digitalen Leittechniksysteme Common Q (Westinghouse), Tricon (Invensys), TELEPERM XP (Siemens) aber auch Entwicklungswerkzeuge für Speicherprogrammierbare Steuerungen (SPS).

Im Rahmen der Modernisierung des deutschen untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerks hat ISTec an der Neufassung der Kapitel zur E- und Leittechnik mitgewirkt. ISTec konnte hier insbesondere durchgeführte Forschungsvorhaben, praktische Erfahrungen aus Prüf- und Begutachtungsprozessen sowie Kenntnisse aus der Mitarbeit in internationalen regelgebenden Gremien zu softwarebasierter Sicherheitsleittechnik einbringen. Diese Arbeiten werden 2005 fortgesetzt.

Die Fachberatung des BMU zur Um- und Nachrüstung der Sicherheitsleittechnik in deutschen Kernkraftwerken wurde mit Arbeiten zur generischen Zuverlässigkeitsbewertung von rechnergestützter Sicherheitsleittechnik in kerntechnischen Anlagen fortgeführt. Dabei standen 2004 die Komplettierung der Zusammenstellung von Anforderungen an die Instandhaltung rechnergestützter Komponenten und Teilsystemen der Sicherheitsleittechnik

sowie die Bewertung ausländischer Grundsatzzpositionen zum Sicherheitsnachweis bei Um- und Nachrüstungen von Sicherheitsleittechnik im Mittelpunkt. Gleichzeitig intensivierte ISTec wieder den Informationsaustausch mit Partnern des Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) in Frankreich.

Aufbauend auf generischen Untersuchungen zum Schutz kerntechnischer Anlagen vor elektromagnetischen Einwirkungen von außen beriet ISTec auf diesem Aufgabengebiet Framatome ANP für den European Pressurized Reactor (EPR). Diese Arbeiten fanden ihren unmittelbaren Niederschlag im Projekt des Kernkraftwerksneubaus in Olkiluoto/Finnland.

2004 wurden die Aktivitäten zur Qualifizierung von Software für sicherheitstechnisch wichtige Systeme in Kernkraftwerken erfolgreich fortgesetzt. ISTec prüfte dazu weiterentwickelte Software-Module des Leittechniksystems TELEPERM XS (Framatome ANP) und führt im Auftrag des Korean Atomic Energy Institute (KAERI) eine Konzeptbewertung des Echtzeit-Betriebssystems POSAFE-Q RTOS durch. Dieses Echtzeitbetriebssystem ist für das derzeit in Entwicklung befindliche Korean Nuclear Instrumentation and Control System (KNICS) vorgesehen. Die Konzeptbewertung wird im Jahr 2005 durch eine gemeinsam mit KAERI durchzuführende detaillierte Prüfung des POSAFE-Q RTOS und weiterer Softwarekomponenten fortgeführt. Die Beauftragung mit diesen Arbeiten zeigt die hohe internationale Akzeptanz der von ISTec entwickelten Vorgehensweise zur Qualifizierung von Software für sicherheitskritische Anwendungen in Kernkraftwerken.

Weiterhin unterstützte ISTec die Behörden und Gutachterorganisationen in den Ländern Osteuropas und der ehemaligen Sowjetunion in bilateralen und im Rahmen von Phare- und Tacis-Projekten der EU. Schwerpunkt war hier die Unterstützung bei der Qualifizierung und Genehmigung digitaler Leittechniksysteme für osteuropäische Kernkraftwerke. Beispielhaft sei hier das Tacis-Projekt „Improvement of Scientific and Technical Support to the Nuclear and Radiation Safety Regulation in Ukraine by Developing the Infrastructure of SSTC NRS (Ukrainian State Scientific and Technical

Center on Nuclear and Radiation Safety) and its Subsidiaries, Including Enhancement of Training Capabilities“ genannt.

Darüber hinaus führte ISTec drei mehrwöchige Trainingskurse für Mitarbeiter von Gutachterorganisationen aus Russland und der Ukraine durch, um sie mit modernen Werkzeugen für probabilistische Sicherheitsanalysen, zur Softwareanalyse und zur Erstellung von Sicherheitsnachweisen vertraut zu machen.

ISTec ist in verschiedenen nationalen und internationalen Gremien zur Erarbeitung von Standards und Richtlinien aktiv und führte diese Arbeiten auch 2004 erfolgreich fort. Dazu zählen insbesondere die Mitarbeit im Rahmen des KTA-Unterausschusses „Elektrische Einrichtungen“, verschiedenen Arbeitskreisen der VDI/VDE-Gesellschaft Mess- und Automatisierungstechnik (GMA) und dem Subcommittee (SC) 45A „Reactor Instrumentation“ der „International Electro-technical Commission“ (IEC).

Softwareengineering

Auf dem Arbeitsgebiet Softwareengineering lag der Schwerpunkt der ISTec-Arbeiten auf der Entwicklung und Lieferung von Dokumentationssystemen für radioaktive Reststoffe und Abfälle. Zum einen wurde das Programm ReVK für die Belange neuer Auftraggeber angepasst und weiterentwickelt, zum anderen wurde ein neues Dokumentationssystem für die Abwrackung russischer Atom-U-Boote erstellt.

Bei den neuen ReVK-Anwendern handelt es sich um das Kernkraftwerk Stade (KKS), den Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik Rossendorf e. V. (VKTA) und die Technische Universität München (TUM).

Die für das KKS entwickelte ReVK-Version basiert auf der bei den Energiewerken Nord GmbH (EWN), Siemens und im Kernkraftwerk Würgassen eingesetzten ReVK-Version. Die Anpassungen beziehen sich im Wesentlichen auf die von e.on geplante Stilllegungsorganisation und auf eine leistungsfähigere Ressourcenverwaltung. Das KKS-ReVK wurde in der zweiten Jahreshälfte 2004 installiert.



▲ U-Boot-Reaktorsection auf der Nerpa-Werft
Submarine reactor section in the Nerpa shipyard

Das ReVK für die TUM berücksichtigt verstärkt die Verfolgung von Strahlenquellen und Kernbrennstoffen und die Organisation in einer Forschungseinrichtung. Die Version wurde 2004 fertig gestellt. Eine Begutachtung durch den TÜV-Süd ist für 2005 vorgesehen.

Das für den VKTA-Rossendorf entwickelte ReVK dient dazu, Abfallströme gemäß § 73 StrlSchV zu verfolgen sowie den Bilanzpflichten nach den geltenden Genehmigungen nachzukommen. Eine erste ReVK-Version wurde im Sommer 2004 geliefert, eine erweiterte Version zum Jahresende. 2005 soll das System begutachtet werden.

Im Rahmen der Initiative „Globale Partnerschaft gegen die Verbreitung von Massenvernichtungswaffen und -materialien“ (G8GP) leistet Deutschland Hilfe bei der Entsorgung russischer Atom-U-Boote. Im Rahmen dieses Projektes entwickelt ISTec in einem Konsortium mit der Gesellschaft für Nuklearservice mbH (GNS) ein Dokumentationssystem, um die bei der Verschrottung anfallenden radioaktiven Abfälle und Reststoffe (Radioactive Material Management-Support and Information System RAMMSIS)

zu verfolgen. RAMMSIS begleitet und unterstützt den gesamten Verschrottungszyklus beginnend mit der Ankunft eines U-Bootes oder einer U-Boot-Sektion auf der Werft bis zur Zwischenlagerung der entsprechend behandelten U-Boot-Reaktorsection im Langzeit-Zwischenlager (LZL) in der Saida-Bucht in der Nähe von Murmansk.

RAMMSIS umfasst diverse Module. Ein Modul dient dazu, Reaktorsectionen bei unterschiedlichen Bearbeitungszuständen (vor und nach Brennelement-Entladung, nach Ausbau von Komponenten, nach Befüllung einer Sektion mit Abfällen) radiologisch zu bewerten. Andere Module entsprechen der Funktionalität der ReVK und sind zur Abfallflussverfolgung und für Transport- und Lagervorgänge vorgesehen. Mit RAMMSIS sollen insbesondere auch die behördlich geforderten Dokumentations- und Bilanzierungsverpflichtungen bei Anfall, Transport und Lagerung radioaktiver Abfälle erfüllt werden.

RAMMSIS soll zunächst auf der Nerpa-Werft, im LZL in der Saida-Bucht sowie bei Sevrao in Murmansk installiert werden. Ein Prototyp wurde im Sommer 2004 auf der Nerpa-Werft eingerichtet. Die Installation

einer erweiterten Version im LZL ist mit der Inbetriebnahme des LZL im Herbst 2005 geplant.

Diagnosetechnik

In der Hauptabteilung Diagnosetechnik werden im Wesentlichen drei Themenbereiche bearbeitet: Methodenentwicklung, Engineering und darauf aufbauende Serviceleistungen in nuklearen und nicht-nuklearen Bereichen.

Methodenentwicklungen

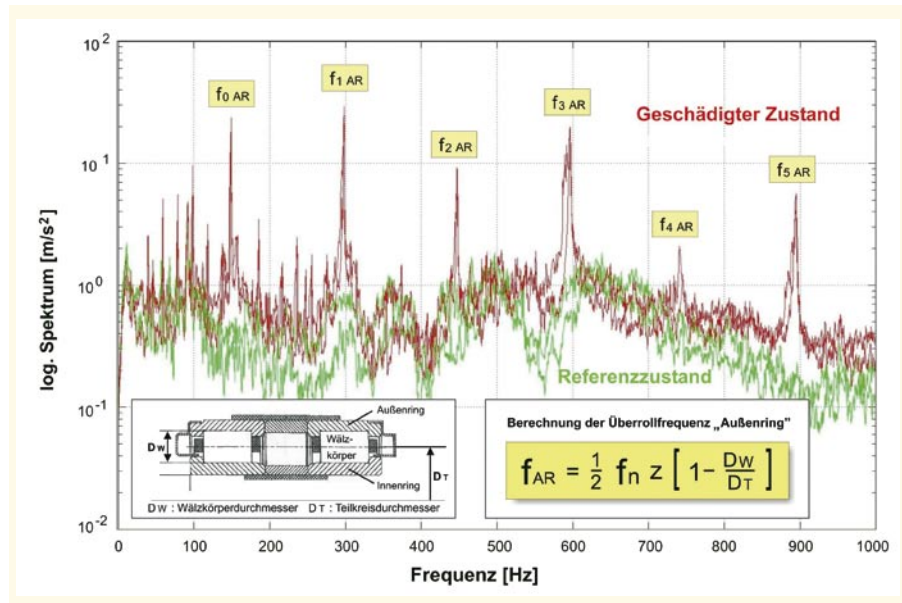
Methodenentwicklungen im kerntechnischen Bereich werden im Auftrag des BMU zur Harmonisierung und Weiterentwicklung der in den bundesdeutschen Kernkraftwerken eingesetzten Diagnoseverfahren durchgeführt. Hierbei ist zu unterscheiden nach

- Schwingungsdiagnose (Behälter, Rohrleitungen, etc.),
- Maschinendiagnose (Pumpen, Turbinen, etc.),
- Körperschalldiagnose (lose und lockere Teile, etc.) sowie
- Prozessdiagnose (Kerninstabilitäten, etc.).

Diese Verfahren wurden mittlerweile durch Modifikationen und Neuentwicklungen auch für nicht-nukleare Aufgabenstellungen angepasst. Beispiele hierfür sind u. a.

- Wälzlagerdiagnose (z. B. Verkehrstechnik),
- Getriebediagnose (z. B. Windenergie),
- Geräuschemusterdiagnose (z. B. Petrochemie) und
- Belastungsdiagnose (z. B. Schienentransporte).

Die Methodenentwicklungen erfordern einen langfristigen und zielgerichteten strategischen Ansatz, sind ausreichend im betrieblichen Einsatz zu verifizieren und deshalb möglichst umgehend als System-



▲ Nachweis eines Wälzlagerschadens am Außenring über charakteristische „Überrollfrequenzen“
Evidence of damage to an antifriction bearing at the outer ring by characteristic „excess roller frequencies“

applikation zu realisieren. In vielen Fällen zeigt sich darüber hinaus, dass, parallel zur diagnostischen Leistungsfähigkeit, auch die Fehlalarmraten-Reduktion entscheidend ist für die Art der praktischen Umsetzung und die davon abhängende Akzeptanz beim jeweiligen Nutzer bzw. Anwender.

Engineering

Bei den unter dem Begriff Engineering zusammengefassten Arbeiten steht das Drehgestell- und Wagenkasten-Engineering zur bahntauglichen Adaption von Sensoren und Kabeln in Schienenfahrzeugen im Vordergrund. Derzeit läuft eine europaweite Ausschreibung zur Entwicklung von Onboard-Diagnosetechnik für Hochgeschwindigkeitszüge vom Typ ICE-3. Parallel wird damit begonnen, diese Erfahrungen auf den Personenverkehr im Regional- bzw. U-Bahn-Betrieb zu übertragen.

Im Bereich des Systemengineerings werden derzeit – ausgehend vom tf COMOS Grundsystem – Applikationsvarianten entwickelt, die z. B. für hochoberflurige Gasturbinenanlagen oder aber für langsam laufende Rotorsysteme von Windenergieanlagen geeignet sind. Beide Fälle repräsentieren relativ extreme Anforderungsprofile hinsichtlich

des erforderlichen Nutzfrequenzbereichs bzw. der darauf angepassten Frequenzauflösung.

Eine weitere Engineering-Variante betrifft die Kombination verschiedener Nutzsignale in eine einheitliche Visualisierungsoberfläche. Zur Schwachstellenanalyse komplexer Systeme bzw. zur Lastkollektivvermittlung im Betriebseinsatz wird derzeit die parallele Einbindung von Schallmustern, Videosequenzen und dynamisierten Signaturen (Spektralanalysen, Zeitreihenanalysen, statistische Kennwerte etc.) erprobt. Der daraus resultierende Erkenntniszugewinn ist außergewöhnlich hoch und dient dem tieferen Verständnis des relationalen Systemverhaltens.

Serviceleistungen

Ein ISTec-Arbeitsfeld mit hoher Kundenbindung ist auf Serviceleistungen für Diagnosesystemapplikationen ausgerichtet. Bei den von ISTec betreuten automatischen Überwachungssystemen zur Schwingungsdiagnose (COMOSnt), zur allgemeinen Maschinendiagnose (tf COMOS), zur Onboard-Diagnose im Hochgeschwindigkeits-Schienerverkehr (RW COMOS) aber auch von Körperschalldiagnosesys-

temen anderer Hersteller (KÜS'95) ist die Grundaufgabenstellung relativ einheitlich: Langfristige systematische Trendbewertung von bekannten Maschinen und/oder druckführenden Komponenten auf Basis von Backup-Messdaten.

Diese systematischen und meistens auch langfristigen Aufgabenstellungen überlagert immer häufiger ein ad hoc-Service, der ereignisabhängig vom Kunden gewünscht wird und der hohe Flexibilität aber auch außergewöhnliches personales Engagement voraussetzt. Als Beispiele seien hier genannt:

- Schadensursachenermittlung von Wälzlagerausfällen vor dem Erreichen der auslegungsgemäßen Lebensdauer,
- Problemanalyse zur Verringerung von unruhigem Laufverhalten an Gasturbinenanlagen nach Durchführung von Revisionsarbeiten,
- Entscheidung zum weiteren Betrieb von Pumpen, die sporadische Temperaturanstiege an Motorlagern aufweisen,
- Messtechnische Begleitung von Prüfstandsuntersuchungen mit vorgeschädigtem Wellenmaterial zur Ermittlung der Risswachstumsgeschwindigkeit,
- Akustische Messungen zur Schallquellenseparation mit dem Ziel, diagnostische Aufgabenstellungen in petrochemischen Anlagen zu lösen,
- Bestimmung von Lastkollektiven an Castor-Tragzapfen während des routinemäßigen Schienentransports,
- Untersuchung des Ausfallverhaltens elektrischer Fahrmotoren im Betriebs-einsatz,
- Instationäres Laufverhalten von Windenergieanlagen und Ermittlung diagnostetechnischer Lösungsansätze,
- Bewertung von Körperschallereignissen an Tragstrukturen infolge thermischer Verspannungen,
- Betrieb von Komponenten mit Auslegungdefiziten unter Einsatz flankie-

render messtechnischer Trendbewertungen.

Diese Aufgabenstellungen unterschieden sich von den eingangs erwähnten Serviceleistungen insofern, da

- der Auftraggeber an zeitnah erarbeiteten Ergebnissen / Problemlösungen interessiert ist,
- die Aufgabenstellung häufig komplexer Natur ist und der Lösungsansatz iterativ erarbeitet werden muss,
- die prompte Umsetzung der Aufgabenstellung flexible Personalressourcen erfordert und

- die Empfehlungen oft unmittelbare Reaktionen nach sich ziehen (d. h. Abstellen von Maschinen oder Modifikation der Betriebsweise) und dadurch Prognosen / Ursachenhypothesen unmittelbar bestätigt oder widerlegt werden können.

Somit hat sich im diagnostetechnischen Bereich ein gewisser Strukturwandel vollzogen – weg von eher routinemäßigen Arbeiten und hin zu kurzfristigem „Trouble-Shooting“. Dies erhöht die Verantwortung und fördert innovatives und umsichtiges Handeln.

Activities of the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH

The year 2004 saw a new orientation of the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH when the company turned its business strategy to exploring new fields of activity. Due to the decline in the number of contracts awarded by the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU) and the Federal Office for Radiation Protection (BfS) in the former main fields of work of safety technology and diagnosis, increased efforts were undertaken to become more active especially in the non-nuclear sector.

These efforts were not without success. For example, ISTec managed to win new contracts in connection with condition monitoring for wind turbines, diagnostic systems for the petrochemical industry and for combined heat-and-power plants, and in the field of geothermal energy. Furthermore, the work on further developing the early-warning system to monitor and control the bogies of the ICE 3 high-speed train series was largely completed.

Still, digital safety I&C in nuclear power plants, repository safety issues and the further development of the system for the recording, tracking and control of waste materials (ReVK) during the decommissioning of nuclear facilities continue to constitute major fields of work for ISTec. The success of ReVK also helped ISTec a great deal in winning a contract to develop RAMMSIS, a computerised system for tracking, controlling and documenting waste and

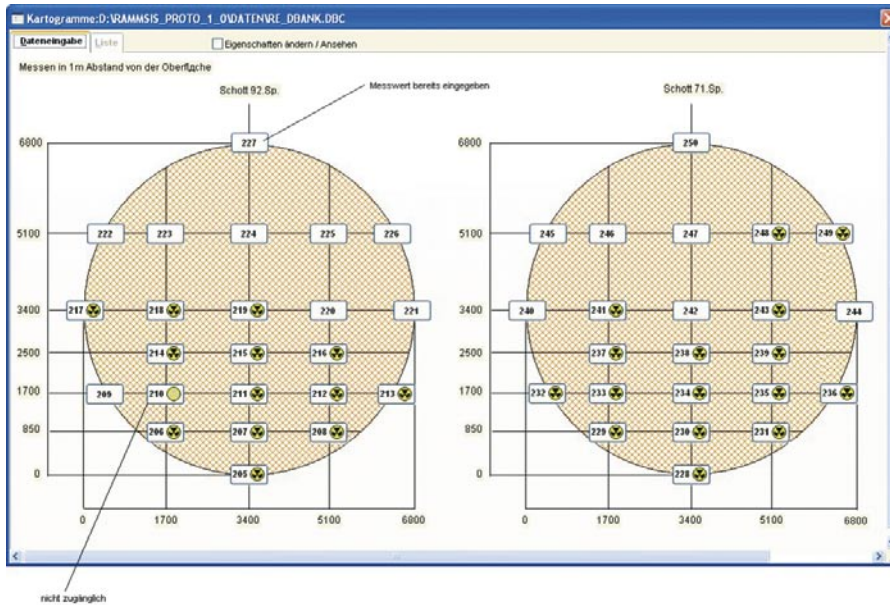
rest-material flows in connection with the decommissioning of the nuclear-powered submarines of the Russian Northern Fleet.

Safety technology

At ISTec, safety technology covers the three subject areas of waste management, instrumentation & control, and system development.

Waste management

ISTec supports the Federal Office for Radiation Protection (BfS) in the plan approval procedure for the decommissioning of the Morsleben repository (ERAM) and in drafting requirements for final disposal. At the start of 2004, there was a sharp decline in BfS-sponsored projects in this field. Over the year, however, these losses could partially be compensated.



▲ Erfassung radiologischer Daten einer Reaktorsection mittels RAMMSIS

Recording the radiological data of a reactor section with RAMMSIS

This was mainly thanks to an increased demand on the part of the BfS to be advised on certain issues in connection with the plan approval procedure for the decommissioning of ERAM due to the fact that there was a lack of reliable information needed for the safety case in connection with the accident analysis. As a result, comprehensive investigations and consultations became necessary. Here, it became obvious once more that safety-analytical considerations should be made during the planning phase already and not to correct largely complete design plans.

In connection with the decommissioning of ERAM, there arose another new problem: upon the current backfilling of the central part of the mine with rock salt concrete to avert the risk of the mine caving in, it was observed that overflow solutions formed which seeped into below-lying mine workings. This phenomenon is well-known in conventional mining. This circumstance may not be directly relevant to the safety of the waste emplaced as it was observed beyond the emplacement cavities, but the plan was to backfill the emplacement areas in ERAM during its decommissioning largely with the same material. Applying the experience of the backfilling of the central part of the mine for reasons of structural

safety to the emplacement areas, then one would have to draw the conclusion that the waste emplaced might come into contact with the overflow solution. As any radiological effects due to such events are to be excluded, there arose the need to change plans with regard to the backfilling concept. On this issue, ISTec drafted the safety requirements both for normal specified decommissioning operation as well as for the accident analysis.

Other work concerned i. a. the modifications of the ventilation system and the associated effects in view of the continued operation of the mine in stand-by condition, the classification of waste, investigations into smouldering fires, and the risk of the formation of explosive gas mixtures.

Two completely revised safety cases were prepared for the normal specified decommissioning operation and for the accident analysis of the Morsleben repository, respectively; these are to be submitted as documents under the plan approval procedure. The analyses consider in particular the latest finding on the release and transport behaviour of volatile radionuclides (e. g. radon 222) during normal specified operation and implement the results of intensive discussions on the

structure and approach of the analysis of scenarios in the accident analysis.

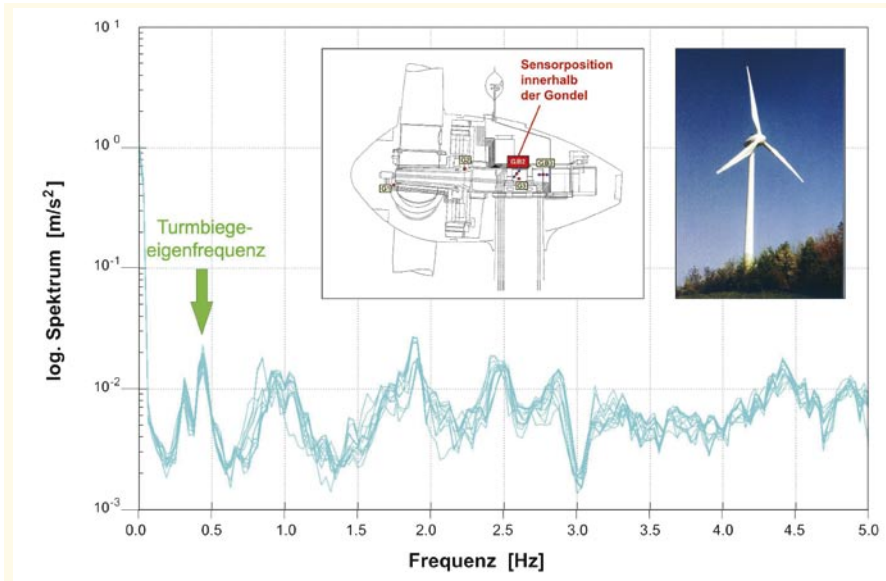
In a similar vein, ISTec continued working on behalf of the GSF National Research Centre for Environment and health on preparing the long-term safety case for the Asse research mine. The expected time-dependent gas formation distribution was comprehensively investigated in several studies. Also, ISTec looked into the issue of to what extent the microbial decomposition of organic carbon compounds may lead to a change of the chemical environment in the emplacement chambers. The carbon monoxide forming upon decomposition may reduce the pH value of the brine in the chambers. This reduction may in turn lead to an increase in gas formation through corrosion and to the solubility of radiologically relevant radionuclides.

In 2004, the „Act on the Reorganisation of the Law Governing Renewable Energies in the Electricity Sector“ (the so-called Renewable Energies Act) was amended, providing improved boundary conditions for renewable energies to be competitive on the German electricity market. Especially for geothermal energy this means that it can be used for electricity generation at competitive prices. In this field, an opportunity opened up for ISTec to enter into a new area of activity. By applying ISTec’s know-how in connection with the modelling of two-phase transport processes it could be shown how the productiveness of geothermal energy fields can be assessed early on, thereby facilitating and backing up decisions on investments in this area. Furthermore, recommendations can be derived on the optimal use of the existing energy potential. ISTec is planning to offer services in this field together with a partner from the industry.

Instrumentation & control

In 2004, ISTec further expanded its spectrum of services and clients.

At the beginning of 2004, the project on the “Development of methods for the assessment of the consistency of interfaces of component-based software in safety-relevant systems, using object-oriented approaches” that was sponsored by the



▲ Nachweis der Turmbiegeeigenfrequenz einer Windkraftanlage mittels frequenzselektiver Verfahren
Verification of the tower bending natural frequency of a wind power plant by means of frequency-selective procedures

Federal Ministry of Economics and Labour (BMWA) was successfully concluded. The aim of the project was to develop methods for the avoidance, detection and control of interface inconsistencies as well as for the demonstration and assessment of the interface reliability achieved. Apart from the comparative study of different component models, the work focused on the analysis of measures to control interface errors and on inherent testing options at interfaces of reactive systems.

The year 2004 also saw the start of a project – again sponsored by the BMWA – on the “Qualification of integrated software tool environments for the development of computerised systems in nuclear power plants”. In this project, the basic methods are developed for the assessment and quantification of software tools used for the development, trial and analysis of software for instrumentation and control systems. Examples of such integrated development environments are the development platforms of the digital I&C systems Common Q (Westinghouse), Tricon (Invensys), and TELEPERM XP (Siemens) as well as development tools for programmable logic control systems.

In the context of the modernisation of the German sub-legal nuclear regulations

(i. e. safety standards, codes and guides), ISTec took an active part in the revision of the chapter on I&C. Here, ISTec was able to provide results from research projects, practical experience gained in connection with inspection and evaluation processes, and knowledge gained from participation on international rule-making committees on software-based I&C. These activities will be continued in 2005.

The provision of technical advice to the BMU on the issue of upgrading the safety I&C systems of German nuclear power plants was continued, involving work on the generic reliability assessment of computerised safety I&C in nuclear facilities. In 2004, the focus was on the completion of the list of requirements relating to the maintenance of computerised components and subsystems of the safety I&C system as well as on the assessment of foreign fundamental positions on the safety demonstration of the upgrading the safety I&C system. At the same time, ISTec re-intensified its information exchange with its partners at the Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) in France.

On the basis of generic studies of the protection of nuclear facilities against electromagnetic effects from outside, ISTec advised Framatome ANP on this issue

with respect to the European Pressurized Water Reactor (EPR). This work had a direct effect on the EPR construction project at Olkiluoto/Finland.

The activities towards the qualification of software for safety-relevant systems in nuclear power plants were successfully continued in 2004. ISTec examined advanced software modules of the TELEPERM XS (Framatome ANP) I&C system and assessed on behalf of the und Korean Atomic Energy Institute (KAERI) the concept of the real-time operating system POSAFE-Q RTOS. The intention is to use this real-time operating system in the Korean Nuclear Instrumentation and Control System (KNICS) that is currently being developed. The assessment of the concept will be continued in 2005 and will involve a detailed assessment – together with KAERI – of POSAFE-Q RTOS and further software components. The fact that ISTec has won this contract proves that the procedure it has developed for the qualification of software for safety-relevant systems in nuclear power plants is internationally highly regarded.

Furthermore, ISTec provides support to the authorities and expert organisations of the countries of Central and Eastern Europe and the former Soviet Union in bilateral co-operation projects as well as within the framework of the Phare and Tacis projects sponsored by the EU. Here, the focus was on support in the qualification of digital I&C systems for East-European nuclear power plants. One example is the Tacis project on the “Improvement of Scientific and Technical Support to the Nuclear and Radiation Safety Regulation in Ukraine by Developing the Infrastructure of SSTC NRS (Ukrainian State Scientific and Technical Center on Nuclear and Radiation Safety) and its Subsidiaries, Including Enhancement of Training Capabilities”.

In addition, ISTec conducted three training courses, each running over several weeks, for staff from Russian and Ukrainian expert organisations to acquaint them with modern tools for probabilistic safety analyses, software analyses, and for the preparation of safety analysis reports.

ISTec continues to actively participate on several national and international committees engaged in the drafting of standards and

rules, with 2004 proving to be yet another fruitful year. These committees include amongst others the KTA Subcommittee on Electrical Systems, various working groups of the Society for Measurement and Automatic Control (VDI/VDE – GMA), and the Subcommittee (SC) 45A on Reactor Instrumentation of the International Electrotechnical Commission (IEC).

Software engineering

In the field of software engineering, ISTec focused its activities on the development and provision of documentation systems for radioactive rest materials and waste. On the one hand, the ReVK code was adapted and further developed to suit the demands of new clients, and on the other hand a new documentation system for the dismantling of Russian nuclear-powered submarines was developed.

The new ReVK users are the Stade nuclear power plant (KKS), Nuclear Engineering and Analytics Rossendorf Inc. (VKTA), and Munich Technical University (TUM).

The ReVK version developed for KKS is based on the version that is used by Energiewerke Nord GmbH (EWN), Siemens, and the Würzgassen NPP. The modifications mainly relate to the organisation of decommissioning operations planned by e.on and to a more efficient administration of available resources. The KKS-ReVK version was installed in the second half of 2004.

The ReVK version for TUM considers to an increased degree the tracking of radiation sources and nuclear fuels as well as the organisation of a research institute. This version was completed in 2004. An assessment by TÜV-Süd is planned for 2005.

The ReVK version developed for VKTA-Rossendorf serves for tracking waste flows according to Section 73 of the Radiation Protection Ordinance and for meeting the accounting obligations in accordance with the valid licences. A first ReVK version was delivered to VKTA in the summer of 2004 and an extended version at the end of the year. The system is to be assessed in 2005.

Within the framework of the initiative “Global Partnership against the Proliferation of Weapons and Materials of Mass Destruction” (G8GP), Germany provides assistance in the disposal of Russian nuclear-powered submarines. As part of this project, ISTec – in a consortium with Gesellschaft für Nuklearservice mbH (GNS) – is developing a documentation system to track the radioactive waste and rest materials arising in connection with the scrapping of these submarines. This system, carries the name RAMMSIS (Radioactive Material Management-Support and Information System). RAMMSIS monitors and supports the entire scrapping cycle, starting with the arrival of a submarine or submarine section at the shipyard up to the interim storage of the correspondingly conditioned submarine reactor section in the long-term interim storage facility in the bay of Saida near Murmansk.

RAMMSIS contains several modules. One module serves for the radiological classification of reactor sections in different states of conditioning (before and after unloading of the fuel, after the removal of components, after filling of a section with waste). Other modules correspond to the functionality of ReVK and are intended for waste flow monitoring and for transport and storage processes. RAMMSIS is also to help in particular in fulfilling the documentation and accounting obligations demanded by the authorities in connection with the accumulation, transport and storage of radioactive waste.

RAMMSIS initially is to be installed at the Nerpa shipyard, the long-term interim storage facility in the bay of Saida, and at Sevrao in Murmansk. A prototype was installed at the Nerpa shipyard in the summer of 2004. It is planned to install an extended version at the long-term interim storage facility in the bay of Saida when the latter becomes operational in the autumn of 2005.

Diagnosis

The Diagnosis Department mainly deals with three subject areas: method development, engineering, and associated services in the nuclear and non-nuclear fields.

Method development

Method development in the nuclear field is carried out by order of the BMU to harmonise and further develop the diagnostic procedures applied in the German nuclear power plants. Here, a distinction has to be made between

- vibration diagnosis (vessels, piping, etc.),
- machine diagnosis (pumps, turbines, etc.),
- structure-borne sound diagnosis (loose parts, etc.) and
- process diagnosis (core instabilities, etc.).

These methods have in the meantime also been adapted to non-nuclear tasks through modification and redevelopment. Examples are i. a.

- diagnosis of antifriction bearings (e. g. traffic engineering),
- diagnosis of gear systems (e. g. wind turbines),
- diagnosis of sound patterns (e. g. petrochemical industry) and
- diagnosis of loads (e. g. rail transport systems).

Method developments require a long-term and target-oriented strategic approach, have to be adequately verified in operational application and must therefore be realised as quickly as possible as system applications. In many cases it also turns out that parallel to the diagnostic capacity, the reduction of false alarms is also decisive for the kind of practical implementation and the associated degree of acceptance by the user.

Engineering

Considering the works referred to by the term engineering, the main emphasis is on the bogie and railcar body engineering for a railway-suitable adaptation of sensors and cables in railcars. At present, there is a Europe-wide tendering for the development

of onboard diagnosis technique for the ICE 3 high speed train. In parallel, ISTec has started to apply these experiences to passenger transportation in regional and underground transport.

In the area of system engineering, applications – based on the tf-COMOS system – are being developed which are suitable for e. g. high speed gas turbine plants or also for slowly running rotor systems of wind power plants. Both cases represent relative extreme requirement profiles in regard to the necessary frequency range or the adapted frequency resolution.

A further engineering variant is the combination of different intelligence signals in a uniform visualisation interface. For the investigation of weak spots in complex systems or for the determination of collective loads during operation, the parallel integration of sound patterns, video sequences and dynamic signatures (spectral analyses, time series analyses, statistical parameters etc.) are being tested. The resulting gain in knowledge is extremely high and serves the deeper comprehension of the relational system behaviour.

Services

Another working field of ISTec with high customer retention are services for diagnosis system applications. The basic task is relatively consistent in regard to ISTec's support in the automatic monitoring systems for vibration diagnosis (COMOSnt), for general machine diagnosis (tf-COMOS), for onboard diagnosis in high speed railway traffic (RW-COMOS) as well as in regard to loose part monitoring systems produced by other manufacturers (KÜS'95): long-term systematic trend assessment of well-known machines and/or of pressure-retaining components on the basis of back-up measurement data.

More and more, these systematic and mostly long-term tasks are superimposed by an ad-hoc service which is demanded by the customer in dependence of the event and which requires not only high flexibility, but also extraordinary personal

engagement. In the following, some examples are given:

- Cause of damage analysis of roller bearing failures before the end of the designed life-time
- Problem analysis for the reduction of uneven running behaviour at gas turbine plants after performance of maintenance inspections
- Decisions on the further operation of pumps showing sporadic temperature increases at motor bearings
- Monitoring measurements of test rig investigations with incipiently damaged shaft material for the determination of crack growth rate
- Acoustic measurements for sound source separation for the purpose of solving the diagnostic problems in petrochemical facilities
- Determination of collective loads at Castor lifting trunnions during routine railway transport
- Investigation on the failure behaviour of operating electric traction motors
- Unsteady running behaviour of wind power facilities and development of diagnosis-related approaches
- Evaluation of structure-borne noise incidents at support structures due to thermal stress
- operation of components with design deficiencies applying accompanying measurement-related trend assessments

These tasks differ from the services named above in such a manner that

- the customer has interest in promptly developed results/ solutions,
- the task is often inherently complex and the solution needs to be worked out iteratively,
- the prompt implementation of the task requires flexible personnel resources,

- recommendations often result in immediate reactions (i. e. shut down of machines or modifications of the operating mode) and, thereby, prognoses / cause hypotheses can be directly affirmed or disproved.

Consequently, a certain structural change has taken place in the diagnosis-related area – away from rather routine work to ad-hoc trouble-shooting. This increases the responsibility and is conducive to innovative and considerate action.

W. Wurtinger

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 (heute IRSN) 15.07.1997	29.07.1998	Vereinbarung über Zusammenarbeit von IPSN (heute IRSN) und GRS IPSN (heute IRSN) 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 BMWA 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>
 <p>Korea KINS KAERI</p>	<p>25.09.1998 21.01.2004</p>	<p>Arrangement on Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety Agreement on Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Reactor Safety Research</p>
 <p>Niederlande KFD</p>	<p>30.10.1992</p>	<p>Rahmenvereinbarung über die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit und des Strahlenschutzes</p>
 <p>Rumänien CNCAN</p>	<p>10.11.1998</p>	<p>Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit</p>
 <p>Russische Föderation RRC KI, IPSN (heute IRSN), RISKAUDIT</p>	<p>16.09.1996</p>	<p>General Agreement on Scientific and Technical Co-operation</p>
 <p>Spanien CSN</p>	<p>21.09.1998</p>	<p>Consulting Services Concerning Nuclear Safety</p>
 <p>Türkei TAEK</p>	<p>14.01.1998</p>	<p>Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety; Consultancy and Service Agreement</p>
 <p>Ukraine Nationale Akademie der Wissenschaften</p>	<p>25.11.1993</p>	<p>General Agreement on Scientific and Technical Co-operation</p>
 <p>USA DOE (CAO) USNRC</p>	<p>22.01.1999 23.07.1998</p>	<p>Memorandum of Understanding (on Radioactive Waste Management) Co-operation on Probabilistic Risk Assessment and Related Safety Research</p>



Deutschland beteiligt sich an allen gegenwärtig laufenden Projekten der OECD-NEA und beabsichtigt dies auch für weitere geplante Projekte

Germany takes part in all current OECD-NEA projects and intends to do so in future projects as well

OECD-Projekt HALDEN

Durchführendes Land / *Host Country*:

Durchführende Stelle / *Laboratory*:

Versuchsanlagen / *Test Facilities*:

Fachgebiet / *Research Area*:

Teilnehmerländer / *Participating Countries*:

Laufzeit aktuell / *Period*:

Norwegen

Institut for Energiteknikk

Halden-Reaktor/MTO Lab

Brennstoffverhalten/Human Factor

19

2003 - 2005

OECD-Projekt MASCA II

Durchführendes Land / *Host Country*:

Durchführende Stelle / *Laboratory*:

Versuchsanlagen / *Test Facilities*:

Fachgebiet / *Research Area*:

Teilnehmerländer / *Participating Countries*:

Laufzeit aktuell / *Period*:

Russische Föderation

RRC Kurtschatow-Institut

RASPLAV und andere

Kernschmelzen

13

2003 – 2006

OECD-Projekt MCCI

Durchführendes Land / *Host Country*:

Durchführende Stelle / *Laboratory*:

Versuchsanlage / *Test Facility*:

Fachgebiet / *Research Area*:

Teilnehmerländer / *Participating Countries*:

Laufzeit aktuell / *Period*:

USA

Argonne National Lab

Melt Concrete TF

Schmelze ex Vessel

13

2002 - 2005

OECD-Projekt PKL 2

Durchführendes Land / *Host Country*:

Durchführende Stelle / *Laboratory*:

Versuchsanlage / *Test Facility*:

Fachgebiet / *Research Area*:

Teilnehmerländer / *Participating Countries*:

Laufzeit aktuell / *Period*:

Deutschland

Framatome ANP

PKL (Primärkreislauf)

Thermohydraulik

13

2004 – 2006

OECD-Projekt PSB

Durchführendes Land / *Host Country*:

Durchführende Stelle / *Laboratory*:

Versuchsanlage / *Test Facility*:

Fachgebiet / *Research Area*:

Teilnehmerländer / *Participating Countries*:

Laufzeit aktuell / *Period*:

Russische Föderation

FZ Elektrogorsk

PSB-Anlage

Thermohydraulik (WWER-1000)

7

2003 – 2005

OECD-Projekt SETH

Durchführendes Land / *Host Country*:
 Durchführende Stelle / *Laboratory*:
 Versuchsanlagen / *Test Facilities*:
 Fachgebiet / *Research Area*:
 Teilnehmerländer / *Participating Countries*:
 Laufzeit aktuell / *Period*:

Schweiz/Deutschland
 Paul Scherrer Institut / Framatome ANP
 PANDA / PKL
 Thermohydraulik Reaktor/Containment
 16
 2001 – 2005

OECD-Projekt CABRI – WLP

Durchführendes Land / *Host Country*:
 Durchführende Stelle / *Laboratory*:
 Versuchsanlage / *Test Facility*:
 Fachgebiet / *Research Area*:
 Teilnehmerländer / *Participating Countries*:
 Laufzeit aktuell / *Period*:

Frankreich
 IRSN
 CABRI – Forschungsreaktor
 Brennstoffverhalten (RIA)
 13
 1999 – 2008

OECD-Projekt SCIP

Durchführendes Land / *Host Country*:
 Durchführende Stelle / *Laboratory*:
 Versuchsanlage / *Test Facility*:
 Fachgebiet / *Research Area*:
 Teilnehmerländer / *Participating Countries*:
 Laufzeit aktuell / *Period*:

Schweden
 Studsvik
 Halden-Reaktor
 Brennstoffverhalten
 10
 2004 – 2009

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 (heute IRSN: Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire)	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

RISKAUDIT

**RISKAUDIT IRSN / GRS
International (GEIE)**
31, av. de la Division Leclerc
92260 Fontenay-aux-Roses
France
Tel.: + 33 - 1 - 58 35 84 19
Fax: + 33 - 1 - 58 35 71 78

RISKAUDIT GRS / IRSN
ul. Pechotnaja 32-1
123182 Moskva
Russian Federation
Tel.: +7 - 095 - 221 18 02
Fax: +7 - 095 - 221 18 03

RISKAUDIT / IRSN /GRS
Prospekt Nauki, 47
03022 Kiev
Ukraine
Tel.: + 38 - 044 - 525 14 50
Fax: + 38 - 044 - 230 20 35