



**Jahresbericht
2002/2003**

Annual Report
2002/2003



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),

Monika Edwards, Dipl.-Phys. Bettina Rakowitsch

Satz / *Layout:*

Dipl.-Geol. Gabriele Berberich (Erfstadt-Gymnich); Regina Knoll

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
2002/2003**
Annual Report
2002/2003

Inhalt

Contents

1	Einführung Introduction	4 4
2	Organisation und wirtschaftliche Entwicklung <i>Organisation and Economic Development</i>	10 11
3	Geschäftsfeld Reaktorsicherheit <i>Field of Work "Reactor Safety"</i>	14 16
3.1	Neutronenfluenz in der Reaktordruckbehälterwand – Ein Vergleich zwischen französischen und deutschen Vorgehensweisen und Strategien in DWR <i>Neutron Fluence at the Reactor Pressure Vessel Wall – A Comparison of French and German Procedures and Strategies in PWRs</i>	19 24
3.2	Neutronenflussschwingungen in deutschen SWR <i>Neutron Flux Oscillations at German BWRs</i>	30 33
3.3	Entwicklungen zur Zuverlässigkeit passiver Strukturen <i>Developments on the Reliability of Passive Structures</i>	36 40
3.4	Ergebnisse zum OECD/NRC SWR Turbinenschnellschluss-Benchmark mit dem gekoppelten Code ATHLET-QUABOX/CUBBOX <i>Results of the OECD/NRC BWR Turbine Trip Benchmark with the Coupled ATHLET-QUABOX/CUBBOX Code</i>	44 46
3.5	Validierung des Rechenprogramms ATHLET anhand eines PKL Experiments <i>Validation of the ATHLET Computer Code by Means of PKL Experiments</i>	49 51
3.6	Analyse der Quench-Phase des TMI-2 Unfalls mit ATHLET-CD <i>Analysis of the Quench Phase of the TMI-2 Accident with ATHLET-CD</i>	54 57
3.7	Europaweite Validierung des Integralcodes ASTEC (EVITA) <i>European Validation of the Integral Code ASTEC (EVITA)</i>	60 64
4	Schwerpunkte der GRS-Arbeiten auf dem Gebiet der Ver- und Entsorgung und des Strahlenschutzes <i>Major GRS activities in the fields of nuclear fuel supply, waste management and radiation protection</i>	68 71
4.1	Arbeiten zum Nationalen Entsorgungsplan für radioaktive Reststoffe und zum Gemeinsamen Übereinkommen für die Behandlung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente <i>Work relating to the National Disposal Plan for Radioactive Residues and to the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management</i>	74 75
4.2	Strahlenschutz und Transportsicherheit: Strahlenschutzprogramme für die Beförderung von radioaktiven Stoffen <i>Radiation Protection and Transport Safety: Radiation Protection Programmes for the Transport of Radioactive Materials</i>	77 80
4.3	Vorsorgeforschung für Untertagedeponien – Mobilisierung und reaktiver Transport von Schadstoffen <i>Preventive Research for Underground Disposal Sites – Mobilisation and Reactive Transport of Contaminants</i>	84 89
4.4	Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk – Vorschlag der GRS <i>Safety Criteria for the Final Disposal of Radioactive Waste in a Mine – Proposal by GRS</i>	95 97
4.5	Die Bedeutung von Untertagelabors auf dem Weg zu einem geologischen Endlager <i>The Importance of Underground Research Laboratories on the Way to a Geological Repository</i>	100 104
4.6	Analysen zum Nuklidtransport bei variabler Salinität und nicht linearer Adsorption in einer heterogenen Geosphäre <i>Analysis of Nuclide Transport Including Non-linear Adsorption Depending on Variable Salinity in a Heterogeneous Geosphere</i>	109 111

4.7	Einfluss der Behälterkorrosion auf das geochemische Milieu im Endlager <i>Influence of Container Corrosion on the Geochemical Environment in a Repository</i>	114 118
4.8	Zuverlässige Prognosen zum Langzeitverhalten von Salzgrusversatz im Endlager für radioaktive Abfälle <i>Reliable Predictions on the Long-term Behaviour of Crushed Salt Backfill in a Repository for Radioactive Wastes</i>	122 125
5	Übergreifende Fachkoordination <i>General Co-ordination</i>	129 129
5.1	Wissensmanagement in der GRS <i>Knowledge Management at GRS</i>	130 132
5.2	Ökomonitoring-Zentrum in Astrakhan <i>Ecomonitoring Centre in Astrakhan</i>	135 136
5.3	Internationale Zusammenarbeit zum physischen Schutz von Kernmaterial und kerntechnischen Anlagen <i>International Co-operation on the Physical Protection of Nuclear Materials and Nuclear Facilities</i>	137 139
5.4	Standortbezogene Interims- und Zwischenlager – Sicherungstechnische Anforderungen <i>Local Interim and Intermediate Storage Facilities – Requirements for Physical Protection</i>	141 141
5.5	Technik und Recht <i>Technology and Law</i>	143 145
5.6	PSA-Strategie der GRS für künftige bundeseinheitliche Sicherheitsbewertungen <i>PSA Strategies of GRS for Future Standard Safety Assessments in Germany</i>	147 147
6	Internationale und bilaterale Zusammenarbeit <i>International and Bilateral Co-operation</i>	149 153
7	Projektmanagement – Neue Tools in der GRS <i>Project Management – New Tools at GRS</i>	158 159
8	Umstellung auf die prozessorientierte ISO 9001:2000 <i>Changeover to the Process-oriented ISO 9001:2000</i>	160 161
9	Kommunikation <i>Communication</i>	163 175
10	Projekträgerschaft und -begleitung; Kompetenzerhaltung in der Kerntechnik <i>Project Organisation and Management; Maintenance of Competence in Nuclear Technology</i>	186 187
11	RISKAUDIT IRSN/GRS International (EWIV) <i>RISKAUDIT IRSN/GRS International (EEIG)</i>	189 193
12	Arbeiten des Instituts für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH <i>Activities of the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH</i>	198 201
	Anhang/Annex Zusammenarbeitsverträge der GRS mit ausländischen Organisationen <i>Co-operation Agreements between GRS and Foreign Organisations</i>	206

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 ihrer Arbeiten liegt auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit. Hier ist die GRS Deutschlands zentrale Fachorganisation.

Der ständige Wandel in Politik und Gesellschaft, Wissenschaft und Technik stellt die GRS vor große Herausforderungen. Vor dem Hintergrund dieser sich ändernden Randbedingungen in Bezug auf die friedliche Nutzung der Kernenergie sowie der Komplexität der Problemstellungen steht die GRS vor der Aufgabe,

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

Im vergangenen Jahr brachte die GRS daher das Wissensmanagement auf den Weg, um ihre wissenschaftlich-technische Kompetenz auch in Zukunft zu erhalten und auszubauen. Damit das Wissen erfahrener Kolleginnen und Kollegen nicht verloren geht, schuf die GRS Strukturen, die die Erhaltung des Wissens erleichtern oder erst möglich machen.

Die fachübergreifende Analyse und Bewertung technischer Fragestellungen ist eine der wesentlichen Kompetenzen der GRS. Die GRS bewies dies eindrucksvoll durch den Abschluss eines umfassenden Arbeitsprogramms zur Terrorismusbekämpfung, bei dem Methoden- und Modellentwicklungen im Vordergrund standen.

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 auch bei der Entwicklung von Methoden und Modellen zur dynamischen probabilistischen Sicherheitsanalyse bzw. zur probabilistischen Strukturberechnung erzielt.

Einen Schwerpunkt der sicherheitstechnischen Analysen sind die gezielte Aufbereitung und Bewertung von Betriebserfahrungen mit übergreifender sicherheitstechnischer



Dipl.-Physiker Lothar Hahn,
Wissenschaftlicher Geschäftsführer
Scientific Director



Dr. jur. Walter Leder,
Kaufmännischer Geschäftsführer
Managing Director

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (GRS) is a scientific and technical expert organisation. We provide interdisciplinary know-how, advanced methods and qualified data for the assessment and improvement of technical installations and for the further development of the protection of man and the environment against the hazards and risks involved in such installations. The emphasis of our work lies in the field of nuclear safety. Here, we are Germany's leading expert organisation.

The constant change in politics and society as well as in science and technology has always been a great challenge to us. Against the background of these changing boundary conditions with regard to the peaceful use of nuclear power and in view of the complexity of the different problems, we see ourselves faced by the task to

- consolidate our specialised competence,
- open up new fields of activity, and
- optimise business processes.

Last year, we therefore got our knowledge management system under way in order to consolidate and extend our scientific and technical competence with future challenges in view. New structures have been established at GRS to ensure that the knowledge of experienced colleagues is not lost. Knowledge maintenance has thus been generally facilitated, and in some areas it is these very structures that now make the preservation of knowledge for the first time possible at all.

The interdisciplinary analysis and assessment of technical issues is one of the major competences of GRS. Our experts have shown this quite impressively by successfully completing a comprehensive programme of work in connection with the fight against terror, in which the focus was on the development of methods and models.

The field of work relating to reactor safety comprises research and development for nuclear power plants as well as investigations into reactor and conventional-plant safety. In this respect, we have continuously been extending our comprehensive system of computer codes over the last years in order to be able to simulate the entire spectrum of events – from operational disturbances up to accidents with core meltdown – and to make safety assessments on this basis. At the centre of the validation of the codes is their international comparison within the framework of benchmarks and Standard Problems. Major progress was also made in the development of methods and models for the dynamic probabilistic safety analysis and for probabilistic structural calculations.

One focus of the safety-related analyses is on the specific processing and evaluation of operating experience with generic safety significance as well as on the derivation of recommendations. Here, GRS supports the BMU in the analysis of specific topics

Bedeutung sowie die Ableitung von Empfehlungen. Hierbei unterstützte die GRS den BMU bei der Aufarbeitung spezifischer Einzelthemen, die sich aus Ereignissen in Kernkraftwerken ergaben. Neben den rein technischen Aspekten nimmt die GRS immer stärker zu Fragen des Sicherheitsmanagements in den Kernkraftwerken Stellung. 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 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. In diesem Zusammenhang entwickelte die GRS einen Leitfaden, der zurzeit mit dem BMU und den Länderbehörden abgestimmt wird.

Schwerpunkte des Aufgabengebiets Entsorgung sind Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zur Sicherheit von Zwischen- und Endlagern, die Bewertung ihrer Sicherheit sowie die Analyse von Transporten radioaktiver Stoffe. Die GRS erforscht hier theoretisch und experimentell, wie sich radioaktive Abfälle in verschiedenen Wirtsgesteinen bei der Endlagerung verhalten und präziserte die entsprechenden deutschen Sicherheitskriterien. Ein weiterer Schwerpunkt der GRS-Arbeiten ist es, das Verhalten chemisch-toxischer Abfälle in Untertagedeponien zu untersuchen. Für den reaktiven Stofftransport werden hierfür weltweit Transportmodelle eingesetzt. Die GRS arbeitet daran, Programmmodule zu verbessern und zu optimieren und trägt mit einem umfangreichen Laborprogramm zur Weiterentwicklung der thermodynamischen Datenbasis bei.

Das BMU richtete 1999 den AkEnd als ein wissenschaftliches Fachgremium mit beratender Funktion ein. Es hatte die Aufgabe, ein Verfahren zur Standortauswahl für die Endlagerung aller Arten radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen in Deutschland zu entwickeln. Das Endlager soll 2030 verfügbar sein. Zwei Experten der GRS arbeiteten an der Empfehlung des AkEnd mit, die im Dezember 2002 dem BMU übergeben wurde.

Ein Baustein für die Kompetenzerhaltung ist die internationale Kooperation mit anderen Fachorganisationen. Hier arbeitet die GRS seit vielen Jahren eng mit dem französischen Institut de Radioprotection et Sûreté Nucléaire (IRSN) – früher IPSN – zusammen. Gemeinsam mit IRSN gründete sie vor mehr als 10 Jahren die Tochterfirma RISKAUDIT, mit dem Ziel die Behörden in mittel- und osteuropäischen Ländern bei der Aufsicht über die kerntechnischen Einrichtungen zu unterstützen. Darüber hinaus arbeitet die GRS mit ihren Partnerorganisationen in Russland und den MOE-Staaten in gemeinsamen Projekten auf den Gebieten der Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung zusammen. Die Partnerorganisationen nutzen beispielsweise den in der GRS entwickelten Programmcode „ATHLET“, der zur Beschreibung des Störfallverhaltens von Reaktoranlagen dient. Für die dreidimensionale Berechnung der Neutronenkinetik wird ATHLET mit dem Kernmodell BIPR-8 des Kurtschatow-Instituts gekoppelt.

In der GRS bearbeiten viele unterschiedliche wissenschaftliche 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

resulting from events that have occurred in the nuclear power plants. Apart from the purely technical aspects, we are more and more often called upon to comment on issues relating to the nuclear power plants' safety management. Under the term "safety management" all measures are subsumed that are provided within an enterprise to achieve high safety performance and to promote and maintain a high level of safety culture. Crucial functions of safety management in the nuclear power plants are to establish an adequate organisational structure, to provide the human resources and technical qualification of the personnel that is necessary for safe operation, and to ensure that the plant disposes of the requisite specialised competence. On this particular topic we have developed a set of guidelines which is currently being discussed with the BMU and the Länder authorities.

Main thematic emphases of the field of work relating to waste management are research and development in connection with the safety of interim storage facilities and repositories, the assessment of their safety, and the analysis of radioactive materials transports. In this context, our experts are performing theoretical as well as experimental research into how radioactive waste behaves when emplaced in a repository in various different types of host rock. The corresponding draft German safety criteria have also been prepared by our specialists. Another focus of GRS activities is on the investigation of the behaviour of chemo-toxic waste in underground disposal sites. All over the world, transport models are used to simulate reactive materials transport. Our experts are working on the improvement and optimisation of program modules and are contributing to the further development of the thermodynamic data basis by carrying out a comprehensive laboratory testing programme.

In 1999, the BMU set up the "Committee on a Selection Procedure for Repository Sites" (AkEnd) as a scientific expert committee with advisory function. The AkEnd was to develop a procedure for the selection of a site in deep geological formations in Germany that would be suitable for the disposal of all kinds of radioactive waste. Such a repository is to be operable by the year 2030. There were two GRS experts on the Committee; they took part in the preparation of the recommendation of the AkEnd, which was submitted to the BMU in December 2002.

One element of competence maintenance is the international co-operation with other expert organisations. In this context, GRS has been closely co-operating for many years with the French Institut de Radioprotection et Sûreté Nucléaire (IRSN) – formerly IPSN. More than 10 years ago, together with IRSN we founded our joint subsidiary RISKAUDIT with the aim to support the authorities in the Central and East-European countries (CEEC) in the supervision of their nuclear installations. Furthermore, we are co-operating with our partner organisations in Russia and the CEEC in joint projects in the fields of reactor safety and repository research. For example, our partner organisations use the "ATHLET" code which was developed by GRS and serves for the description of the accident behaviour of reactor plants. For the three-dimensional calculation of neutron kinetics, ATHLET is coupled with the BIPR-8 core model developed by the Kurchatov Institute.

At GRS, it is common practice for specialists of various disciplines to tackle the tasks of a specific project in a joint effort and to summarise their analyses and assessments in an integral safety-related statement. This is one of our special strengths. In order to be able to put this potential to optimal use and solve all types of problems, we dispose of a structure of interdisciplinary co-ordination which exists side by side with our specialist competence areas of reactor safety and waste management. Apart from its co-ordinating function, this structure in turn embodies its own competence areas, namely knowledge management and the co-operation with East-European countries, on

osteuropäischen Staaten im Auftrag der Bundesregierung – auch im Rahmen der G8-Initiative zur Globalen Partnerschaft – und im Auftrag der EU bei den TACIS-/PHARE-Programmen.

Ein weiteres Standbein der GRS soll immer mehr auch 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 dafür ist der Aufbau des Ökomonitoring-Zentrums in Astrakhan, Russland.

Trotz der zum Teil ungünstigen wirtschaftlichen Randbedingungen hat die GRS zur Erhaltung ihrer Kompetenz seit 2002 mehr als 20 wissenschaftliche Mitarbeiter eingestellt. Die GRS erleichtert ihnen die fachliche Eingliederung durch ein modulares Ausbildungsprogramm.

Die GRS – bereits seit 1997 nach der internationalen Norm für Qualitätsmanagement ISO-9001/1994 zertifiziert – erhielt Ende 2003 auch die Zertifizierung nach ISO-9001/2000, einer prozessorientierten Ausrichtung, die zu einer grundsätzlichen Neugestaltung der Struktur, Umsetzung und Dokumentation des Qualitätsmanagement-Systems der GRS führte. Die GRS strebt damit die ständige Verbesserung ihres Qualitätsmanagements und ihrer gesamten Tätigkeit an.

behalf of the Federal Government – also within the framework of the G8 Initiative on Global Partnership – as well as on behalf of the EU in connection with the TACIS and PHARE programmes.

Research and development in non-nuclear fields is to gain more importance as a further pillar of GRS. Towards this end, the methods developed in the nuclear fields of work are modified so that they can also be applied to non-nuclear issues. One example is the establishment of the Eco-Monitoring Centre in Astrakhan (Russia).

Despite the partly adverse economic boundary conditions, we have taken on more than 20 junior scientists since 2002 in order to maintain the competence of GRS. A modular in-house training programme has been devised to give these new staff members easier access to the different specialist fields.

Since 1997 GRS has been certified according to the international ISO-9001/1994 standard for quality management. At the end of 2003 we were also awarded the ISO-9001/2000 certificate, which has a process-oriented format and led to a fundamental re-design of the structure, implementation and documentation of the quality management system of GRS. Here it is our aim to strive for the constant improvement of the quality management system of GRS and consequently of all our activities.

Die GRS in ...



Paris

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, im Frühjahr 2004



Dipl.-Phys. Lothar Hahn



Dr. jur. Walter Leder



Moskau



Köln
Braunschweig
Berlin
Garching

Kiew



2

Organisation und wirtschaftliche Entwicklung

Organisation and Economic Development

Struktur

Die GRS ist eine wissenschaftliche, weitgehend von der öffentlichen Hand getragene gemeinnützige Gesellschaft. Sie ist in Forschung und Entwicklung auf den Gebieten der nuklearen Sicherheit, der Entsorgung und des Brennstoffkreislaufs sowie der Anlagensicherheit und der Umwelt tätig. Der Gesamtumsatz im Jahre 2002 belief sich auf 53,6 Mio €.

Die GRS hat rund 450 Mitarbeiter, davon mehr als 320 Wissenschaftler der Fachrichtungen Physik, Maschinenbau, Verfahrenstechnik, Bautechnik, Geotechnik, Elektrotechnik, Kerntechnik, Meteorologie, Chemie, Geochemie, Biologie, Mathematik und Informatik sowie Rechtswissenschaft und Betriebswirtschaft.

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

Garching, Braunschweig und Berlin 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. Es wurde 1992 gegründet und ist in der anwendungsorientierten Forschung und Entwicklung auf den Gebieten der Leittechnik, Diagnose, Informationstechnologie, Reststoffwirtschaft und Abfallbeseitigung tätig.

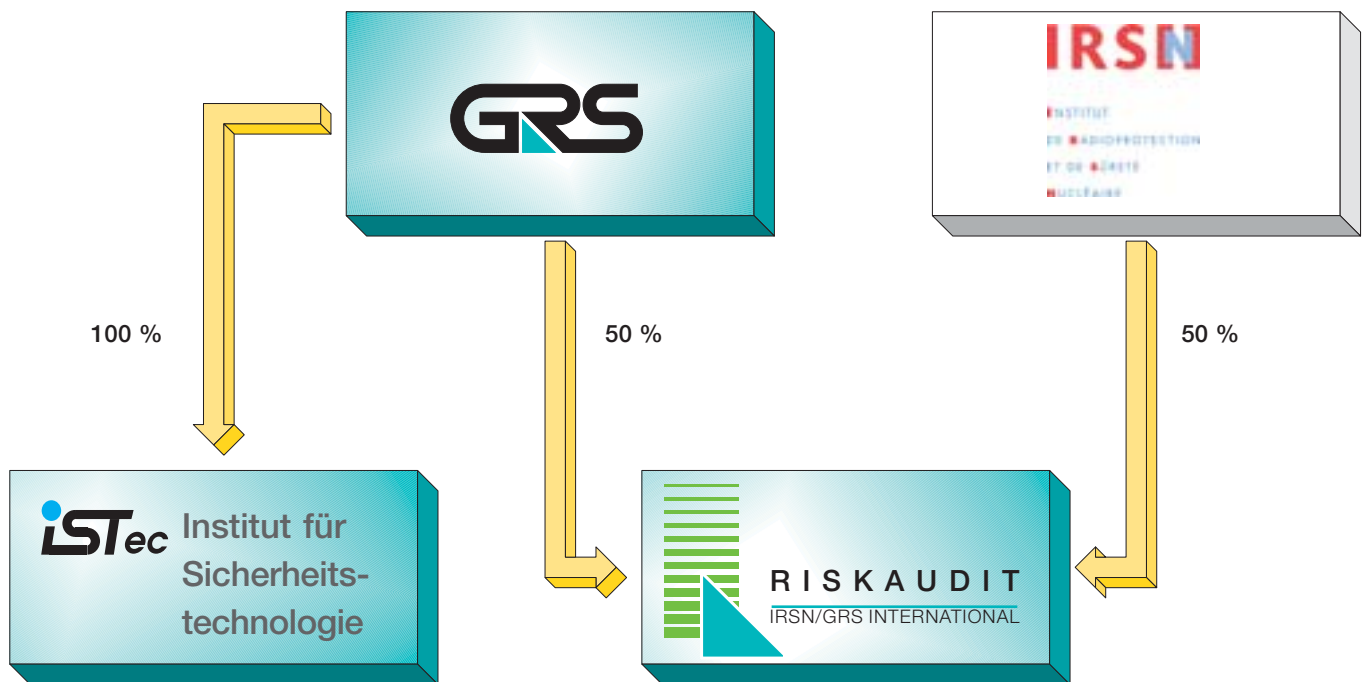
RISKAUDIT

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 (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.

Auftraggeber Customer	Anteile (%) Share (%)		
	2000	2001	2002
BMU	52	51	47
BMBF + BMWi	31	33	34
Sonstige öffentliche Auftraggeber und TÜVe <i>Other public-sector customers and Technical Inspection Organisations (TÜVe)</i>	12	9	9
Ausländische Auftraggeber (u.a. EU) <i>Foreign customers (i.a. EU)</i>	4	5	8
Sonstige Auftraggeber <i>Others</i>	1	2	2

▲ Die erzielten Umsätze des Geschäftsjahres 2002 prozentual im Vergleich zu den Vorjahren
The turnover reached in fiscal year 2002 in percentiles in comparison to previous years



Organisation and Economic Development

Structure

GRS is a scientific non-profit organisation, mainly funded by the Federal Government. It is engaged in research and development in the fields of nuclear safety, waste management and the fuel cycle and issues related to plant safety and the environment. In 2002, the total turnover amounted to 53.6 Mio €.

GRS has about 450 employees, more than 320 of them scientists of the fields physics, mechanical engineering, process engineering, civil engineering, geotechnics, electrical engineering, nuclear engineering, meteorology, chemistry, geochemistry, biology, mathematics and computer science as well as jurisprudence and business economics.

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

The shareholders of GRS are

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

The Executive Bodies are

- the Meeting of Shareholders
- the Supervisory Board
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)

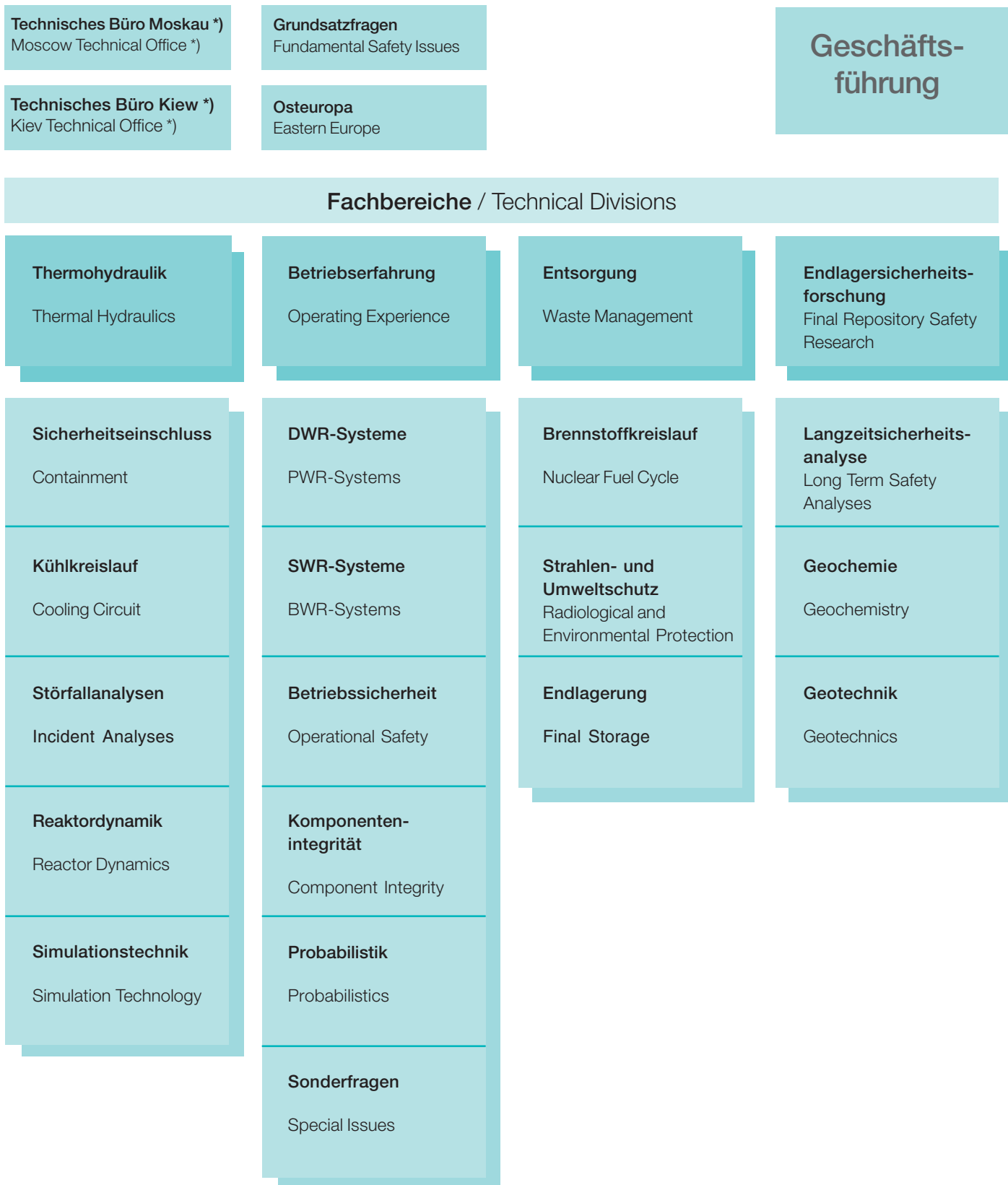
The "Institute for Safety Technology" is a subsidiary of GRS. Its headquarters are in

Garching near Munich. It was founded in 1992 and is engaged in application-oriented research and development in the fields of I&C, diagnosis, information technology and waste material management.

RISKAUDIT 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: Februar 2003)
 GRS Organisation chart (as at: February 2003)

General Management

Technik und Recht
Technology and Law

IT-Management
IT- Management

Zentralbereiche / Central Divisions

Projekte und Internationales
Projects and International Programmes

Verwaltung
Administration

Forschungsbetreuung
Research Management

Projektcontrolling Analysen
Project Controlling Analyses

Finanzen und Controlling
Finances and Controlling

Programme und Anlagen
Programmes and Facilities

Projektcontrolling Forschung
Project Controlling Research

Personal und Recht
Personnel and Legal Matters

Störfälle und Komponenten
Incidents and Components

Internationale Aufgaben
International Programmes

Verwaltungsdienste

Zentralaufgaben

Kommunikation
Communication

Services

Administration

Köln

Garching

Berlin

Braunschweig

*) gemeinsam mit IRSN / RISKAUDIT

*) jointly with IRSN / RISKAUDIT

3

Geschäftsfeld Reaktorsicherheit

Field of Work "Reactor Safety"

Die Sicherheitsbewertung von kerntechnischen Anlagen ist nach dem Stand von Wissenschaft und Technik durchzuführen. Um diese Aufgabe im Rahmen einer fundierten Fachberatung für die Aufsicht und Genehmigung wahrnehmen zu können, sind in der GRS die Reaktorsicherheitsforschung, Kenntnisse der Anlagentechnik und die langjährige Praxis in der Auswertung von Betriebserfahrungen eng verzahnt. Ziel ist es, neue Forschungsergebnisse bei der Beantwortung sicherheitstechnischer Fragen unmittelbar umsetzen und Anforderungen aus der Aufsichts- und Genehmigungspraxis bei der Planung von Forschungs- und Entwicklungsarbeiten einbeziehen zu können.

Forschung und Entwicklung – Grundlage der Sicherheitsbewertung von Reaktoranlagen

Übergeordnetes Ziel der Forschungs- und Entwicklungstätigkeit der GRS ist es, abgesicherte Methoden und Verfahren zur sicherheitstechnischen Bewertung von Leichtwasserreaktoren bereitzustellen. Die Arbeiten umfassen die Entwicklung und Validierung von Rechenprogrammen zur analytischen Simulation von Stör- und Unfällen für den Reaktorkern, den Kühlkreislauf, den Sicherheitseinschluss sowie für die probabilistischen Sicherheitsanalysen zur ganzheitlichen Bestimmung des Risikos von Kernkraftwerken. Die Begleitung und Auswertung von nationalen und internationalen Reaktorsicherheitsexperimenten ist hierbei ein wesentlicher Bestandteil. Die GRS wirkt bei der Spezifikation von Experimentalprogrammen sowie bei ihrer detaillierten Auswertung mit. Die GRS ist dadurch in das internationale Netzwerk für die Reaktorsicherheitsforschung integriert. Die so gewonnenen Ergebnisse liefern die wis-

senschaftliche Basis für die Weiterentwicklung und Anwendung der analytischen Simulationsmodelle.

Nachfolgend sind Schwerpunktthemen dargestellt.

Kernverhalten

Die GRS führte ihre Berechnungen von Benchmarkproblemen und kritischen Anordnungen mit deterministischen Neutronentransportprogrammen fort. Dazu wurde ein zunächst zweidimensionales OECD-Benchmark mit einer 2x2 Schachbrettanordnung von Uran- und MOX-Brennelementen zu einem 3D-Problem mit Steuerstäben in unterschiedlicher axialer Stellung erweitert und mit dem 3D-Neutronentransport-Rechenprogramm TORT berechnet und ausgewertet. Ziel war es, den Einfluss des Uran- bzw. MOX-Brennstoffs auf die Neutronenflussverteilung in Brennelementebereichen mit und ohne Steuerstäben im Detail zu bestimmen. Die Ergebnisse bestätigen, dass Uran- und MOX-Brennelemente mit gleicher Genauigkeit berechnet werden können. Diese Berechnungen ergänzen die Untersuchungen zu den kritischen Anordnungen KRITZ-2 und VENUS-2.

Im Rahmen des OECD/NRC-Benchmarkproblems für gekoppelte Rechenprogramme setzte die GRS ihre Berechnungen zur SWR-Turbinenschnellschluss-Transiente in Peach Bottom 1 mit dem gekoppelten Rechenprogrammsystem ATHLET-QUABOX/CUBBOX fort. Für die Analyse der Anlagentransiente liegen bereits Messwerte vor. Ergänzend hierzu wurden Fälle mit zusätzlichen Ausfällen postuliert, sodass auch ein Fall ohne Abschaltung durch die Steuerstäbe (ATWS) zu berechnen war. Auf einem internationalen Workshop diskutierten GRS-Wissenschaftler ihre Rechenergeb-

nisse für diese hypothetischen Fälle mit internationalen Fachleuten. Dabei zeigte sich, dass die Ergebnisse von ATHLET-QUABOX/CUBBOX einen wesentlichen Beitrag zur Validierung des Rechenprogramms in einem erweiterten Parameterbereich liefern.

Berücksichtigung des Brennelementabbrandes

Für ein qualifiziertes Rechenverfahren zur Bestimmung der Nuklidinventare und der Kritikalitätskenngrößen von abgebranntem Kernbrennstoff muss der Brennelementabbrand berücksichtigt werden. Die GRS beteiligt sich an internationalen Benchmarks im Rahmen der OECD/NEA. Die bei den Benchmark-Rechnungen erzielten Ergebnisse zeigen, dass bedeutende Fortschritte bei der Berechnung von Nuklidinventaren unter möglichst genauer Nachbildung der geometrischen Verhältnisse und der Bestrahlungsgeschichte der Brennelemente erzielt werden konnten.

Brennstabverhalten

Bei langer Standzeit der Brennstäbe im Reaktor kann das Hüllrohr-Material mehr Wasserstoff aufnehmen. Bisher wurde die Wirkung einer solchen Beladung auf das Kriech- und Berst-Verhalten in Programmen zur Bestimmung der Brennstab-Schadensgrenze nicht berücksichtigt. Um dieses Verhalten von korrodierten Brennstab-Hüllrohren unter den Randbedingungen eines Kühlmittelverluststörfalles zu beschreiben, führte die GRS im Rechenprogramm TESP-ROD zusätzliche Modelle ein. Ausgehend von Veröffentlichungen über das Material M5 konnten für alle relevanten Hüllrohr-Materialien Modellansätze abgeleitet und implementiert werden. Die zum Hüll-

rohr-Material M5 veröffentlichten Dehn-/Berst-Tests, die teilweise auch unter Wasserstoff-Einlagerungen durchgeführt wurden, können mit den in TESP-ROD implementierten Modellen in guter Übereinstimmung nachgerechnet werden. Es zeigt sich, dass die Standzeit mit der Wasserstoff-Belastung verkürzt wird.

Stör- und Unfallabläufe im Kühlkreislauf

Das Programmsystem ATHLET/ATHLET-CD ermöglicht die Simulation von Transienten, Störfällen und Unfällen. Es wird kontinuierlich weiterentwickelt.

Schwerpunkt der ATHLET-Validierung war die Nachrechnung eines Integralexperiments im PKL-Versuchsstand mit ATHLET Mod 1.2D. Das Experiment behandelt ein kleines Primärleck mit Anlaufen des Naturumlaufs nach Auffüllen des Primärkreislaufs durch symmetrische Einspeisung in die heißen und kalten Stränge der vier Kreisläufe sowie mit sekundärseitigem Abfahren. Das Experiment liefert einen wichtigen Beitrag zur Lösung der Deborierungsproblematik. Der Vergleich der gerechneten und der experimentellen Ergebnisse zeigt, dass, ausgehend vom Reflux-Condenser-Betrieb, der gesamte Störfallablauf mit der Druckabsenkung durch sekundärseitiges Abfahren, der Wiederauffüllphase sowie das Anlaufen des Naturumlaufs simuliert werden kann. Hinsichtlich der globalen Größen Druck und Kühlmittelinventar konnte zwischen Rechnung und Experiment eine gute Übereinstimmung erzielt werden.

Bei der Modellentwicklung zur Kernzerstörung in ATHLET-CD konnte die GRS ihre Arbeiten zur dynamischen Einbindung des Partikelbett-Modells in den Programmablauf, der Optimierung des Modells zur Schmelzverlagerung und der Oxidation von Steuerstäben mit Borkarbid abschließen. Eine neue Programmversion mit der entsprechenden Dokumentation wurde zur weiteren Programmvalidierung erstellt, um mit dieser aktuellen Version unter anderem den Unfallablauf im Reaktor TMI-2 während der ersten vier Stunden nachzurechnen. Der berechnete Druckverlauf und der Gemischspiegel im Druckhalter stimmen gut mit den

Unfallaufzeichnungen überein. Auch die Wasserstoffproduktion vor und der Quenchvorgang nach dem Neustart einer Kühlmittelpumpe können gut wiedergegeben werden. Die Rechnung zeigt jedoch keine wesentliche Wasserstoffproduktion während des Quenchens, da in den Kernbereichen mit hoher Temperatur die Hüllrohre bereits vorher nahezu vollständig oxidiert waren.

Quantifizierung der Aussagesicherheit

Die Aussagesicherheit von Rechenergebnissen muss quantifiziert werden können. Dazu rechnete die GRS für einen deutschen Referenzreaktor bei einem angenommenen großen Bruch einer kaltseitigen Hauptkühlmittelleitung die entsprechenden Szenarien durch. Das Programmpaket SUSA (System für Unsicherheits- und Sensitivitäts-Analysen) ermöglichte, die Bandbreite der thermohydraulischen ATHLET-Rechnungen zu ermitteln. Die thermohydraulischen Ergebnisse des Kernbereichs sind Grundlage, um den Schadensumfang der Brennstäbe während des Störfalls zu bestimmen. Das resultierende Konzept zur thermohydraulischen Analyse erlaubt es nun, eine Klassifizierung von Brennstäben nach Abbrand und Leistung bei der Kern-Darstellung in Parallel-Kanälen zu entwickeln.

Stör- und Unfallablaufanalyse im Sicherheitseinschluss

Für die weitere Validierung des Rechenprogramms COCOSYS zur Beschreibung der im Sicherheitseinschluss ablaufenden Vorgänge während eines Stör- oder Unfalls rechnete die GRS Experimente zur Jodchemie, zur Thermohydraulik und das Integralexperiment PHEBUS-FPT1 im Rahmen mehrerer Internationaler Standardprobleme nach. Darüber hinaus begleitete die GRS analytisch die ThAI-Experimente zum Jodverhalten und zur Thermohydraulik. Dadurch konnte die Beschreibung von Adsorption und Desorptionsverhalten von Jod an Stahloberflächen verbessert werden. Weiterhin ist es gelungen, drei HDR-Experimente mit einem einheitlichen Datensatz erfolgreich nachzurechnen.

Gemeinsam mit IRSN wird das Integral-Rechenprogramm ASTEC zur Simulation des Gesamtablaufs schwerer Störfälle im Reaktorkühlkreislauf und Sicherheitsbehälter entwickelt. Im Mittelpunkt der Aktivitäten standen die ersten Anwendungen der neuen ASTEC-Version V1 im Rahmen des EVITA-Projektes, das – teilweise finanziert aus Mitteln des 5. EU-Forschungs-Rahmenprogramms – unter GRS-Leitung eine breit angelegte internationale Validierung verfolgt und in dem erste Störfallsequenzen gerechnet werden.

Komponentenverhalten und Strukturzuverlässigkeit

In diesem Schwerpunktbereich setzte die GRS die Entwicklung des probabilistischen Analysewerkzeuges PROST (Probabilistische Strukturberechnung) zur Bestimmung der Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten von Rohrleitungen fort. Diese Modellentwicklung ergänzt den Anwendungsbereich bezüglich der Rohrleitungsgeometrie und der Belastungsannahmen, die in dem verfügbaren amerikanischen Programm PRAISE (Piping Reliability Analysis Including Seismic Events) lediglich auf gerade Rohre unter Axialzugkraft plus Innendruck eingeschränkt sind. Qualifizierungsschritte für die entwickelten Programmbestandteile wurden an Anwendungsbeispielen im Rahmen internationaler Vergleichsanalysen durchgeführt. Dabei wird die Leistungsfähigkeit der in verschiedenen europäischen Organisationen eingesetzten Modelle zur Bestimmung der Strukturzuverlässigkeit von Rohrleitungen verglichen. Diese Modelle werden insbesondere zur Entwicklung risikobasierter oder -orientierter („risk-informed“) Inspektionskonzepte benötigt. Erste Auswertungen zeigen, dass die Ergebnisse des entwickelten Analysewerkzeuges gut mit denen der anderen Teilnehmer übereinstimmen.

Methodenentwicklung zur probabilistischen Sicherheitsanalyse

Zur Entwicklung eines CREW-Modells, das die Eingriffe der Bedienmannschaft eines Kernkraftwerks im Rahmen einer dynamischen PSA berücksichtigen soll, wurde im ersten Entwicklungsschritt ein Modell mit

nur einem Operateur erstellt. Als dynamisches System diente ein hypothetisches Modellsystem für Untersuchungszwecke. Damit wurde eine beispielhafte dynamische Zuverlässigkeitsanalyse unter Berücksichtigung der Wechselwirkungen zwischen menschlichen Eingriffen und dynamischem Prozessablauf erfolgreich durchgeführt. Es konnte gezeigt werden, durch welche Strategieentscheidungen und in welchen Handlungssituationen der dynamische Prozess in kritische Zustände eintritt. Die Weiterentwicklung des CREW-Modells hat zum Ziel, den kognitiven Prozess sowie menschliche Eingriffe in Abhängigkeit von Prozessanzeigen, Systemanzeigen und äußeren Einflussfaktoren sowie vom mentalen Zustand der Bedienmannschaft und ihrer Kommunikation zu simulieren.

Maßnahmen im Zusammenhang mit der Terrorismusbekämpfung

Die GRS schloss die Entwicklung von Methoden für die Ermittlung der Auswirkungen gezielter Angriffe von außen auf kerntechnische Einrichtungen und mögliche Maßnahmen zur Schadensbegrenzung ab. Hierzu wurden Simulationsmodelle erarbeitet oder weiterentwickelt. Durch ihre Vernetzung entstand erstmals ein Werkzeug zur integralen Verwundbarkeitsanalyse, mit dem die Auswirkungen verschiedener gezielter Einwirkungen auf kerntechnische Einrichtungen insgesamt ermittelt werden können. Dabei sind auch Angaben über die Freisetzung radioaktiver Stoffe innerhalb der Anlage und nach außen möglich. Tests der Teilmodelle und der vernetzten Modellkette wurden an realitätsnahen Anlagenstrukturen, Systemen und Standortgegebenheiten durchgeführt. Anlagenspezifische Untersuchungen waren nicht vorgesehen. Bei der Bereitstellung, Entwicklung und Erprobung der Simulationsmodelle werden – soweit möglich – die jeweiligen Anwendungsgrenzen aufgezeigt. Experimentelle Untersuchungen zu Teilaspekten hatten zum Ziel, einzelne Modellansätze zu validieren bzw. erste Informationen zu bestehenden Kenntnislücken zu liefern. Ergänzt wurden diese durch neue Konzepte zur Erweiterung des anlageninternen Notfallschutzes und durch Untersuchungen zur Sicherheit von Informa-

tionssystemen. Diese Arbeiten tragen zur Kompetenzerhaltung auf den angesprochenen Arbeitsgebieten bei. In Anbetracht der Komplexität der Arbeitsgebiete bleiben in Teilbereichen Unsicherheiten und Wissenslücken bestehen. Aus internationalen Fachdiskussionen ergaben sich keine Hinweise, die Anlass gegeben haben, die Arbeitsplanung abzuändern. Insbesondere von amerikanischer, französischer, finnischer und schweizerischer Seite besteht großes Interesse an vertiefenden Untersuchungen zu bestimmten fachlichen Themen und weiterführenden Diskussionen.

Wissenschaftlich-Technische Zusammenarbeit mit Russland sowie Mittel- und Osteuropäischen Ländern (MOEL)

Die GRS verstärkte ihre Zusammenarbeit mit Russland bei der Programmentwicklung. Schwerpunkte waren der dreitägige

Erfahrungsaustausch in Moskau zwischen den ATHLET- und KORSAR-Entwicklerteams zu Fragen der Modellentwicklung, der Programmvalidierung und der Unsicherheitsanalyse sowie die Erweiterung des GRS-Programmsystems KENOREST zur Abbrand- und Reaktivitätsberechnung von hexagonalen WWER-Brennelementen.

Im Januar 2003 unterzeichnete die GRS eine Vereinbarung mit dem Kurtschatow-Institut zur gemeinsamen Entwicklung des thermohydraulischen und neutronenkinetischen Programmsystems ATHLET/BIPR-WWER. Mit diesem Rechenprogramm, das für beide Partner verfügbar sein soll, wird eine neue Qualität in der Zusammenarbeit erreicht.

An dem GRS-MOEL-Workshop „ATHLET-Validierung und Unsicherheitsanalyse“ nahmen Experten aus Tschechien, der Slowakischen Republik und Bulgarien teil. Es wurden konkrete Empfehlungen für die weitere Programmanwendung erarbeitet.

Field of Work “Reactor Safety”

Safety assessments of nuclear installations have to be performed in line with the state of the art in science and technology. At GRS, we are closely linking reactor safety research, knowledge in system engineering, and long-standing experience in the evaluation of operating experience in order to be able to perform such assessments to provide sound technical advice to licensing and supervisory authorities. The aim is to consider the latest research result in the solution to current safety-related problems and to take requirements derived from licensing and supervision experience into account in the planning of research and development activities.

Research and development – the basis of safety assessments of reactor plants

The general aim of research and development at GRS is to provide reliable methods and procedures for the safety-related assessment of light water reactors. The work comprises the development and validation of computer codes for the analytical simulation of incidents and accidents concerning the reactor core, the reactor coolant system and the containment as well as for probabilistic safety analyses that are carried out for the integral

determination of the risk of nuclear power plants. The monitoring and evaluation of national and international reactor safety experiments is an essential part of these activities. GRS is involved in the specification of experiment programmes as well as in their detailed evaluation, thereby forming part of the international reactor safety research network. The results obtained in this context provide the scientific basis for the further development and application of analytical simulation models.

Some key topic areas are outlined in the following.

Core behaviour

At GRS we have continued calculating benchmark problems and critical assemblies with the help of deterministic neutron transport codes. For this purpose, an initially two-dimensional OECD benchmark with a 2x2 chessboard configuration of uranium and MOX fuel elements was transformed into a 3D problem with control rods in variable axial position and calculated and assessed with the 3D neutron transport code TORT. The aim was to determine in detail the influence of the uranium and the MOX fuel on the neutron flux distribution in fuel element areas with and without control rods. The results confirmed that uranium and MOX fuel elements can be calculated with the same accuracy. These calculations supplement the investigations relating to the critical assemblies KRITZ-2 and VENUS-2.

Within the framework of the OECD/NRC benchmark problem for coupled computer codes, GRS continued its calculations relating to the BWR turbine trip transient at Peach Bottom 1 with the coupled ATHLET-QUABOX/CUBBOX code system. Measured values are already available for the analysis of the transient. Furthermore, cases involving additional failures were postulated, so that one case of an anticipated transient without scram (ATWS) also had to be calculated. GRS experts discussed their calculation results for these hypothetical cases with experts from other countries at an international workshop. It was found that the results obtained with ATHLET-QUABOX/CUBBOX provided a major contribution to the validation of the code in an extended parameter range.

Consideration of fuel element burn-up

To arrive at a qualified calculation procedure for the determination of the nuclide inventories and criticality parameters of spent nuclear fuel, the aspect of fuel element burn-up has to be considered. Here, GRS is participating in international OECD/NEA benchmarks. The results obtained from the benchmark calculations show that considerable progress has been made in the calculation of nuclide inventories by

modelling as accurately as possible the geometric conditions and the irradiation history of the fuel elements.

Fuel rod behaviour

During long dwell times in the reactor, the fuel rod cladding material may absorb more hydrogen. So far, the effect of such a loading on the creep and burst behaviour has not been considered in computer codes for the determination of the fuel rod damage limit. GRS has introduced additional models in the TESP-ROD code to describe this behaviour of corroded fuel rod cladding tubes under the boundary conditions of a loss-of-coolant accident. On the basis of information published on the material M5 it was possible to derive and implement model approaches for all relevant cladding materials. The results of the strain/burst tests published for the cladding material M5, which were partly also carried out with absorbed hydrogen, can be recalculated well with models implemented in TESP-ROD, showing good agreement with the experiment results. It was shown that hydrogen loading reduces dwell times.

Incident and accident analysis in the reactor coolant system

The ATHLET/ATHLET-CD code system allows the simulation of transients, incidents and accidents. It undergoes constant development.

The main focus of ATHLET validation was on the re-calculation of an integral experiment on the RCL test stand, using ATHLET Mod 1.2D. The experiment concerned a small primary leak with beginning natural recirculation following primary system make-up by means of symmetrical feeding into the hot and cold legs of the four loops as well as with secondary-side cooldown. The experiment provides an important contribution to the solution of the deboration problem. The comparison of the calculated and the measured experimental results shows that starting from reflux condenser mode, the entire accident sequence including pressure reduction by secondary-side cooldown, the make-up phase and the start

of natural recirculation can be simulated. As regards the global parameters pressure and coolant inventory, good agreement of calculation and experiment was achieved.

In connection with the development of the core destruction model in ATHLET-CD, we were able to bring our work on the dynamic inclusion of the particle bed model in the code sequence, the optimisation of the melt relocation model on the oxidation of control rods with boron carbide to a conclusion. A new code version with the corresponding documentation was prepared for further code validation with the aim to re-calculate with this updated version the first four hours of the TMI-2 accident sequence. The calculated pressure distribution and the mixture level in the pressuriser are in good agreement with the accident records. Hydrogen generation before and the quenching process after the restart of a coolant recirculation pump are also simulated well. However, the calculation shows no significant hydrogen generation during quenching since the cladding tubes in the areas of the core where high temperatures prevail had already almost fully oxidised.

Quantification of validity

It has to be possible to quantify the validity of calculation results. For this purpose, GRS experts are calculating the corresponding scenarios for a German reference reactor with an assumed large break in the cold leg of the reactor coolant line. The SUSANA (System for Uncertainty and Sensitivity Analyses) code package allowed the determination of the scope of the thermohydraulic ATHLET calculations. The thermohydraulic results relating to the area of the core form the basis for the determination of the extent of fuel rod damage during the accident. The concept that ensues for thermohydraulic analyses now allows the development of a classification of fuel rods by burn-up and performance in the representation of the core in parallel channels.

Incident and accident analyses in the containment

To further validate the COCOSYS code system for the description of the processes

going on in the containment during an incident or accident, our experts have re-calculated experiments on iodine chemistry and on thermal hydraulics as well as the PHEBUS-FPT1 integral experiment as part of several International Standard Problems. They furthermore monitored and analysed the ThAI experiments on iodine behaviour and on thermal hydraulics. This way it was possible to improve the description of the adsorption and desorption behaviour of iodine on steel surfaces. In addition, three SSR experiments were successfully re-calculated with the same data set.

Together with IRSN, the integral ASTEC code is being developed for the simulation of the entire severe accident sequence in the reactor coolant system and the containment. At the centre of the activities were the first application of the new ASTEC version V1 in connection with the EVITA project which – partly financed from funds provided by the 5th EU Research Framework Programme – aims at a broadly based international validation of the code under GRS leadership and in which first accident sequences have been calculated.

Component behaviour and reliability of structures

In this area, GRS has been continuing the development of the probabilistic analytical tool PROST (Probabilistic structural calculation) for the determination of probabilities of pipe leaks and breaks. This model development supplements the scope of application with regard to piping geometry and load assumptions, which in the current version of the US-American PRAISE (Piping Reliability Analysis Including Seismic Events) code are merely restricted to straight pipes under axial tension plus internal pressure. The developed components of the code were qualified step by step by means of examples of application within the framework of international comparative analyses. These are carried out to compare the performance of the models used by different European organisations to determine the structural reliability of pipes. These models are needed in particular for the development of risk-based or risk-oriented (“risk-informed”) inspection concepts. Initial evaluations have shown that the results achieved with the

newly-developed analytical tool agree well with those of the other participants.

Development of methods for probabilistic safety analyses

For the development of a CREW model that is to consider actions by the operating personnel of a nuclear power plant as part of a dynamic PSA, the first development stage comprised the creation of a model featuring only one operator. A hypothetical model system was used as a dynamic system for study purposes. With the help of this system, an exemplary dynamic reliability analysis was carried out successfully which also considered the interaction of human actions and the dynamic process sequence. It could be shown which strategic decisions and which situations involving operator actions led to the dynamic process entering into critical states. The aim of the further development of the CREW model is to simulate the cognitive process as well as human actions in dependence of process signals, system signals and external influencing factors as well as of the mental state of the operating personnel and their communication amongst each other.

Measures in connection with the fight against terror

GRS experts have finished the development of methods for the determination of the effects of deliberate attacks on nuclear installations from outside and for the derivation of possible measures for damage limitation. This involved the creation of new simulation models or the further development of existing ones. By linking up these different models, a tool was created for the first time that can be used for an integral vulnerability analysis, allowing the general determination of the combined effects of various different deliberate impacts on nuclear installations. Also, it is possible to obtain information about the assumed release of radioactive materials both inside and outside the plant. The submodels as well as the integrated model chain were tested on realistic plant structures, systems and site conditions. Plant-specific investigations were not intended. Wherever possible, the application restrictions of the simulation models were

indicated upon their provision, development and trial. The aim of the experimental investigation of partial aspects was to validate individual model approaches and to provide initial information about existing knowledge gaps. These investigations were supplemented by new concepts to expand accident management and by analyses of the safety of information systems. These activities contributed to competence maintenance in the fields of work mentioned above. In view of the complexity of the areas of work, uncertainties and knowledge gaps partly remain in some areas. International discussions at expert level have yielded no indications that would give cause to change the planned work. Especially the USA, France, Finland and Switzerland are strongly interested in investigating and discussing certain technical aspects in depth.

Scientific and technical co-operation with Russia and Central and East-European countries (CEEC)

GRS increased its co-operation with Russia in the area of code development. Among the major activities were the three-day meeting in Moscow, where teams of ATHLET and KORSAR developers exchanged experiences relating to the issues of model development, code validation and uncertainty analysis, as well as the extension of the GRS-developed KENOREST code system for the calculation of the burn-up and reactivity of hexagonal VVER fuel elements.

In January 2003, GRS signed an agreement with the Kurchatov Institute on the joint development of the thermohydraulics and neutron kinetics code system ATHLET/BIPR-VVER. With this code – which will be available to both partners – a new quality of co-operation will be achieved.

The GRS-CEEC workshop “ATHLET validation and uncertainty analysis” was attended by experts from the Czech and Slovak Republics and from Bulgaria. Concrete recommendations were made for future code application.

H. Glaeser, V. Teschendorff

Neutronenfluenz in der Reaktordruckbehälterwand – Ein Vergleich zwischen französischen und deutschen Vorgehensweisen und Strategien in DWR

Während die im Kern befindlichen Neutronen an der Kettenreaktion beteiligt sein können, sind die Neutronen, die aus dem Kern freigesetzt werden, grundsätzlich für die Erzeugung von Energie verloren. Diese „Neutronenleckage“ stellt einen Verlust der Brennstoffeffizienz dar und führt zu Neutronenversprödung in der Wand des Reaktordruckbehälters (RDB). Letzteres wirft sicherheitstechnische Fragen auf, muss genau überwacht werden und macht gegebenenfalls Maßnahmen zur Begrenzung der Auswirkungen erforderlich. Es gibt verschiedene Strategien im Umgang mit diesen beiden unerwünschten Effekten: Die Neutronenleckage kann durch spezielle Kernbeladungsmuster reduziert werden, während die Fluenz in der RDB-Wand auch durch einen größeren Wasserspalt um den Kern verringert werden kann. Aufgrund unterschiedlicher Randbedingungen sind verschiedene Ansätze möglich.

gen möglich sind. Im Hinblick auf den RDB kann diese Beanspruchung ein Thermochock durch die Einspeisung von kaltem Wasser sein.

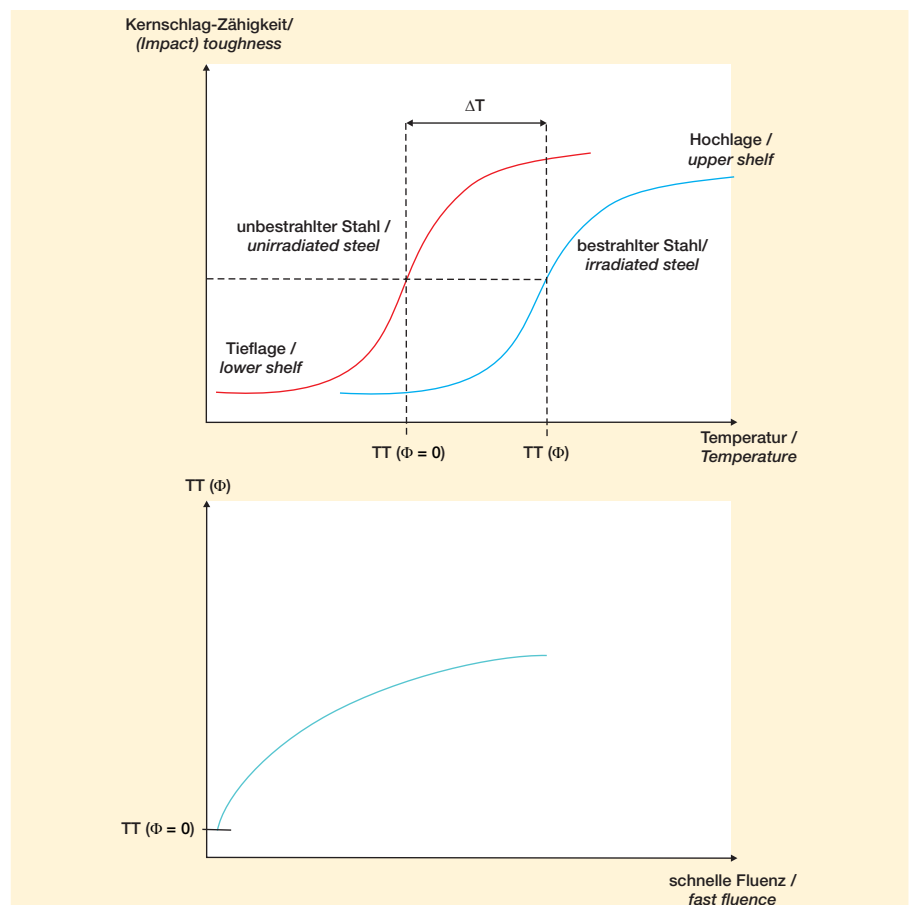
Typische Werte für die Übergangstemperatur der kernnahen Materialien von in den 1960er Jahren gefertigten RDB liegen bei ca. 0°C im unbestrahlten Zustand; die durch Bestrahlung verursachte Verschiebung der Übergangstemperatur kann bei einigen dieser Behälter im Bereich von 150°C liegen. Aufgrund von Forschungsergebnissen und dem technologischen Fortschritt sind beide Werte gesunken: für neuere Behälter ist die Übergangstemperatur meist geringer

Definition von Fluss, Flussdichte und Fluenz

Der Neutronenfluss in (n/s) gibt die Anzahl der Neutronen (n) an, die einen bestimmten Bereich pro Zeiteinheit passieren. Die Neutronenflussdichte in (n/(cm² s)) ist der Fluss pro Flächeneinheit und Neutronenfluenz in (n/cm²) ist die Anzahl von Neutronen, die sich während einer bestimmten Bestrahlungszeit innerhalb einer Flächeneinheit akkumulieren. Zur Bestimmung der Fluenz in der RDB-Wand werden in westlichen Ländern üblicherweise nur Neutronen mit einer Energie $E > 1$ MeV gezählt.

Neutronenversprödung

Der Begriff Neutronenversprödung beschreibt den Effekt von Neutronenbestrahlung auf die mechanischen Eigenschaften von Metallen: Verhärten bei gleichzeitigem Verlust an Verformbarkeit und Zähigkeit. Die nebenstehende Abbildung zeigt den „spröde-duktil-Übergang“, der durch eine Übergangstemperatur (Transition Temperature – TT) gekennzeichnet wird. Dieser Übergang ist typisch für alle ferritischen Stähle, d. h. auch für die RDB-Wand. In dieser Abbildung bedeutet Neutronenversprödung einen Anstieg der Übergangskurve zu höheren Temperaturen und gegebenenfalls eine Abnahme ihrer Hochlage. Sie verdeutlicht, dass in Stahl bei Temperaturen deutlich unter der Übergangstemperatur schnell verlaufende Sprödbrüche mit geringem Energieverbrauch bei hohen Beanspruchun-



▲ Oben: Darstellung eines typischen spröde-duktil-Übergangs bei einem ferritischen Stahl, Definition der Übergangstemperatur TT und ihre Verschiebung aufgrund von Neutronenbestrahlung in einem Diagramm „Kerbschlagzähigkeit gegen Temperatur“. Unten: Typischer Verlauf der spröde-duktil Übergangstemperatur (TT) als Funktion der Fluenz schneller Neutronen in einem Druckbehälterstahl.

Top: Illustration of the typical brittle ductile transition of a ferritic steel, definition of the transition temperature TT and its shift due to neutron irradiation in a diagram “impact toughness versus temperature”. Bottom: Typical trend of the brittle ductile transition temperature (TT) versus fast neutron fluence in a pressure vessel steel.

als -20°C , in einigen Fällen sogar kleiner -40°C . Typische Werte für die Verschiebung sind Temperaturen kleiner 100°C oder sogar kleiner 50°C für „saubere“ Stähle mit „optimierter“ Materialzusammensetzung.

Bestimmung der Fluenz in der RDB-Wand

Die Verteilung der Neutronenflussdichte innerhalb des RDB wird prinzipiell mit verschiedenen Programmen berechnet. Die Berechnung wird mit experimentellen Ergebnissen von an einigen Stellen im RDB angebrachten Dosimetern verglichen und validiert. Da es keine direkte Methode für die Zählung von Neutronen oder die Messung ihrer kinetischen Energie gibt, müssen indirekte Verfahren angewandt werden. Dosimeter enthalten eine gewisse Menge eines Isotops, das durch Wechselwirkung mit Neutronen aktiviert wird. Somit kann dessen Radioaktivität nach einer bestimmten Bestrahlungszeit gemessen werden.

Überwachung der Neutronenversprödung des RDB

Für die meisten RDB in westlichen Ländern existieren individuelle Überwachungsprogramme einschließlich Bestrahlungsproben, die aus Original- oder „repräsentativem“ Material bestehen und innerhalb des Behälters nahe der Wand bestrahlt werden. Diese Bestrahlungsproben erreichen eine Neutronenflussdichte, die höher ist als die Flussdichte am Behälter selbst. So akkumulieren die Bestrahlungsproben die gleiche Fluenz und den gleichen Versprödungszustand zu einem früheren Zeitpunkt als die RDB-Wand. Solch ein Programm umfasst mehrere Sätze von Bestrahlungsproben. Davon wird jeweils einer während einer Stillstandszeit eines Kraftwerks entfernt, wenn die festgelegten Fluenzwerte erreicht sind. Die Sätze enthalten in der Regel neben Proben für mechanische Tests zu Festigkeit und Zähigkeit noch Dosimeter. Alles zusammen wird zum Schutz gegen Korrosion in Probenbehältern eingekapselt. In den meisten Fällen sind diese Behälter an der Außenseite des Kernbehälters oder thermischen Abschirmung befestigt.

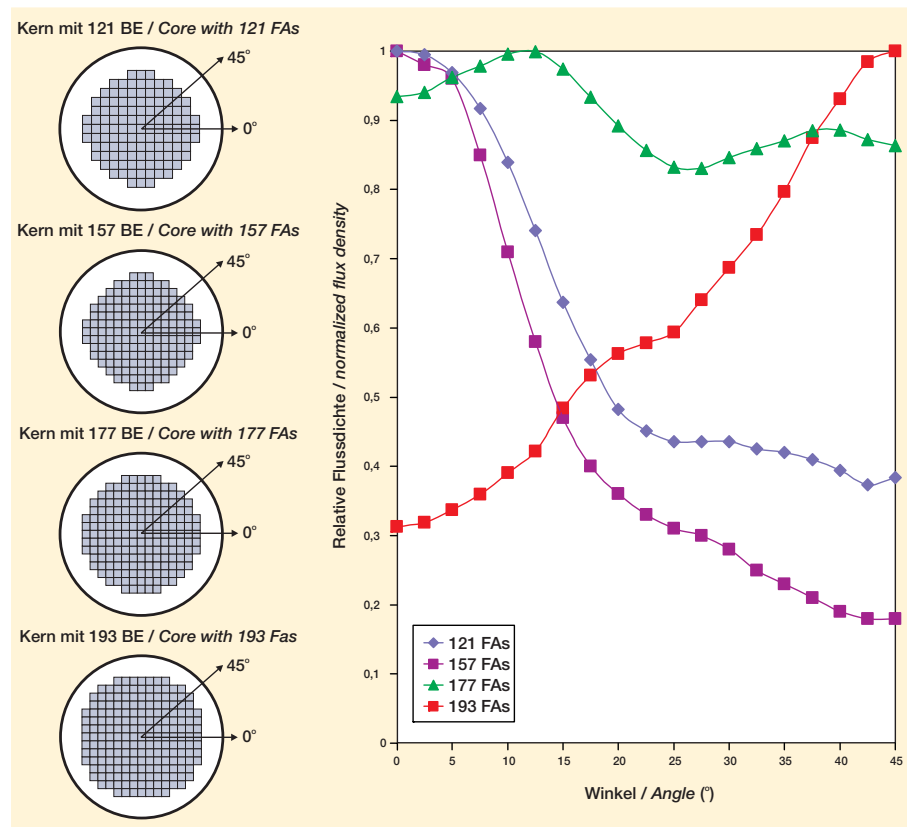
Einfluss der Behälter- und Kerngeometrie auf die Flussdichte

Kerngeometrien und deren Neutronenflussverteilungen

Die ideale Kerngeometrie zur Minimierung von Neutronenleckagen wäre eine Kugel. Alle Leichtwasserreaktoren in den westlichen Ländern haben jedoch einen nahezu zylindrischen Kern, der sich aus einer vertikalen Anordnung stabförmiger Brennelemente (BE) zusammensetzt. Die Länge dieser BE beträgt 3 bis 4,50 m und sie besitzen quadratische Querschnitte mit 20 bis 23 cm Seitenlänge. Mit zunehmender Größe und Leistung der Reaktoren wurden die Länge der BE und ihre Anzahl

schrittweise von 121 auf 157, 177, 193 und 205 vergrößert.

Bei den meisten Druckwasser-Reaktoren (DWR) ist zwischen dem Kern und der RDB-Wand ungefähr ein halber Meter Wasser und Stahl (Kernumfassung, Kernbehälter und gegebenenfalls thermischer Schild) zur Absorption von Neutronen vorhanden. Dadurch wird der allgemeine Wert der Neutronenflussdichte des Kerns um ca. drei Größenordnungen verringert. Da die Kerngeometrie nicht ganz rund ist, variiert der Abstand zwischen Kern und RDB-Wand. Dies führt zu Maxima und Minima der azimuthalen Verteilung der Neutronenflussdichte in der RDB-Wand, wie in der Abbildung für Standard-Beladeschemata dargestellt.



▲ Horizontale Querschnitte durch verschieden große Kerne von DWR und deren normierte azimuthale Flussdichteverteilungen (Näherungswerte für „Außenbeladung“; aus Gründen der Symmetrie nur für einen Oktanten). Die Kreise um die Kerne besitzen zur besseren Vergleichbarkeit der Kerngrößen alle den gleichen Durchmesser und stellen nicht den RDB dar.

Horizontal sections of different core sizes of PWRs and their normalized azimuthal flux density distributions (approximate values for “out-in” core loading schemes; only one octant is shown for symmetry reasons). The circles around the cores all have the same diameter for better comparability of the core sizes, they do not represent the RPV.

RDB-Neutronenfluenzwerte für französische und deutsche DWR

Die maximale Neutronenfluenz in der RDB-Wand nach einer Betriebszeit von 40 Jahren beträgt für die französischen 900- und 1300-MW_{el}-Anlagen ca. 7 bzw. 4 bis $5 \cdot 10^{19}$ n/cm². Dieser Wert wurde für die neuesten 1500-MW_{el}-Anlagen der N4-Baureihe leicht reduziert.

In Deutschland wurde entschieden, die Neutronenfluenz in der RDB-Wand auf 10^{19} n/cm² zu begrenzen (RSK-Leitlinien für DWR von 1974). Zur Beachtung dieses oberen Grenzwerts wurde der Durchmesser aller RDB der großen DWR in Deutschland vergrößert, um einen größeren Wasserspalt zu schaffen. Eine Vergrößerung des Wasserspaltes um 20 bis 25 cm reduziert die Neutronenfluenz auf einen Auslegungswert von nicht mehr als $0,5 \cdot 10^{19}$ n/cm². Seinerzeit erforderte der größere RDB-Durchmesser deutliche Fortschritte in den Stahlherstellungs- und Schmiedetechnologien, um die riesigen Schmiederinge in hoher Qualität anzufertigen.

Einfluss der Kernbeladung auf die Neutronenflussdichte

Einige grundsätzliche Abhängigkeiten

Mit einigen Fakten können die Unterschiede zwischen den Beladeschemata bereits quantitativ erklärt werden:

- Neutronen innerhalb des Kerns haben eine freie Weglänge in der Größenordnung einer BE-Weite. Somit stammt der größte Teil der Neutronenleckage von den am äußeren Rand des Kerns befindlichen BE.
- Die Neutronenemissionsrate eines BE oder eines Brennstabs ist proportional zur abgegebenen Leistung, d. h. in einer bestimmten Umgebung nimmt die Emissionsrate von frischen Brennelementen mit der ²³⁵U-Anreicherung zu und mit steigendem Abbrand ab.
- Aufgrund des größeren Volumen/Oberfläche-Verhältnisses treten bei große-

ren Kernen relativ kleinere Neutronenleckagen auf. Somit kann bei etwas geringerer Anfangsanreicherung ein Kritischwerden eintreten und bei gleicher Anfangsanreicherung ein höherer Abbrand und eine längere Zyklusdauer des Kerns erreicht werden. Außerdem ist eine größere Flexibilität hinsichtlich der Kernbeladung gegeben.

„Kernaußen-“ und „Kerninnenbeladung“

Bei Standard- oder „Kernaußenbeladung“ werden frische BE am äußeren Rand des Kerns positioniert. Diese Konfiguration führt zu einer größtmöglichen Neutronenleckage, bei der mehr als 80% aus den frischen BE am äußeren Rand stammt. An den Stellen mit den höchsten Fluenzen in der RDB-Wand können bis zu rund 40% der Neutronen von einem einzigen BE mit dem geringsten Abstand zur Wand stammen.

Im Gegensatz dazu entsprechen Reaktorkerne mit geringer Neutronenleckage (low leakage cores – LLC) einer „Kerninnenbeladung“: frische BE werden im Innern des Kerns positioniert, während BE, die bereits einen oder mehrere Betriebszyklen durchlaufen haben, im äußeren Kernbereich positioniert werden (s. S. 22 und 26). Diese Beladeschemata verringern Neutronenleckagen um bis zu 50 %. Aus diesem Grunde scheint ein Wechsel zu einem LLC-Beladeschema ein Gewinn in zweifacher Hinsicht zu sein: Neutronenversprödung wird begrenzt und Brennstoff gespart. LLC-Beladestrategien sind bereits vor 10 bis 20 Jahren in vielen Anlagen eingeführt worden. Es gibt jedoch auch Einschränkungen, die beachtet werden müssen, die hauptsächlich die Leistungsüberhöhungen im Kern betreffen.

Beim Standard-Beladeschema erreichen die meisten der im äußeren Kernbereich befindlichen BE ca. 60 bis 80% der durchschnittlichen Leistung im Kern, da sie nicht vollständig von anderen BE umschlossen sind. Das BE mit der höchsten Leistung im Kern, das als „Heißkanal“ bezeichnet wird, kann mehr als 120% erreichen. Diese horizontalen Leistungsgradienten werden durch die LLC-Anordnung verstärkt. Aufgrund des hohen Abbrands der BE im äu-

ßeren Kernbereich kann die Leistung auf nur 30% sinken. Dieses wird durch die höhere Leistung der in der Mitte des Kerns befindlichen BE kompensiert. Der Heißkanal kann eine Leistung von 140 bis 150% erreichen.

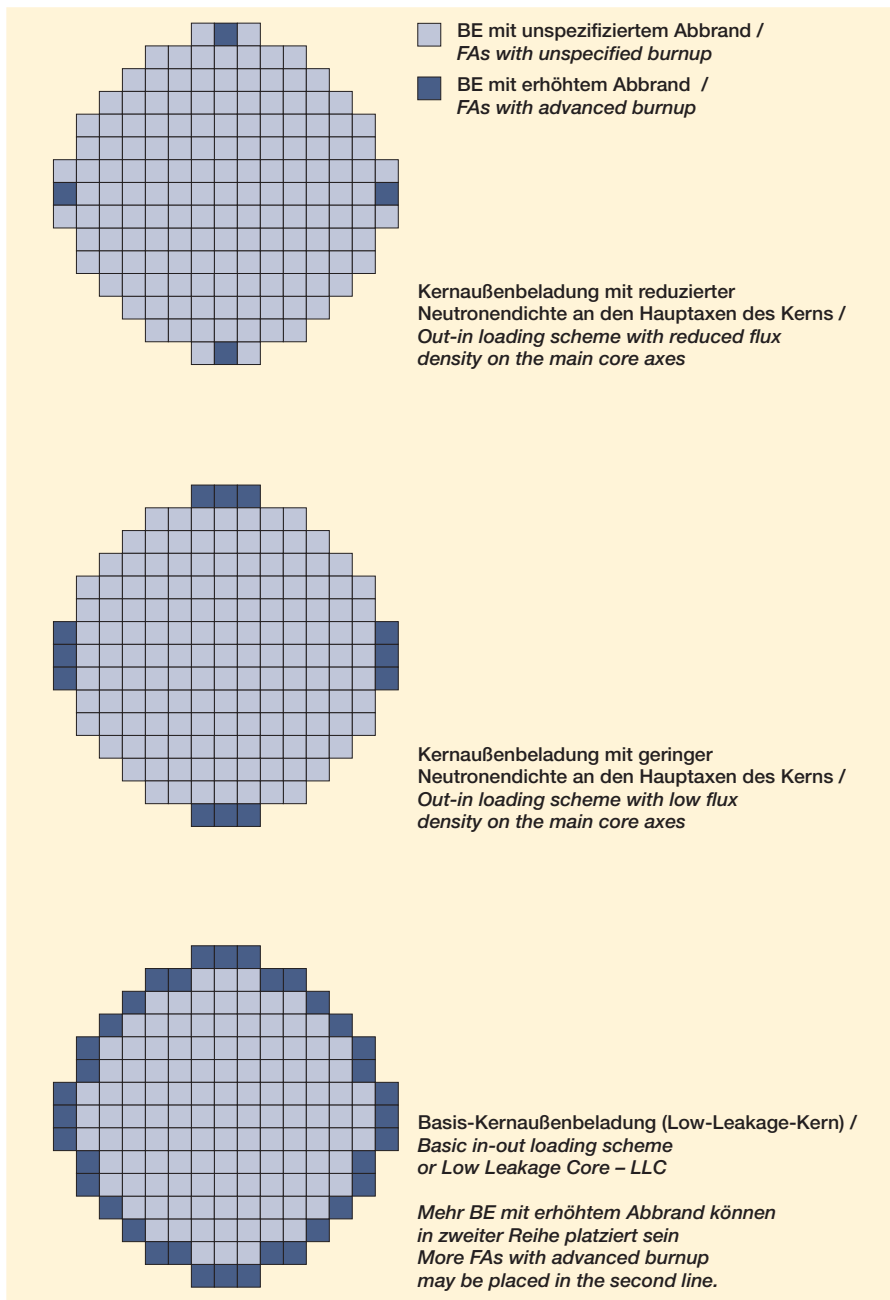
Die Erhöhung der zulässigen Maximalleistung eines BE wurde teilweise durch einige technologische Entwicklungen in der Vergangenheit ermöglicht: z. B. Optimierung der Kühlmittelvermischung in den BE, dünnere Brennstäbe und somit höhere Anzahl pro BE, Erhöhung des Kühlmitteldurchsatzes durch den Kern, On-line-Überwachung der dreidimensionalen Leistungsverteilung im Kern. Zudem haben „Best-estimate“-Modelle zu „realistischeren“ Ergebnissen und weitgehend weniger konservativen Definitionen der Sicherheitsreserven auf der Grundlage von Statistiken geführt.

Reduzierung der Neutronenfluenz zur Begrenzung der RDB-Versprödung

Anlagen, bei denen die Begrenzung der Neutronen-Versprödung ein primäres Ziel ist, können BE mit erhöhtem Abbrand im äußeren Kernbereich nahe den Stellen mit den höchsten Fluenzen in der RDB-Wand positionieren, um die Neutronenflussdichte an diesen Stellen zu reduzieren. Dieses Beladeschema unterscheidet sich somit von der Kerninnenbeladung, wie beispielhaft auf den Seiten 22 und 26 für Kerne mit 157 und 193 BE gezeigt.

Der Trend zu höherer Anreicherung und Entladeabbrand

In den 1970er Jahren begannen die meisten DWR mit jährlichen Zyklen, Kernaußenbeladung und relativ niedriger Anreicherung im Bereich von 3 bis 3,5%. Rund 1/3 der BE im Kern musste jeweils nach einem Betriebszyklus ausgetauscht werden. Der durchschnittliche Entladeabbrand der BE betrug ca. 25 MWd/kg U. Zunehmende Entsorgungskosten gaben den Anreiz, die Anzahl der bei jedem Zyklus auszutauschenden BE zu reduzieren. Zu diesem Zwecke wurde der Abbrand durch eine höhere Anreicherung der frischen BE erhöht. Diese bringen mehr Reaktivität in den Kern ein und können länger im Einsatz bleiben. Somit



▲ Positionierung von Brennelementen (BE) mit erhöhtem Abbrand im äußeren Kernbereich mit 157 BE bei unterschiedlichen Beladeschemata. Die höchsten Neutronenflussdichten für die Standard-Kernaußenbeladung befinden sich auf den Hauptachsen (0° und symmetrische Positionen).

Placement of fuel assemblies (FAs) with advanced burnup at the periphery of a core with 157 FAs in different loading schemes. The maxima of the neutron flux density for standard "out-in" loading are on the main axes (0° and symmetrical positions).

müssen weniger BE pro Betriebszyklus ausgetauscht werden. Wird das Kernaußen-Beladeschema beibehalten und frische BE mit höherer Anreicherung in der Randzone des Kerns positioniert, wird auch die Neutronenflussdichte in der RDB-Wand erheblich erhöht.

Zur Begrenzung der Überschussreaktivität bei Einsatz von frischen BE mit relativ hoher Anreicherung können abbrennbare Reaktorgifte eingesetzt werden. Dieses sind Elemente mit großen „Einfang-Querschnitten“ für Neutronen, die in die Brennstoffmatrix eingebettet werden. Sie werden durch

Absorption in andere „gutartige“ Atomkerne umgewandelt und damit während dieses Prozesses aufgebraucht oder „verbrannt“. Das am häufigsten eingesetzte Element ist Gadolinium.

Einsatz von MOX-Brennstoff

MOX-Brennstoff enthält meist ein Gemisch aus verschiedenen Plutoniumisotopen aus der Wiederaufbereitung von abgebrannten BE, die in einer Matrix von UO_2 (nicht angereichert oder sogar abgereichert) eingebettet sind. Dieser MOX-Brennstoff setzt mehr Neutronen pro Kernspaltung frei als UO_2 -Brennstoff. Dieses muss gegebenenfalls im Hinblick auf die Neutronenfluenz in der RDB-Wand berücksichtigt werden, wenn MOX-BE im äußeren Kernbereich positioniert werden.

Vergleich von Strategien und Vorgehensweisen in Frankreich und Deutschland

Kernbeladestrategien

Situation in Deutschland

In Deutschland gab es bis 2003 noch 13 in Betrieb befindliche DWR, wovon drei Anlagen jeweils eine Kerngröße mit 121, 157 und 177 BE besitzen. Bei allen großen DWR mit 1200 bis 1400 MW_{el} wird der Reaktorkern mit 193 BE bestückt. Für die Anlagen gibt es grundsätzlich keine gemeinsame Beladestrategie, da sie von verschiedenen Betreibern betrieben werden. Die technischen, wirtschaftlichen und regulatorischen Randbedingungen sind dennoch sehr ähnlich (z. B. besonders hohe Kosten für Behandlung, Wiederaufbereitung und Entsorgung von BE unabhängig vom Abbrand, kein konkret festgelegter Grenzwert für den Abbrand, überwiegend Grundlastbetrieb der Anlagen, On-line-Überwachung der Leistungsverteilung im Kern). Unter diesen Bedingungen haben die meisten Anlagenbetreiber in Deutschland aus wirtschaftlichen Gründen LLC-Beladestrategien eingeführt. Es gibt jedoch selbst für eine einzelne Anlage kein „Standard“-Beladeschema. Beladeschema und Anzahl der auszutauschenden BE kann von Zyklus zu Zyklus geändert werden (s. S. 27). Gegenüber einem

„Kernaußen-Beladeschema“ beträgt die Brennstoffersparnis ca. 3 bis 5 BE pro Betriebszyklus und die Reduzierung der Neutronenflussdichte ca. 50%. Die Anreicherung beträgt derzeit rund 3,5% bis 4,4% ^{235}U , wobei die maximale Anreicherung von 4,4% erst vor kurzem in einigen Anlagen eingeführt wurde. Der durchschnittliche Entladeabbrand erreichte ca. 50 bis 55 MWd/kg. Gelegentlich wird der Kern mit frischen BE unterschiedlicher Anreicherung bestückt, wobei einige Gadolinium als brennbares Reaktorgift enthalten.

Für die ältesten Anlagen in Deutschland, bei denen die Fluenzen in der RDB-Wand ursprünglich hoch waren, ist die Situation anders. Bei all diesen Anlagen wurde zunächst die LLC-Strategie zur Begrenzung der Neutronenversprödung angewandt. Später wurden bei zwei Anlagen so genannte Dummy-Elemente mit Stahlstäben an Stelle von Brennstäben am Ende der Hauptachsen eingesetzt. Bei einer Anlage wurden sogar Dummy-Elemente in der Randzone rund um den Kern eingesetzt. Dies trug dazu bei, die maximale Neutronenflussdichte in der RDB-Wand auf weniger als 10% des ursprünglichen Wertes zu reduzieren.

Situation in Frankreich

Im Vergleich zu Deutschland ist die Situation deutlich anders: Es gibt einen Betreiber für eine große Baureihe nahezu identischer 900- und 1300-MW_{el}-Anlagen und vier Blöcke der N4-Baureihe. Da zwei Drittel des Stroms aus Atomkraft erzeugt werden, arbeiten die meisten Anlagen im Lastfolgebetrieb. Für jeden Anlagentyp existieren genau festgelegte Beladeschemata, die jedoch mehrfach modifiziert wurden, um den Einsatz von MOX-Brennstoff zu ermöglichen, zur Erhöhung der Anreicherung und schließlich zur Begrenzung der Fluenz in der RDB-Wand.

● 900 MW_{el}-Anlagen

Im Jahr 1987 wurde die Anreicherung von 3,25 auf 3,7% ^{235}U erhöht, die Beladung des Kerns mit frischen BE von 1/3 auf 1/4 reduziert und der Abbrand von 33 auf 43 MWd/kg U erhöht. Die höhere Reaktivität der frischen BE in der Randzone des Kerns erhöhte die Fluenz in der RDB-Wand um ca.

10%. Seit 1992 wurde die Neutronenflussdichte in zwei Schritten durch das Einsetzen von bestrahlten BE an den Enden der Hauptachsen reduziert. Dies führte zur Reduzierung der Neutronenflussdichte an den Stellen mit den höchsten Fluenzen in der RDB-Wand, und zwar um rund 20% für die in Abbildung auf Seite 22 (oben) und rund 40% für die in Abbildung auf Seite 22 (mitte) dargestellte Konfiguration.

Im Jahr 1987 begann auch der Einsatz von MOX-Brennstoff aus der Wiederaufbereitung für die meisten Anlagen dieser Baureihe. Mit einer Anreicherung des MOX-Brennstoffes, die 3,25% ^{235}U entspricht, sind diese BE drei Jahreszyklen im Einsatz. Der Anteil der MOX-Brennelemente wird immer auf höchstens 30% der Kernbeladung begrenzt. Die MOX-BE wurden in der zweiten Reihe neben dem Kernrand positioniert, wo deren Einfluss auf die Fluenz in der RDB-Wand unerheblich ist.

In Jahr 2001 wurde die Anreicherung für die sechs ältesten Anlagen, der so genannten CP0-Baureihe, in denen immer noch ausschließlich UO_2 eingesetzt wurde, weiter erhöht auf 4,2% ^{235}U . Die Erhöhung des Abbrandziels auf 45 MWd/kg U ist nur geringfügig, jedoch ermöglicht die höhere Anreicherung dieser BE längere Betriebszyklen von 16 bis 18 Monaten. Mehr als die Hälfte der frischen BE enthält einige Brennstäbe mit Gadolinium um den Großteil der überschüssigen Reaktivität, die am Anfang längerer Brennstoffzyklen benötigt wird, zu absorbieren. Die angewandte Kernbeladestrategie sieht vor, drei BE des zweiten und dritten Zyklus an den Enden der Hauptachsen einzusetzen (s. S. 22). Die vorausberechnete Reduzierung der Neutronenflussdichte an den Stellen mit den höchsten Fluenzen in der RDB-Wand beträgt rund 40% im Vergleich zum Referenzwert.

● 1300 MW_{el}-Anlagen

Bei diesen 20 Anlagen wurde begonnen wie bei den 900-MW_{el}-Anlagen: Kernaußenbeladung, Zyklen von einem Jahr, Austausch von 1/3 der BE durch frische, durchschnittlicher Entlade-Zielabbrand 33 MWd/kg U. Aufgrund ihrer größeren Reaktorkerne betrug die erforderliche Anreicherung nur 3,1% statt 3,25%.

Im Jahr 1996 wurde die Anreicherung auf 4% erhöht, wodurch Abbrände von 45 MWd/kg U und eine Verlängerung des Zyklus auf 18 erreicht werden konnten. Die berechnete Auswirkung auf die Fluenz in der RDB-Wand bei einem Kernaußen-Beladeschema war ein Anstieg von 10% an den Stellen mit den höchsten Fluenzen in der RDB-Wand. Zwei bestrahlte BE wurden jedoch am Ende der Diagonalen positioniert, wodurch die Neutronenflussdichte um ca. 30% reduziert wurde (s. S. 26). Mehr als die Hälfte der frischen BE enthält einige Brennstäbe mit Gadolinium.

Bestimmung der Fluenz in der RDB-Wand und Überwachung der Neutronenversprödung

Situation in Deutschland

Neutronenphysikalische Berechnungen werden mit in den USA entwickelten kommerziellen Rechenprogrammen durchgeführt. Dabei wird auf Datenbanken mit kerntechnischen Daten des Anlagenherstellers Siemens zurückgegriffen. Die standardmäßigen Transportberechnungen werden mit DORT durchgeführt, einem grundsätzlich zweidimensionalen Rechenprogramm. Zur Darstellung dreidimensionaler Verteilungen werden „Faltungen“ durchgeführt. Dieses ist ein häufig angewandtes Verfahren, das gute Ergebnisse für die Verteilung der Neutronenflussdichte in der Nähe der Mittelebene des Kerns liefert, wo die axialen Gradienten klein sind. Hier ist die Neutronenflussdichte am größten und hier befinden sich auch die Bestrahlungsproben.

Im Allgemeinen werden bei den älteren Reaktoren mit hoher Fluenz vier oder mehr Sätze von Proben eingesetzt, während die standardmäßigen Überwachungsprogramme für Anlagen mit niedriger Fluenz nur zwei Sätze umfassen, die gezogen werden, wenn sie etwa 50 bzw. 100% der Nachweisfluenz erreicht haben. Die Standardkapseln enthalten ^{54}Fe und ^{93}Nb als Dosimetermaterialien. Praktisch alle Sätze von Bestrahlungsproben des Standardprogramms sind mittlerweile gezogen worden. Mit Ausnahme der zwei ältesten DWR wurde eine niedrige Versprödung mit vorausberechneter maxima-

ler Übergangstemperatur von unter 40°C am Ende der vorgesehenen Betriebszeit bestätigt.

Situation in Frankreich

Im Auftrag des Betreibers EDF hat die französische Forschungsorganisation CEA eigene Quellcodes sowie das dreidimensionale Transportrechenprogramm TRIPOLI, das auf der Monte-Carlo-Methode basiert, entwickelt. Dieses ermöglicht grundsätzlich die Entwicklung von Modellen mit größerer Genauigkeit. Präzisere Referenzrechnungen werden mit TRIPOLI für jeden Reaktortyp und jedes Standard-Beladeschema durchgeführt. EDF hat ein vereinfachtes, jedoch schnelles eindimensionales Rechenprogramm mit dem Namen EFLUVE zur Fluenzberechnung für jeden einzelnen Zyklus jeder Anlage entwickelt.

Während acht Sätze von Bestrahlungsproben in den sechs ältesten Reaktoren der CP0-Baureihe eingesetzt wurden, umfasst das Standardprogramm für die jüngeren Anlagen vier Sätze plus zwei in Reserve. Die vier Sätze sollen gezogen werden, wenn sie etwa 25, 50, 75 bzw. 100% der Nachweisfluenz erreicht haben. Jede enthält nicht weniger als acht oder neun verschiedene Dosimetermaterialien, von denen zwei spaltbar sind.

Ursprünglichen Berechnungen mithilfe einer empirischen Formel zufolge sollten die Höchstwerte der Übergangstemperatur für die ältesten 900-MW_{el}-Reaktoren gerade noch unter 100°C bleiben. Mittlerweile sind die Bestrahlungsproben der gesamten 900-MW_{el}-Baureihe getestet worden und zeigen Höchstwerte für die Übergangstemperatur im Bereich von 60°C. Diese Reduzierung im Vergleich zu den ersten Vorausberechnungen ist auf die günstigen Ergebnisse des Überwachungsprogramms und die Maßnahmen zur Reduzierung der Fluenz zurückzuführen. Dieser moderate Versprödungsgrad zeigt auch den Nutzen durch den „späten Start“ der großen französischen DWR-Programme, in denen wesentliche Fortschritte hinsichtlich Forschung und Stahlherstellungsverfahren in den 1960er und 1970er Jahren berücksichtigt werden konnten.

Schlussfolgerungen

Im Hinblick auf die RDB-Versprödung wurden in Frankreich und Deutschland zwei verschiedene Ansätze verfolgt:

Französische Anlagen entsprechen weitestgehend dem Westinghouse-Reaktortyp mit einem relativ hohen Fluenzniveau und einem umfangreichen RDB-Überwachungsprogramm. Dieses wurde durch die Entwicklung von fortgeschrittenen Methoden zur Berechnung der Neutronenfluenz begleitet. Die große Anzahl baugleicher Anlagen hat dazu beigetragen, die Aufwendungen pro Anlage zu begrenzen und die statistische Basis der Ergebnisse zu verbessern. Im Gegensatz dazu ist in Deutschland mit Ausnahme von drei Anlagen bei allen Anlagen die Neutronenfluenz in der RDB-Wand durch die Auslegung auf solch ein geringes Niveau reduziert worden, dass die Überwachungsprogramme auf ein Minimum begrenzt werden konnten, um lediglich sicher zu stellen, dass die Auslegungswerte für die Neutronenversprödung nicht überschritten werden. Für die Fluenzberechnungen werden handelsübliche Rechenprogramme angewandt, die der internationalen Praxis entsprechen. Für die ältesten Anlagen sind besondere Maßnahmen ergriffen worden zur Reduzierung des Neutronenflusses auf den RDB, zur Reduzierung von Unsicherheiten und schließlich zur Verminderung von Beanspruchungen des RDB bei Störfällen.

Im Hinblick auf die Brennstoffstrategien folgen die Betreiber in beiden Ländern dem

allgemeinen Trend zu höherer Anreicherung und zu höherem Abbrand sowie dem Einsatz von einigen BE mit Gadolinium als ab-brennbarem Reaktorgift. In vielen Anlagen werden bis zu 30% MOX-BE weitestgehend so eingesetzt, dass diese nur einen geringen Einfluss auf die Fluenz in der RDB-Wand haben.

Dennoch gibt es auch einige Unterschiede in den Kernbeladestrategien der beiden Länder. Während EDF Standard-Beladeschemata für jede Baureihe festgelegt hat, existiert dergleichen weder für deutsche Anlagen allgemein, noch für die einzelne Anlage. Während bei den meisten deutschen Anlagen Beladestrategien mit geringer Neutronenleckage zur Erhöhung der Brennstoffeffizienz angewandt werden, sind für französische Anlagen grundsätzlich immer noch Kernaußen-Beladeschemata üblich. Es werden jedoch BE des zweiten oder dritten Zyklus in der Nähe der Stellen mit den höchsten Fluenzen in der RDB-Wand zur Reduzierung der Neutronenversprödung eingesetzt. Bei Anreicherungsgraden $\geq 4\%$ nutzt EDF den größeren Überschuss an Reaktivität zur Verlängerung der Brennstoffzyklen auf bis zu 18 Monate und zur Reduzierung der Stillstandszeiten ihrer CP0- und 1300-MW_{el}-Anlagen, während bei den meisten Anlagen in Deutschland an den Jahreszyklen festgehalten wird und die BE einfach über mehr Zyklen eingesetzt werden.

Neutron Fluence at the Reactor Pressure Vessel Wall – A Comparison of French and German Procedures and Strategies in PWRs

While the neutrons within the core may take part in the chain reaction, those neutrons emitted from the core are basically lost for the energy production. This “neutron leakage” represents a loss of fuel efficiency and causes neutron embrittlement of the reactor pressure vessel (RPV) wall. The latter raises safety concerns, needs to be monitored closely and may necessitate mitigating measures. There are different strategies to deal with these two undesirable effects: The neutron leakage may be reduced by tailored core loading patterns, while the vessel fluence level may also be reduced by a larger water gap around the core. Due to different boundary conditions different approaches may be taken.

Definition of Flux, Flux Density and Fluence

Neutron flux in (n/s) defines the number of neutrons (n) passing a predefined area per unit of time, neutron flux density in (n/(cm² s)) is flux per unit area, and neutron fluence in (n/cm²) is the number of neutrons accumulated during an irradiation period within a unit area. For the determination of fluence at the vessel wall, conventionally only those neutrons with an energy $E > 1$ MeV are counted in Western countries.

Neutron Embrittlement

Neutron embrittlement describes the effect of neutron irradiation on the mechanical properties of metals: hardening accompanied by a loss of ductility and toughness. The figure on p. 19 visualizes the “brittle-ductile transition”, indicated by the “Transition Temperature” TT, which is typical for all ferritic steels, i.e. also for the RPV wall. In this picture, neutron embrittlement means a shift of the transition curve to higher temperatures and eventually a lowering of its upper shelf. It illustrates that fast, brittle fracture of steel with low energy consumption is possible under severe loading at temperatures well below TT. For the RPV this loading may be a pressurized thermal shock due to cold water injection.

Typical values for the TT of the beltline materials of RPVs produced in the 60ies are around 0°C in the unirradiated state and the irradiation induced shift of TT may be in the range of 150°C for some of these vessels. Due to research findings and technological progress both values decreased: for vessels of recent production TT is mostly lower than -20°C, sometimes even < -40°C and typical values for the shift are <100°C, or even < 50°C for “clean” steels of “optimized” composition.

Determination of Vessel Fluence

In principal the neutron flux density distribution within the RPV is calculated with different codes. This is compared and validated by experimental results from

dosimeters placed at some points within the vessel. Since there is no direct method to count neutrons or to measure their kinetic energy, indirect measures have to be used. Dosimeters contain some amount of an isotope, which is activated by interaction with neutrons, so its radioactivity after a defined irradiation period can be measured.

Surveillance of Neutron Embrittlement of the Vessel

The majority of the vessels in Western countries has an individual irradiation surveillance programme, including specimens made from the original or “representative” materials which are irradiated within the vessel close to its wall. These specimens receive a neutron flux density which is higher than the flux density at the vessel wall itself. So the specimens accumulate the same fluence and the same state of embrittlement earlier than the RPV wall. Several sets of different specimens are included in such a programme. These sets are withdrawn during plant outages, when predefined fluence levels have been reached. The sets are usually composed of specimens for mechanical tests of strength and toughness of the material as well as dosimeters, all together encapsulated for corrosion protection. In most cases these capsules are attached at the outside of the core barrel or thermal shield.

The Influence of Vessel and Core Geometry on Flux Density

Core Geometries and the Resulting Flux Distribution

The ideal geometry of the core to minimize neutron leakage would be a sphere. However, all Western light water reactors have nearly cylindrical cores, comprised of a vertical arrangement of bar shaped fuel assemblies (FAs). These FAs are 3 to 4.50 m in length and have square cross sections of 20 to 23 cm side length. To increase the power output the length of the FAs and

their number have been increased stepwise: from 121 to 157, 177, 193 and 205.

In most PWRs there is roughly half a meter of water and steel (core baffle, core barrel and eventually thermal shield) between the core and the vessel wall which act as absorbers of neutrons. They decrease the general level of neutron flux density from the core by about three orders of magnitude. Since the shape of the core geometry is not perfectly round, the distance between core and vessel wall varies causing maxima and minima of the azimuthal distribution of the flux density at the vessel wall as illustrated for standard loading patterns.

RPVs Fluence Levels of French and German PWRs

The maximum fluence at the vessel wall after 40 years of operation for the French 900 and 1300 MW_{el} plants is about 7 and 4 to 5 • 10¹⁹ n/cm² respectively. This level has been reduced slightly for the latest 1500 MW_{el} units of the N4 type.

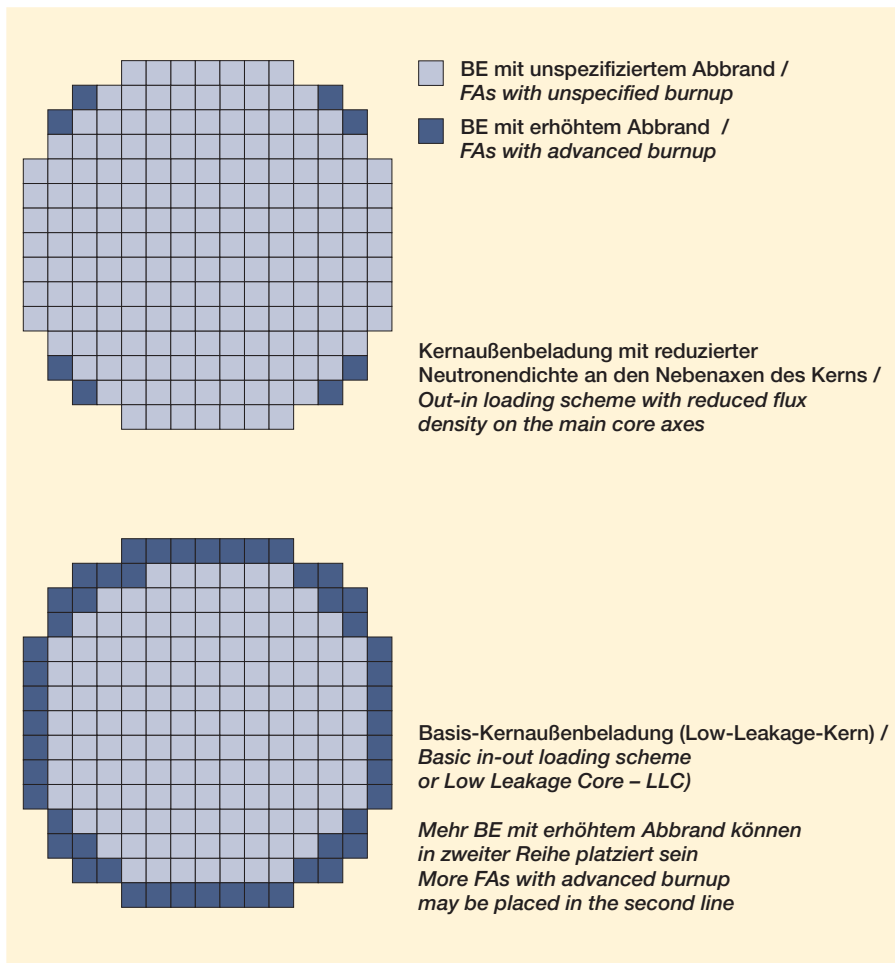
In Germany a decision has been taken to limit neutron fluence at the vessel wall to 10¹⁹ n/cm² (RSK Guidelines for PWRs in 1974). To respect this upper limit, all the RPVs of the large PWRs in Germany were made larger in diameter to allow for a wider water gap. Additional 20 to 25 cm of water reduce the fluence to a design level as low as 0.5 • 10¹⁹ n/cm². However, at that time the larger diameter of the RPV required major improvements in steel making and forging technology for the huge forging rings of high quality.

The Influence of Core Loading on Flux Density

Some Basic Trends

A few facts can already explain qualitatively the differences between the loading patterns:

- Neutrons within the core have a free path length of the order of the width of a FA. So a major part of the neutron leakage comes from the peripheral FA.



▲ Positionierung von Brennelementen (BE) mit erhöhtem Abbrand im äußeren Kernbereich mit 193 BE bei unterschiedlichen Beladeschemata. Die höchsten Neutronenflussdichten für Standard-Kernaußenbeladung befinden sich auf den Nebenachsen (45° und symmetrische Positionen).

Placement of fuel assemblies (FAs) with advanced burnup at the periphery of a core with 193 FAs in different loading schemes. The maxima of the neutron flux density for standard "out-in" loading are on the minor axes (45° and symmetrical positions).

- The neutron emission rate of a FA or a fuel pin is proportional to its power output, i.e. in a given environment the neutron emission rate increases with ^{235}U enrichment of the fresh fuel and decreases with increasing burnup.
- Due to their larger volume to surface ratio larger cores suffer relatively smaller neutron leakage. Therefore they can become critical at a somewhat lower initial enrichment of the fuel and they can reach higher burnup and longer cycles for the same initial enrichment. Besides they offer more flexibility for the core loading.

“Out-in” and “in-out” Core Loading Patterns

In standard or “out-in” loading patterns fresh FAs are placed at the periphery of the core. This configuration produces maximum neutron leakage with more than 80% of this neutron leakage stemming from the fresh peripheral FAs. At the hot spots of the vessel wall, up to about 40% of the neutrons may come from the one single FA closest to it.

In contrast to this, low leakage cores (LLC) correspond to “in-out” patterns: fresh FAs are placed inside the core, while those FAs placed at the periphery have already under-

gone one or more cycles of operation (s. p. 26 and 27). These loading schemes decrease neutron leakage up to 50%. Therefore changing to a LLC pattern looks like a “win-win” situation: It mitigates irradiation embrittlement and saves fuel. LLC core loading strategies have been adopted at many plants already 10 to 20 years ago. However, there are restrictions to be observed, mainly concerning power peaking in the core.

In the standard loading scheme most peripheral FAs reach about 60 to 80% of the mean power level in the core, because they are not fully embedded within other FAs. The FA with the maximum power in the core, called the “hot channel”, may produce more than 120%. These horizontal power gradients are amplified by LLC patterns: Due to the high burnup of the peripheral FAs their power level might become as low as 30%. This is compensated by higher power of the central FAs. The hot channel might reach 140 to 150%.

The increase of the allowed maximum power of a FA has partially been possible due to some technological developments in the past: e.g. an optimization of coolant mixing within the FAs, thinner and hence more numerous fuel rods per FA, an increase of the coolant flow rate through the core, on-line monitoring of the three-dimensional power distribution in the core. Besides, best estimate modelling led to in a “more realistic” results and mostly less conservative definition of the safety margins based on statistics.

Fluence Reduction to mitigate Vessel Embrittlement

Plants which primarily aim at the mitigation of vessel embrittlement may just place FAs with an advanced burnup at the periphery of the core close to the hot spots of vessel fluence to reduce the flux density at these spots. Thus the resulting approach is different from the “in-out” loading pattern, see examples for cores with 157 and 193 FAs (s. p. 26 and 27).

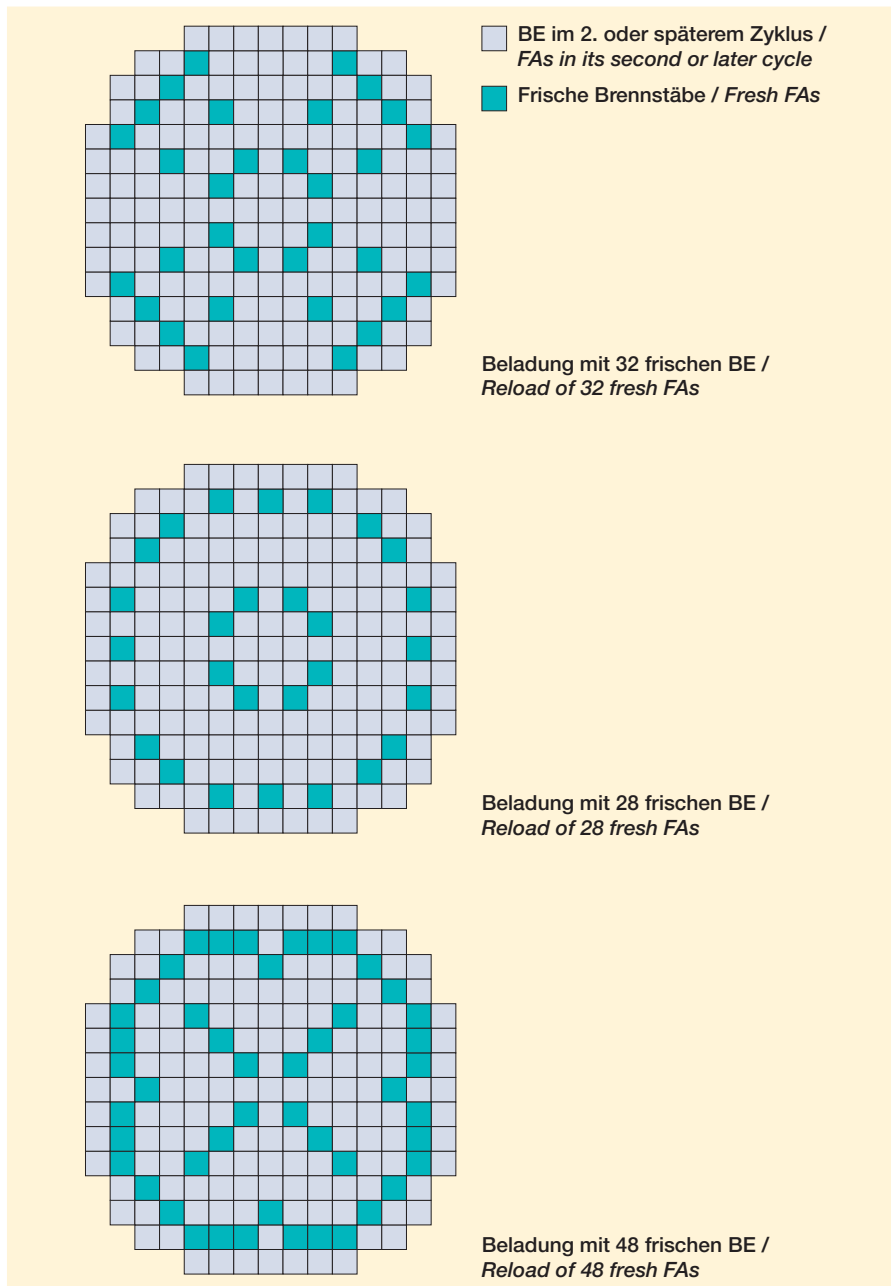
The Trend towards higher Enrichment and Discharge Burnup

In the seventies most PWRs started with annual cycles, “out-in” loading schemes and rather low enrichment in the range of 3 to 3.5%. About $\frac{1}{3}$ of the FAs in the core had

to be replaced each cycle. The average discharge burnup of FAs was around 25 MWd/kg U. Increasing costs of the back end of the fuel cycle were incentive to reduce the number of FAs to be replaced each cycle. For this purpose burnup has been increased by raising the enrichment

level of the fresh FAs. These add more reactivity to the core and can operate more cycles. Thus less replacement FAs are needed per cycle. If the “out-in” core loading pattern is maintained and fresh FAs are placed at the edge of the core a higher enrichment will also induce a significantly higher neutron flux density at the vessel wall.

To limit the surplus reactivity of fresh FAs with relatively high enrichment, burnable reactivity poisons may be used. These are elements with high “cross sections” for neutrons, included within the fuel matrix. They are transformed into other “benign” nuclei by the absorption, thereby being used up or “burnt”. The most common element is gadolinium.



▲ Beispiele für die Positionierung von frischen Brennelementen (BE) bei „fortgeschrittenen“ Beladeschemata für einen Kern mit 193 BE. Die Anzahl der auszutauschenden BE kann von Zyklus zu Zyklus variieren.

Examples for the placement of fresh fuel assemblies (FAs) in “advanced” core loading schemes for a core with 193 FAs. A different number of FAs may be replaced each cycle.

The Use of MOX Fuel

MOX fuel usually contains a mixture of different plutonium isotopes issued from recycling of burnt fuel embedded in a matrix of (non-enriched or even depleted) UO_2 . This MOX fuel emits more neutrons per fission than UO_2 fuel. This may have to be taken into account with regard to vessel fluence, if the MOX FAs are placed at the periphery.

Comparison of Strategies and Procedures in France and Germany

Core Loading Strategies

The Situation in Germany

There are 13 PWRs in operation in Germany, the core sizes with 121, 157, 177 FAs are represented by one unit each, all large PWRs with 1200 to 1400 MW_{el} have a core with 193 FAs. In principle there is no common core loading strategy among the plants, since they are operated by several operators. Nevertheless, the technical, economical and regulatory boundary conditions are similar (e.g. particularly high back end cost per FA regardless of burnup, no direct regulatory limit on burnup, mostly operation as baseload plants, on-line monitoring of power distribution in the core). Under these conditions most German operators have adopted LLC loading

strategies for economic reasons. However, even for an individual plant, there is no “standard” core loading pattern. Core loading scheme and number of replaced FAs may change from cycle to cycle (see p. 27). The fuel savings amount to about three to five FAs per cycle and flux density reductions are about 50% with respect to an “out-in” core loading scheme. Enrichment levels are in the range of 3.5% to 4.4% ^{235}U , where the maximum level of 4.4% has just been introduced recently in some plants. Mean discharge burnup has reached about 50 – 55 MWd/kg. Sometimes fresh FAs of two or more different levels of enrichment are loaded, some of them with gadolinium as burnable poison.

The situation is different for the oldest plants in Germany, which still had high vessel fluence levels. They all introduced LLC first as a strategy to limit vessel embrittlement. Later, two units placed dummy assemblies containing steel rods instead of fuel rods at the end of the main axes (see p. 22, center) and one plant even placed dummies at the periphery all around the core. This helped to reduce the maximum flux density at the vessel wall to less than 10% of the original value.

The Situation in France

Compared to Germany the situation is quite different: one single operator for large series of nearly identical 900 and 1300 MW_{el} units and four blocks of the latest N4 type. Since three quarters of the electricity is produced by nuclear power, most plants operate in the load following mode. For each type of unit there are clearly defined loading patterns, which have, however, been modified several times to allow for the use of MOX fuel, to increase enrichment and burnup and finally to mitigate vessel fluence.

• 900 MW_{el} units

In 1987 enrichment was increased from 3.25 to 3.7% ^{235}U , the recharge was reduced from 1/3 to 1/4 of the core and burnup increased from 33 to 43 MWd/kg U. The higher reactivity of the peripheral fresh FAs increased vessel fluence by about 10%. Since 1992, two steps of flux reduction measures have been taken by placing

irradiated FAs at the ends of the main axes. This reduced the flux density at the hot spot of the vessel by about 20% for the configuration illustrated in the figure on page 22 (top) and about 40% for the configuration in the figure on page 22 (center).

The use of MOX fuel from recycling also started in 1987 for most of the units of this series. With an enrichment of the MOX fuel equivalent to 3.25% ^{235}U these FAs operate three annual cycles. The part of the MOX FAs is always restricted to a maximum of 30% of the core. The MOX FAs have been placed in the second line next to the core edge, where their influence on the vessel fluence is not significant.

In 2001 a further increase of the enrichment to 4.2% ^{235}U fuel has been introduced for the six oldest units, called the “CP0” sub-series, still operating with UO_2 only. The increase of the target burnup to 45 MWd/kg U is only marginal, however, the higher enrichment of these FAs allows for longer fuel cycles of 16 to 18 months. More than half of the fresh FAs contain some fuel rods with gadolinium to absorb the larger surplus of reactivity needed at the beginning of the longer cycle. The core loading strategy applied foresees to place three 2nd and 3rd cycle FAs at the ends of the main axes (see p. 22, center). The predicted reduction of the flux density at the hot spot is about 40% with respect to the reference level.

• 1300 MW_{el} units

These 20 units started like the 900 MW_{el} units: “out-in” loading, annual cycles, a recharge of 1/3 of the core, target mean discharge burnup 33 MWd/kg U. Due to their larger core size, the necessary enrichment was only 3.1% compared to 3.25%.

In 1996 an increase of the enrichment to 4% was introduced, which allowed burnups of 45 MWd/kg U and an elongation of the cycle to 18 months. The calculated effect on vessel fluence for an “out-in” loading scheme was a plus of 10% at the hot spots. However, two irradiated FAs have been placed at the end of the diagonal as illustrated in the figure on page 26 (top), which reduced the flux density by about 30%. More than half of the fresh FA contains some fuel rods with gadolinium.

Determination of Vessel Fluence and Surveillance of Neutron Embrittlement

The Situation in Germany

Neutronic calculations are performed with commercial codes developed in the USA, using custom-made libraries of nuclear data. The standard transport calculations are done with DORT, basically a two-dimensional code. “Folding” operations are performed to represent three-dimensional distributions. This is a widespread procedure delivering reasonable good results for the flux density distribution close to the horizontal mid-plane of the core, where axial gradients are small. Here, the flux density attains its maximum and the surveillance specimens are situated.

In general, four or more sets of those surveillance specimens are installed in the older “high fluence” reactors, while the standard surveillance programme for the other “low fluence” plants only comprises two sets, to be withdrawn at about 50 and 100% of end of life fluence. The standard capsules contain ^{54}Fe and ^{93}Nb as dosimeter materials. Practically all the surveillance sets of the standard programmes have already been withdrawn by now. Except for the two oldest PWRs they have confirmed a low level of embrittlement with projected maximum TT at end of life below 40°C.

The Situation in France

On behalf of the operator EDF, the French research organisation CEA has developed their own source code as well as a three-dimensional transport code TRIPOLI, based on the Monte Carlo method. This principally allows for higher precision modelling. Refined reference calculations are performed with TRIPOLI for each reactor type and each standard loading pattern. A simplified but fast, one-dimensional code named EFLUVE has been developed by EDF for the fluence calculations for each individual cycle of each unit.

While eight sets of surveillance specimens have been installed in the 6 oldest reactors of the CP0 series, the standard programme for the later units comprises four sets plus

two in reserve. The four sets are to be withdrawn at about 25, 50, 75 and 100% of end of life fluence. Each of them contains as many as eight or nine different dosimeter materials, two of them fissile materials.

Maximum values for the TT for the oldest 900 MW_{el} reactors were initially predicted by an empirical formula to stay just below 100°C. By now most of the surveillance specimens of the whole 900 MW_{el} series have been tested and show maximum values for TT in the range of 60°C. This reduction compared to the first predictions is due to favourable results of the surveillance programmes as well as the fluence reduction measures. This modest level of embrittlement also reflects the benefit of the “late start” of the large French PWR programme, taking advantage of major progress in research and steel manufacturing technology in the 60ies and early 70ies.

Conclusions

As far as vessel embrittlement is concerned, two different approaches have been followed in France and Germany:

French units have largely been constructed according to Westinghouse design with a relatively high fluence level and an extensive surveillance programme. This has been accompanied by the development of sophisticated methods for fluence calculations. The large series of identical units helped to limit the efforts per unit and to improve the statistical basis of the results. In contrast to this, in all but the three oldest German plants the vessel fluence level has been reduced by design to such a low level, that the surveillance programmes could be restricted to a minimum, just to ascertain that design level embrittlement is not exceeded. For the fluence calculations commercially available codes are applied in accordance with international practice. For the oldest plants, special measures have been taken to reduce neutron flux onto the vessel, decrease uncertainties, and eventually to mitigate accident loading of the vessel.

As far as fuel strategies are concerned operators in both countries follow the general trend to higher enrichment and burnup, accompanied by the use of some FAs with gadolinium as burnable poison.

Up to 30% MOX FAs are loaded in many plants, mostly in such a way that this has little effect on vessel fluence.

Nevertheless, there are also some differences in the core loading strategies in both countries: While EDF defines standard core loading patterns for each series of units, there is no such thing for German plants, not even for an individual unit. While most German plants have adopted low leakage cores to increase fuel efficiency, core loading schemes applied in French plants are still basically of the “out-in” type. However, second or third cycle FAs are placed close to the hot spots of the vessels to mitigate their embrittlement. At enrichment levels ³ 4% EDF takes advantage of the higher surplus of reactivity to elongate fuel cycles up to 18 months and reduce downtime for their CP0 and 1300 MW_{el} units, while most German plants still stick to annual cycles and simply do more cycles with the same FAs.

U. Jendrich (GRS), N. Tricot (IRSN)

Neutronenflussschwingungen in deutschen SWR

Neutronenflussschwingungen sind ein bekanntes Phänomen in Siedewasserreaktoren (SWR). Die Schwingungen können in einem spezifischen Bereich im Betriebskennfeld (Durchsatz/Leistungs-Diagramm) auftreten und resultieren aus Abhängigkeiten zwischen thermohydraulischen Parametern und der Reaktivitätsrückkopplung. Im Instabilitätsbereich können diese Abhängigkeiten unzureichend gedämpfte Schwingungen des Neutronenflusses mit steigenden Amplituden verursachen. Falls Neutronenflussschwingungen nicht rechtzeitig unterdrückt werden, kann nicht ausgeschlossen werden, dass Grenzwerte für die Brennstabhüllrohre überschritten werden. Während des Normalbetriebs soll ein SWR mit ausreichendem Abstand zum Instabilitätsbereich betrieben werden. Bei Transienten kann der Betriebspunkt jedoch in den Instabilitätsbereich gelangen.

Seit den 1980er Jahren sind weltweit einige Ereignisse mit Neutronenflussschwingungen aufgetreten. Aufgrund dieser Ereignisse wurden Gegenmaßnahmen ergriffen. In den letzten Jahren traten in einigen SWR, besonders in Schweden und in Deutschland, erneut Neutronenflussschwingungen auf. Diese Ereignisse zeigten, dass die Kombination von fortschrittlicher Brennelementauslegung mit hohem Abbrand, „spectral-shift“-Betrieb und „low leakage“-Kernbeladung zu stark ansteigenden Neutronenflussschwingungen bei Transienten führen kann. Die GRS hat diese neuen Ereignisse unter besonderer Berücksichtigung gegenphasiger Schwingungen ausgewertet und leitete daraus Empfehlungen ab, diese Schwingungen zu vermeiden, zu erkennen und zu unterdrücken.

Der Instabilitätsbereich von Siedewasserreaktoren hängt von der Kernkonfiguration, der Betriebsweise, dem Abbrand der Brennelemente, den Steuerstabstellungen sowie anderen Einflussfaktoren wie dem ein- und zweiphasigen Druckverlust im Kern ab. Diese Parameter können mit speziellen Rechenprogrammen berechnet werden. Die Programme bestimmen unter anderem zwei wesentliche Koeffizienten zur Begrenzung des erlaubten Betriebsbereichs: das DNB-Verhältnis (Siedeabstand) und das Abklingverhältnis („decay ratio“) von Neutronenflussschwingungen.

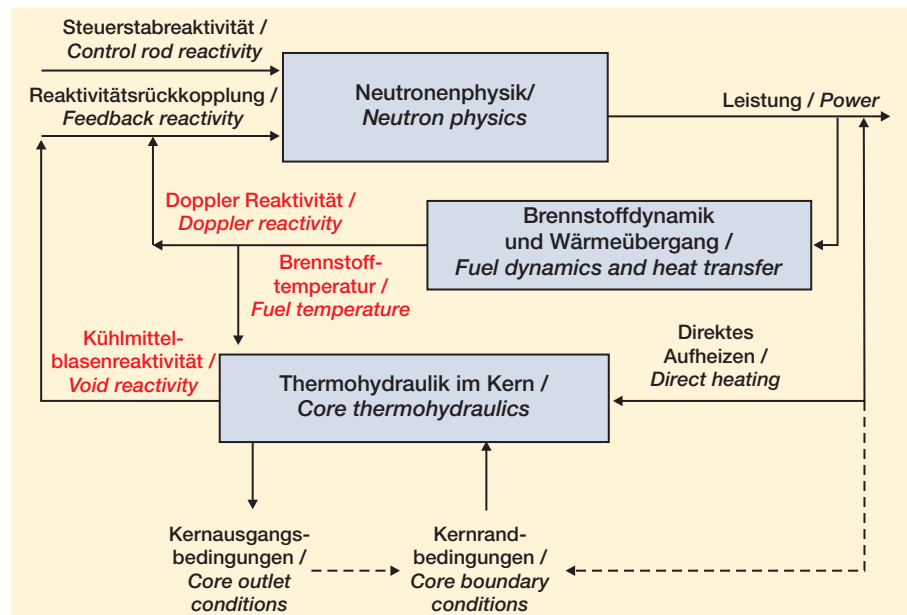
Das DNB-Verhältnis beschreibt den Abstand des Wärmestroms von der kritischen Wärmestromdichte für den Wärmetransport zwischen Brennelementhüllrohr und Kühlmittel. Während des Blasensiedens findet der Wärmetransport zwischen der Hüllrohroberfläche und dem Kühlmittel mit sehr kleinen Dampfblasen statt. Das Filmsieden oder so genanntes „dry-out“ tritt auf, wenn der Wasserfilm auf dem Hüllrohr zusammenbricht und damit der Wärmetransport deutlich verschlechtert wird. Dies erhöht über den Anstieg der Hüllrohrtemperatur die Belastung der Hüllrohre. Sie können versagen, wenn das Filmsieden für einige Zeit anhält. Falls sich zyklisch wieder ein Wasserfilm durch einströmendes Kühlmittel-

tel aufbaut, wird die Versprödung des Hüllrohres durch thermische Wechselbeanspruchung verstärkt. Ein solches Szenario kann durch Neutronenflussschwingungen entstehen. Daher ist das DNB-Verhältnis für

den Normalbetrieb begrenzt, um genügend Abstand zu „dry-out“-Bedingungen zu gewährleisten.

Das Abklingverhältnis beschreibt die Dämpfung von Neutronenflussschwingungen. Eine Schwingung hat sich verringere Amplituden, wenn das Abklingverhältnis kleiner als 1 ist. Falls das Abklingverhältnis größer als 1 ist, vergrößert sich die Amplitude der Schwingungen, bis sie durch physikalische Effekte oder Neutronenabsorption, z. B. durch die Steuerstäbe, begrenzt wird. Nach Berechnungen für einen schwedischen SWR beträgt die Maximalleistung, die bei gleichphasigen Schwingungen in dieser Anlage auftreten kann, etwa 250% der Nennleistung. Für den Nachweis eines stabilen Betriebes sollte das Abklingverhältnis im SWR stets kleiner als 0,8 sein.

Es gibt im Wesentlichen zwei Arten von Neutronenflussschwingungen: gleichphasige und gegenphasige Schwingungen. Bei gleichphasigen oder globalen Schwingungen schwingt der gesamte Kern gleichmäßig. Gegenphasige Schwingungen umfassen sowohl Schwingungen von Kernhälften (die linke Hälfte des Kerns hat dann die ma-



▲ Neutronenflussschwingungen in Siedewasserreaktoren (SWR) resultieren aus Abhängigkeiten zwischen thermohydraulischen Parametern und Einflüssen der Reaktivitätsrückkopplung

Neutron flux oscillations at boiling water reactors (BWRs) are caused by interdependencies between thermo-hydraulic parameters and impacts of reactivity feedback

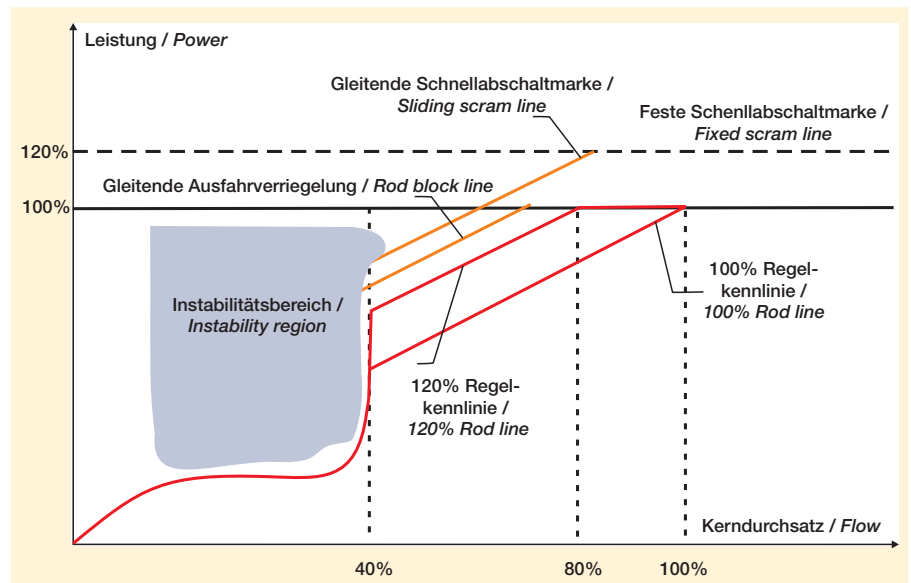
ximale Amplitude, wenn sich die rechte Kernhälfte in der minimalen Amplitude befindet) als auch Schwingungen nur von Teilen des Kerns (lokale Schwingungen). Gegenphasige Schwingungen sind bei Versuchen und auch bei Ereignissen, z. B. 1984 in Caorso (Italien) und 1989 im schwedischen Kernkraftwerk Ringhals-1 beobachtet worden.

Im SWR wird die Leistung generell über die Umdrehungsgeschwindigkeit der Hauptumwälzpumpen, die den Kerndurchsatz bestimmen, und die Steuerstabstellung geregelt. Als zusätzlicher Einflussparameter auf die Leistung sei hier noch die Speisewassertemperatur genannt. Im SWR wird der Druck während des Normalbetriebs konstant gehalten. Ein Betrieb im Instabilitätsbereich kann zu einer Neutronenflussschwingung mit steigenden Amplituden führen. Es kann nicht ausgeschlossen werden, dass Grenzwerte für die Brennstabhüllrohre überschritten werden, falls diese Schwingungen nicht rechtzeitig unterdrückt werden. Beim Normalbetrieb muss in einem SWR der Betrieb im instabilen Bereich vermieden werden. Während Transienten kann der Betriebspunkt in den Instabilitätsbereich gelangen.

Betriebserfahrung

Nach ersten Ereignissen Anfang der 1980er Jahre ereignete sich 1988 in der amerikanischen Anlage LaSalle ein sicherheitstechnisch wichtiges Ereignis. Bei diesem Ereignis trat während des Leistungsbetriebs im Verlauf einer Transiente eine Neutronenflussschwingung auf. Zuerst schalteten die Hauptumwälzpumpen ab. Im weiteren Verlauf fiel der Speisewasservorwärmer aus. Einige Minuten nach dem Beginn der Transiente bildete sich eine gleichphasige Neutronenflussschwingung aus. Die Transiente wurde durch eine Reaktorschnellabschaltung (RESA) bei 118 % Leistung beendet.

In den folgenden Jahren wurden einige ähnliche Ereignisse international bekannt, darunter auch zwei Ereignisse aus deutschen Anlagen. Infolge dessen wurden zahlreiche Maßnahmen gegen Neutronenflussschwingungen getroffen. Sie umfassen drei Stufen: Vermeidung, Erkennung und Unterdrückung von Neutronenflussschwingungen. Die Vermeidung beinhaltet die Berech-



▲ Schematische Darstellung der Lage des erlaubten Betriebsbereiches und des Instabilitätsbereiches im Betriebskennfeld mit ihren Grenzwerten

Schematic diagram of the allowed operating region and the instability region of power and flow map with limit values

nung und den experimentellen Nachweis der Grenzen des Instabilitätsbereiches, um einen genügenden Abstand zwischen dem erlaubten Betriebsbereich und dem Instabilitätsbereich zu gewährleisten. In einigen Anlagen werden automatische Maßnahmen eingeleitet, um bei Transienten den Übergang in den Instabilitätsbereich zu vermeiden. Maßnahmen zur Erkennung werden von den Leistungsverteilerdetektoren (LVD) abgeleitet, die, zusammenschaltet, zur Überwachung der mittleren Reaktorleistung (LD-Kanäle) dienen. Von den LD-Kanälen wird das Signal zur Reaktorschnellabschaltung ausgelöst, falls die maximal erlaubte Reaktorleistung überschritten wird. Es gibt vielfältige Maßnahmen zur Unterdrückung von Neutronenflussschwingungen. Ausgehend von der erlaubten Umwälzregelkennlinie wurden zusätzliche gleitende Grenzwerte für die Auslösung von Begrenzungsmaßnahmen eingeführt. Die Steuerstabausfahrverriegelung verhindert ein weiteres Ausfahren der Steuerstäbe aus dem Kern, die Steuerstabeinfahrweisung und das Pulkeinfahren regen das gezielte Einfahren von Steuerstabgruppen in den Kern an. Oberhalb dieser Grenzwerte existiert in einigen SWR eine gleitende Anregung der Reaktorschnellabschaltung, um sie bei abgesetzter Leistung abhängig vom Kern-

durchsatz einzuleiten. Manchmal wird diese RESA-Anregung mit einigen Sekunden Verzögerung ausgeführt, um unnötige Abschaltungen bei Transienten zu vermeiden.

Erkenntnisse aus neueren Ereignissen

Fast neun Jahre lang wurde für deutsche SWR kein Ereignis mit Neutronenflussschwingungen gemeldet. Im November 2001 ereignete sich in Philippsburg-1 eine gleichphasige Neutronenflussschwingung nach einer Speisewassertemperatur-Transiente. Die vertiefte Analyse des Ereignisses führte zu neuen Erkenntnissen. Ein ähnliches Ereignis trat im Februar 1999 im schwedischen SWR Oskarshamn-2 auf. Bei beiden Ereignissen beendete eine RESA die Neutronenflussschwingung, jedoch erst beim festen RESA-Grenzwert von 120 bzw. 132 % Leistung. In beiden Fällen wurde das Einfahren der Steuerstäbe zu spät aktiviert, um die Schwingungen vor Erreichen der RESA-Grenzwerte effektiv zu begrenzen.

In den letzten Jahren wurden die Kernkonfigurationen weiterentwickelt, um mehr Wirtschaftlichkeit zu erreichen. Die drei wichtigsten Faktoren sind die „low leakage“

Beladung, um die Neutronenverluste zu minimieren, die „spectral shift“-Fahrweise zur Optimierung der axialen Leistungsverteilung und neue Brennelementauslegungen mit höheren Anreicherungen für höheren Abbrand. Diese Einflussfaktoren gestatten den Leistungsbetrieb mit nur wenigen in den Kern eingefahrenen Steuerstäben und die Ausnutzung hoher Betriebskennlinien. Dadurch verringerte sich der Abstand zwischen den erlaubten Betriebspunkten und dem Instabilitätsbereich deutlich. Dies führte dazu, dass der Betriebspunkt bei einigen Transienten innerhalb des instabilen Bereichs lag und Handmaßnahmen nötig waren, um diesen Bereich zu verlassen.

Die Betriebserfahrungen und Rechnungen zeigen, dass eine RESA beim festen RESA-Grenzwert „Neutronenfluss hoch“ genügt, um gleichphasige Schwingungen zu beenden, bevor die Brennstabhüllrohre versagen. Es gibt jedoch bisher keinen Nachweis, dass ein Hüllrohrversagen bei gegenphasigen Schwingungen ausgeschlossen werden kann. Durch die in den meisten SWR eingesetzten Messeinrichtungen (LD) können gegenphasige Schwingungen nicht oder nicht rechtzeitig erkannt und daher Unterdrückungsmaßnahmen nicht schnell genug eingeleitet werden. Bei symmetrischen gegenphasigen Schwingungen ändert sich die durchschnittliche Leistung nicht, solange die Summe der Amplituden konstant bleibt.

Die durchschnittliche Leistung steigt erst, wenn die positiven und negativen Phasen asymmetrisch werden, da die minimalen Amplituden nur Nullleistung erreichen können (es gibt keinen negativen Neutronenfluss). Selbst dann besteht die Möglichkeit, dass die feste Neutronenflussabschaltmarke nicht erreicht wird, da die maximalen Amplituden durch physikalische Effekte und technische Gegebenheiten begrenzt werden. Zusätzlich können die in den Anlagen eingesetzten Neutronenflussdetektoren Flüsse über etwa 150 % aufgrund von Sättigungseffekten nicht mehr differenziert anzeigen. Um den Einfluss der Detektorsättigung auf das von den LD-Kanälen angezeigte Flussniveau bei einer gegenphasigen Schwingung zu bestimmen, müss-

ten detaillierte Rechnungen für reale Kernzusammensetzungen durchgeführt werden.

Die neuere Betriebserfahrung zeigt die Notwendigkeit von frühen Gegenmaßnahmen. Bei den letzten Ereignissen waren die vorgesehenen gestaffelten Maßnahmen zu langsam, um die Schwingungen zu verhindern. Die Ereignisanalyse ergab, dass die Maßnahmen erst nach Beginn der Schwingungen ausgelöst wurden. Zum Beispiel benötigt kaltes Speisewasser nach Ausfall der Vorwärmer etwa eine halbe Minute, bis es den Reaktordruckbehälter erreicht hat. Diese Zeit kann genutzt werden, um Steuerstäbe einzufahren und damit den Betriebspunkt außerhalb des Instabilitätsbereiches zu halten.

Die Ergebnisse aus den Untersuchungen führten zu folgenden Empfehlungen, um gegenphasige Schwingungen zu verhindern, zu erkennen und zu unterdrücken:

- Die erlaubten Betriebskennlinien für den Normalbetrieb sollten den Betrieb im instabilen Bereich vermeiden. Dazu sind Rechnungen und Versuche zur Bestimmung des Instabilitätsbereiches sowie ausreichender Abstand zwischen den Betriebsbereichen und dem Instabilitätsbereich erforderlich. Darüber hinaus müssen bei Transienten schnelle Gegenmaßnahmen vor Erreichung des Instabilitätsbereiches und der Entstehung von Schwingungen eingeleitet werden können.
- Für einige Transienten kann es unumgänglich sein, dass der Instabilitätsbereich erreicht wird. Automatische Maßnahmen sollten hier ein schnelles Durchfahren des Instabilitätsfeldes sicherstellen, sodass es nicht zum unzulässigen Aufschwingen der Kernleistung kommen kann.

Die Erkennungsmaßnahmen in deutschen SWR sind ausreichend, um gleichphasige Schwingungen zu erkennen und zu unterdrücken, bevor Grenzwerte für die Brennelementhüllrohre überschritten werden. Die Untersuchungen zeigten jedoch, dass gegenphasige Schwingungen nur durch die LD-Kanäle allein möglicherweise nicht ausreichend erkannt werden. Daher kann nicht

ausgeschlossen werden, dass Brennstabschäden durch gegenphasige Schwingungen auftreten können. Deshalb sind Nachrüstungen erforderlich, damit gegenphasige Schwingungen sicher erkannt und Gegenmaßnahmen ergriffen werden. In letzter Zeit wurden Überwachungseinrichtungen entwickelt und qualifiziert, die auf den lokalen Neutronenflussmessungen (LVD) beruhen. Diese Einrichtungen ermöglichen gegenphasige Schwingungen zu erkennen und gestaffelte Maßnahmen bis zur RESA einzuleiten.

Schlussfolgerungen

Neutronenflussschwingungen in SWR sind ein wohl bekanntes Phänomen. Nach einigen Ereignissen wurden in deutschen SWR und weltweit Maßnahmen ergriffen, diese Schwingungen zu verhindern, zu entdecken und zu unterdrücken. Die Fortschritte in der Kernkonfiguration, der Brennelementauslegung und der Neutronenökonomie verändern wichtige Einflussfaktoren auf die Schwingungen. Die vertiefte Analyse von neuen Ereignissen zeigte auf, dass die bestehenden Maßnahmen ausreichend sind, um Brennstabhüllrohrschäden bei gleichphasigen Schwingungen zu vermeiden. Allerdings benötigen die Maßnahmen zur Beherrschung von gegenphasigen Schwingungen aus Sicht der GRS noch eine Weiterentwicklung. Generell sollte das vorrangige Ziel sein, Neutronenflussschwingungen zu verhindern. Eine angepasste Fahrweise vermeidet das Erreichen des Instabilitätsbereiches und ermöglicht die Einleitung von Gegenmaßnahmen bei Beginn von entsprechenden Transienten, bevor sich Schwingungen ausbilden. Zusätzlich sollten automatische Überwachungseinrichtungen installiert werden, um gegenphasige Schwingungen zu erkennen und gestaffelte Maßnahmen zur Begrenzung ihrer Dauer und Amplituden anzulegen.

Neutron Flux Oscillations at German BWRs

Neutron flux oscillations are a well known phenomenon for boiling water reactors (BWRs). The oscillations can occur in a specific region of power and core flow map (flow rate/power diagram) and are caused by interdependencies between thermo-hydraulic parameters and reactivity feedback. In the instability region, these interdependencies can result in an insufficiently damped oscillation of the neutron flux with increasing amplitudes. It cannot be excluded that fuel rod cladding limits may be exceeded if these oscillations are not timely suppressed. During specified normal operation, a BWR should run in stable regions with adequate margins to the instability region. During transients, however, the point of operation may enter the instability region.

Since the 80ies, several events occurred worldwide in connection with neutron flux oscillations. Countermeasures have been derived from these events. In the last years, neutron flux oscillations occurred again in some BWRs, especially in Sweden and Germany. The events showed that the combination of advanced fuel assembly design with high burnup, spectral shift operation and low leakage core configuration may result in fast increasing neutron flux oscillations following transients. GRS has evaluated these new events under specific consideration of potential out-of-phase oscillations and derived recommendations to prevent, detect and suppress these oscillations.

The instability region depends on the core configuration, the operating regime, burnup of the fuel assemblies, the control rod positions and influencing factors like pressure drop in the one-phase and the two-phase flow regions within the core. These parameters can be calculated with specialised computer codes. These codes determine, among other things, two main coefficients limiting the allowed operating region: the DNB ratio (departure from nucleate boiling) and the decay ratio of neutron flux oscillations.

The DNB ratio describes the distance of the heat flow from the critical heat flow density for the heat transfer between the fuel rod cladding and the coolant. During nucleate boiling, the heat transfer takes place between the cladding surface and the coolant with very small steam bubbles. The film boiling or so called "dry-out" occurs if the water film on the cladding breaks down and thus the heat transfer degrades significantly. This increases the load on the cladding tubes due to the increased cladding temperature. They may fail if the film boiling continues for some time. The embrittlement of the cladding tube by thermal cyclic loading increases if a water film builds up again by intruding coolant. Such a scenario may result from neutron flux oscillations. Therefore, the DNB ratio is

limited for normal operation to ensure sufficient margin from dry-out conditions.

The decay ratio describes the dampening of neutron flux oscillations. An oscillation has decreasing amplitudes if the decay ratio is less than 1. If the decay ratio exceeds 1, than the amplitude of the oscillations rises until it is limited by physical effects or neutron absorption, e. g. by control rods. According to calculations for a Swedish BWR, the maximum power level possible for in-phase oscillations at these plants is limited to about 250% of the rated power. In BWRs, the decay ratio should be less than 0.8 for stable operation.

There are mainly two types of neutron flux oscillations: in-phase and out-of-phase oscillations. During in-phase or global oscillations, the entire core oscillates with the same phase. Out-of-phase oscillation types comprise oscillations of half a core each (the left half core has the maximum amplitude when the right half core has the minimum amplitude) and oscillations of parts of a core (local oscillations). Out-of-phase oscillations have been observed during tests and even during events, e. g. at Caorso (Italy) in 1984 and at the Swedish Ringhals Nuclear Power Plant, Unit 1 in 1989.

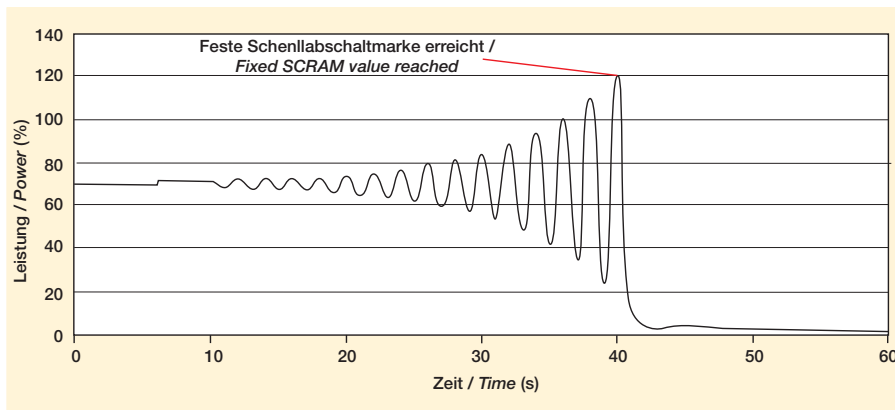
In BWRs, the power level is mainly controlled by the recirculation pump speed

which governs the core flow and by the control rod positions. There are additional parameters influencing the power level, e. g. the feed water temperature. The pressure is kept constant in BWRs during normal operation. An operation in the instability region can result in an oscillation of the neutron flux with increasing amplitudes. It cannot be excluded that fuel rod cladding limits may be exceeded if these oscillations are not timely suppressed. During normal operation of a BWR, operation in the instability region has to be avoided. During transients, the point of operation may enter the instability region.

Operating experiences

After first events in the beginning of the 1980ies, a safety-relevant event occurred at the LaSalle NPP, USA, in 1988. During this event, neutron flux oscillations occurred following a transient during power operation. First, a trip of the recirculation pumps occurred followed by a loss of the feed water preheaters. Some minutes after start of the transient, an in-phase oscillation developed. The transient was stopped by a scram at 118% reactor power.

In the following years, several similar events were reported internationally including two events from German plants. In consequence of these events, numerous measures were taken against neutron flux oscillations. The measures included three stages: prevention, detection and suppression of neutron flux oscillations. The prevention includes the calculation and experimental proof of the boundaries of the instability region to ensure sufficient margin between the allowed points of operation and the instability region. At some plants, automatic measures are available to avoid entering into the instability region in case of transients. The detection is performed by the in-core neutron flux detectors which are combined in the average power range monitors (APRM). The APRM is used to generate the scram signal if the maximum allowed power level is exceeded. The measures for suppression of neutron flux oscillations are manifold. Derived from the allowed control rod line, additional sliding lines have been established for the actuation of mitigation mea-



▲ Schematische Darstellung einer gleichphasigen Schwingung

Schematic diagram of an in-phase oscillation

tures. The control rod withdrawal block stops further extraction of control rods out of the core, the single rod insertion line and the group rod insertion line activate the insertion of control rods into the core. Above these lines, a sliding activation of the scram exists at some BWRs to ensure scram at lower power levels in dependence of the core flow. Sometimes, scram is activated with a delay of some seconds to avoid unnecessary scrams during transients.

Lessons learned from recent events

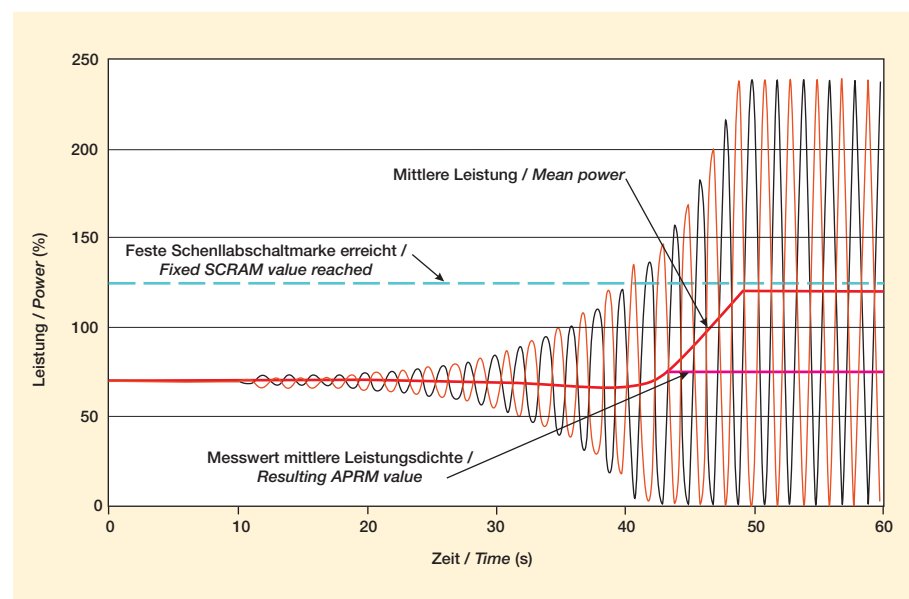
For nearly nine years, no events related to neutron flux oscillations have been reported for German BWRs. In November 2001, an in-phase neutron flux oscillation occurred at Philippsburg-1 NPP after a feed water temperature transient. The in-depth analysis of this event resulted in new lessons to be learned. A similar event occurred at the Swedish BWR Oskarshamn-2 in February 1999. In both events, a scram terminated the neutron flux oscillation, but only at the fixed scram set point at 120% and 132% power level, respectively. In both cases, control rod insertion was activated too late to limit the oscillations effectively before reaching the scram set points.

In the recent years, the core design has been further developed to achieve more efficiency. The three most important factors are the "low leakage" loading to minimise neutron losses, the "spectral shift" oper-

ation to optimise the axial power distribution, and new fuel assembly designs with higher enrichment for higher burnup. These influencing factors allow for power operation with only a few control rods inserted in the core and making use of high operational rod lines. As a consequence, the margin between the operating points and the instability region decreased considerably. This had the effect that for certain transients the operating point was in the instability region and manual actions were necessary to leave this region.

The operating experiences and calculations show that the fixed scram set point "neutron flux high" is sufficient to terminate in-phase oscillations before fuel rod cladding failures occur. However, there is still no proof that cladding failures can be excluded during out-of-phase oscillations. The measurements installed in most BWRs (APRM) cannot or not timely detect out-of-phase oscillations and thus cannot activate the suppression measures in time. During symmetrical out-of-phase oscillations, the average power level does not change as long as the sum of the amplitudes remains to be constant.

The average power level only increases if the positive and the negative phases are asymmetric because the minimum amplitudes can only reach zero power (there is no negative neutron flux). Even in this case, however, it is possible that the fixed scram set point may not be reached because the maximum amplitudes are limited for physical and technical reasons. In addition, the neutron flux detectors used at the plants cannot display neutron flux above about 150% in a differentiated manner due to saturation effects. Detailed calculations for real core configurations would have to be performed to assess the influence of



▲ Schematische Darstellung einer gegenphasigen Schwingung (Annahmen: gleichmäßiger Neutronenfluss und Sättigung der Neutronenflussdetektoren bei etwa 150 %)

Schematic diagram for an out-of-phase oscillation (assumptions made: equal neutron flux core wide and saturation of local neutron flux detectors at 150%)

detector saturation on the flux level indicated by the APRM during an out-of-phase oscillation.

Recent operating experience shows the necessity of early countermeasures. In recent events, the staggered measures provided were too slow to prevent the oscillations. The event analysis revealed that the measures were only activated after the oscillations had started. For instance, it takes about half a minute for cold feed water to flow into the reactor pressure vessel after a preheater bypass event. This time can be used to insert control rods and to keep the operating point outside the instability region.

The results of the analyses led to following recommendations to prevent, detect and suppress out-of-phase oscillations:

- The allowed operating lines for specified normal operation should avoid operating points within the instability region. This requires calculations and tests to determine the boundaries of the instability region as well as sufficient margin between the operating region and instability region. Moreover, countermeasures have to be triggered during transients before entering the instability region and development of oscillations.
- For specific transients, it may be inevitable reaching the instability region. In

this case, automatic measures should ensure a fast passing through the instability region so that no inadmissible power oscillations occur.

The detection measures available at German BWRs are sufficient to detect and suppress in-phase oscillations before fuel rod cladding limits are exceeded. However, the analyses showed that out-of-phase oscillations may be not detected by only using the APRM. Thus, it cannot be excluded that fuel rod failures may occur during out-of-phase oscillations. As a consequence, backfitting measures are necessary to safely detect these oscillations and to derive countermeasures. Recently, supervisory control units have been developed and qualified which depend on local power range monitors. These control units are able to detect out-of-phase oscillations and to activate staggered measures including scram.

Conclusions

Neutron flux oscillations are a well known phenomenon in BWRs. After several events, measures have been taken to prevent, detect and suppress these oscillations in German BWRs and worldwide. The progress made regarding core configuration, fuel design and neutron efficiency changes essential factors with influence on oscillations. The in-depth analyses of recent events revealed that the available measures

are sufficient to control in-phase oscillations in order to prevent fuel rod cladding failures. The measures to control out-of-phase oscillations, however, still need further development from GRS' point of view. The prevention of neutron flux oscillations should be strengthened to avoid entering of the instability region. In general, the primary aim should be the prevention of neutron flux oscillations. An adequate operating regime prevents reaching the instability region and allows for activation of countermeasures at the beginning of the respective transients before oscillations start. In addition, automatic control units should be installed to detect out-of-phase oscillations and to trigger staggered measures limiting their duration and their amplitudes.

M. Maqua, K. Kotthoff, W. Pointner

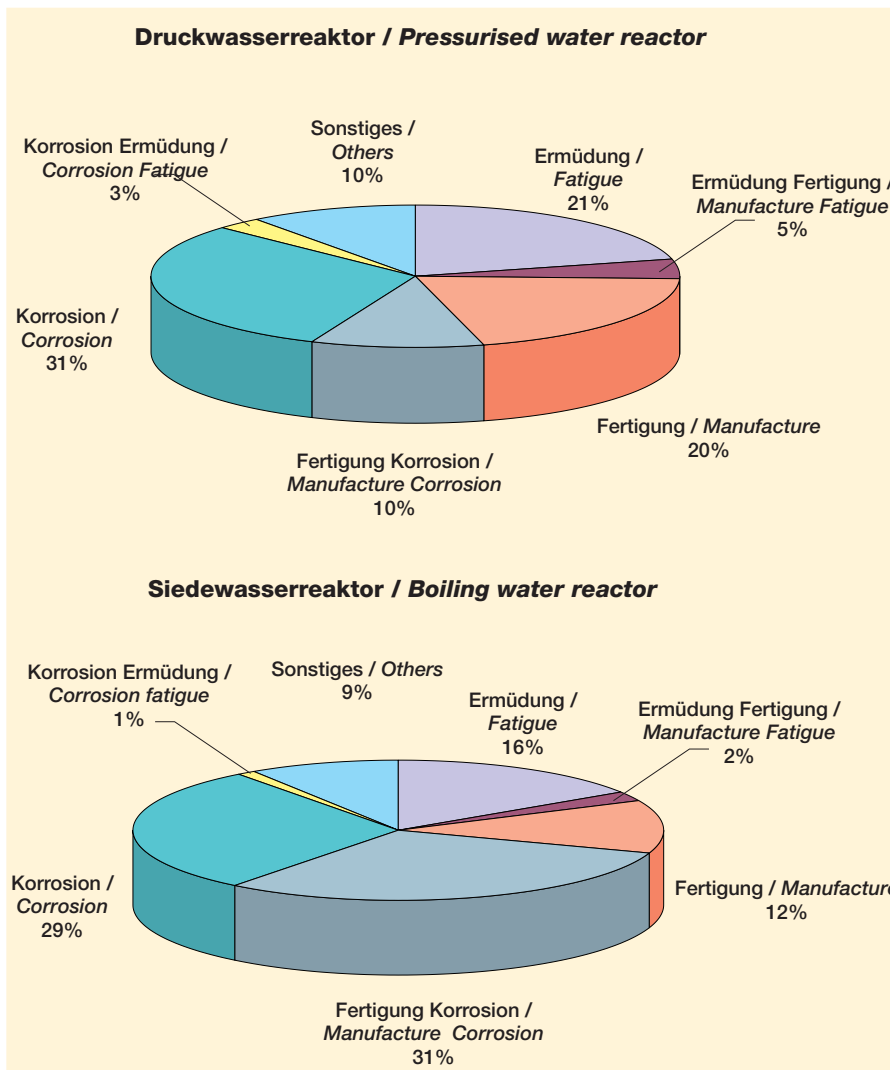
Literatur /References

- SKI Report 00:55, Recurring Events, Power Oscillations in BWRs, Dezember 2000
- NEA/CSNI, State of the art report on boiling water reactor stability, OCDE/GD(97)13, Januar 1997
- Langenbuch, S., Schmidt, K. D., A sensitivity analysis for the BWR stability behaviour, OECD international workshop on BWR stability, Oktober 1990
- Analytis, G. T., Hennig, D., Karlsson, J. K-H., The physical mechanism of core-wide and local instabilities at the Forsmark-1 BWR, NURETH-9, Oktober 1999
- BfS, Quartalsbericht 4/2001 zu Meldepflichtigen Ereignissen in Anlagen zur Spaltung von Kernbrennstoffen in der Bundesrepublik Deutschland
- Kraftwerk Union, Neutronenmesssystem für Siedewasserreaktoren, Oktober 1979

Entwicklungen zur Zuverlässigkeit passiver Strukturen

Bei der Bewertung der Sicherheit von Druck- oder Sicherheitsbehältern, Rohrleitungen und anderen passiven Strukturen standen bisher deterministische Vorgehensweisen im Vordergrund. Die Vielzahl der technischen Regelwerke legt zulässige Beanspruchungsgrenzen fest, wobei die Sicherheitsfaktoren gegenüber einem möglichen Versagen pauschal gewählt und im Hinblick auf die Häufigkeit einer Belastung, wie z. B. Belastungen des Normalbetriebs, Abweichungen vom Normalbetrieb, Störfälle etc., abgestuft sind. Durch diese Abstufung ist der Gedanke einer gleich bleibenden Zuverlässigkeit der Komponente enthalten.

In verschiedenen technischen Bereichen, wie z. B. Bautechnik, Stahlbau, Offshore-Konstruktionen sind die nationalen und internationalen Regelwerke inzwischen zunehmend auf die quantitative Bestimmung von Strukturzuverlässigkeiten ausgerichtet. Auch im Bereich der Kerntechnik gehen verschiedene internationale Regelwerke dazu über, quantitative Vorgaben für die Zuverlässigkeit wichtiger Komponenten zu definieren.

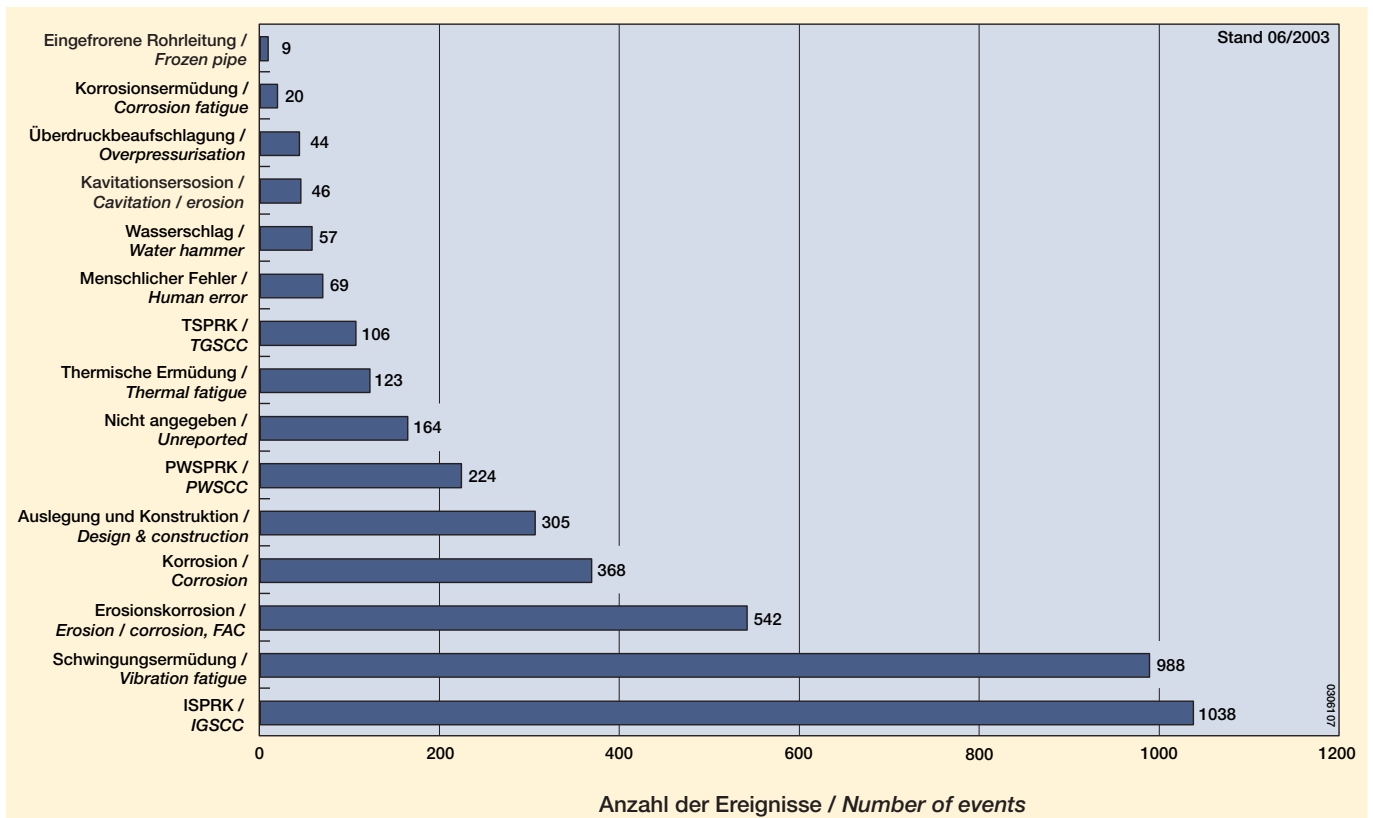


▲ Schädigungsursachen in LWR auf Basis der deutschen Betriebserfahrung
Damage causes in LWR, based on German operating experience

Seit vielen Jahren werden daher in den USA, in Schweden aber auch in anderen Ländern Ansätze verfolgt, regulatorische Nachweisziele auf Basis quantitativer Risikoanalysen zu begründen. Wortschöpfungen wie „risk based“, „risk informed“ oder „risk oriented“ kennzeichnen hierbei nuanciert den Stellenwert einer quantifizierenden Analyse. Insbesondere im Bereich der wiederkehrenden und zerstörungsfreien Prüfungen wurden „risk based“-Strategien entwickelt, um die zu prüfenden Stellen auszuwählen sowie Zeitfolge und Umfang der Prüfung entsprechend einem risikobasierten Ranking dieser Stellen zueinander vornehmen zu können.

Um den Anschluss an internationale Entwicklungen zu halten, verstärkte die GRS ihre Aktivitäten auf dem Gebiet der quantitativen Zuverlässigkeitsanalysen mit folgenden Schwerpunkten:

1. Vertiefung der **systematischen Auswertung der Betriebserfahrung**, um für alle bedeutsamen Schadensmechanismen eine Datenbasis für quantitative Auswertungen bereitzustellen.
2. Beteiligung an der **OECD-Datenbank** in der alle **Rohrleitungsschäden in Kernkraftwerken** weltweit zusammen geführt werden. Diese Datenbasis erlaubt auch quantitative Bewertungen von Schadenshäufigkeiten und Merkmalen.
3. **Weiterentwicklung empirisch basierter Vorgehensweisen** zur Ermittlung von Leck- und Bruchhäufigkeiten von Rohrleitungen. Hierbei werden bruchmechanische Überschlagsrechnungen und Erkenntnisse aus dem Betrieb und Experimenten berücksichtigt.
4. Entwicklung von **Rechenmodellen** zur Analyse der Zuverlässigkeit von Strukturen wie Rohrleitungen und Behälter, GRS-Modell „PROST“.
5. **Validierung** des GRS-Modells „PROST“ im Rahmen internationaler Vergleichsstudien.



▲ Schädigungsursachen in LWR auf Basis der weltweiten Betriebserfahrung (OPDE)

Damage causes in LWR, based on worldwide operating experience (OPDE)

Systematische Auswertung der Betriebserfahrung

Über die systematische Auswertung der Betriebserfahrung und der so erzielbaren Ergebnisse wurde im Jahresbericht 2000/2001 berichtet.

OECD-Datenbank zu Rohrleitungsschäden in Kernkraftwerken

Die OECD startete im Mai 2002 das Projekt „OPDE“ (OECD Pipe Failure Data Exchange). Ziel war es, die weltweite Betriebserfahrung mit Rohrleitungen in Kernkraftwerken kompakt und strukturiert als Datenbank zur Verfügung zu stellen. Zurzeit beteiligen sich 12 OECD-Länder, die jeweils einen nationalen Ansprechpartner stellen, an diesem Projekt. Für Deutschland ist die GRS nationale Kontaktstelle. Die inzwischen komplettierte OECD-Datenbank liefert unter anderem wichtige Informationen zu Schadensme-

chanismen und anfälligen Bereichen. Sie kann nun auch für quantitative Auswertungen herangezogen werden. Allerdings sind für verschiedene Schadensmechanismen noch ergänzende Arbeiten erforderlich.

Weiterentwicklung empirisch basierter Vorgehensweisen zur Ermittlung von Leck- und Bruchhäufigkeiten von Rohrleitungen

Ein wesentlicher Teil der probabilistischen Sicherheitsanalyse behandelt die Folgen von Leckstörfällen. Für die Ermittlung der Eintrittsrate solcher Leckstörfälle reicht die statistisch verfügbare Basis nicht aus bzw. gibt nur verwertbare Informationen im Bereich sehr kleiner Lecks. Die GRS hat daher frühzeitig ein Verfahren erarbeitet, um für die Vielzahl der in Kernkraftwerken vorhandenen Rohrleitungen konsistente Datensätze für die Bestimmung von Lecks unter-

schiedlicher Größe als einleitende Ereignisse für die Störfallanalyse abzuleiten.

Mit dieser Vorgehensweise wurden Eintrittshäufigkeiten für Lecks ermittelt, die deutlich von den Werten abwichen, die in Riskstudien wie z. B. WASH-1400 bzw. NUREG-1150 verwendet und von vielen anderen Ländern übernommen wurden.

1998 übernahm die U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC) in ihren kerntechnischen Richtlinien NUREG/CR-5750 für kleine und mittlere Lecks wesentliche Elemente der GRS- Vorgehensweise bzw. ähnliche Zahlenwerte aus einem schwedischen Modell.

Für die großen Lecks bestehen nach wie vor Unterschiede in der Vorgehensweise. Hier ist absehbar, dass der quantitativen Bestimmung der Versagenswahrscheinlichkeit mit den Methoden der Strukturzuverlässigkeitsanalyse zukünftig ein höherer Stellenwert eingeräumt wird.

Rechenmodelle zur Ermittlung der Zuverlässigkeit von Rohrleitungen in KKW

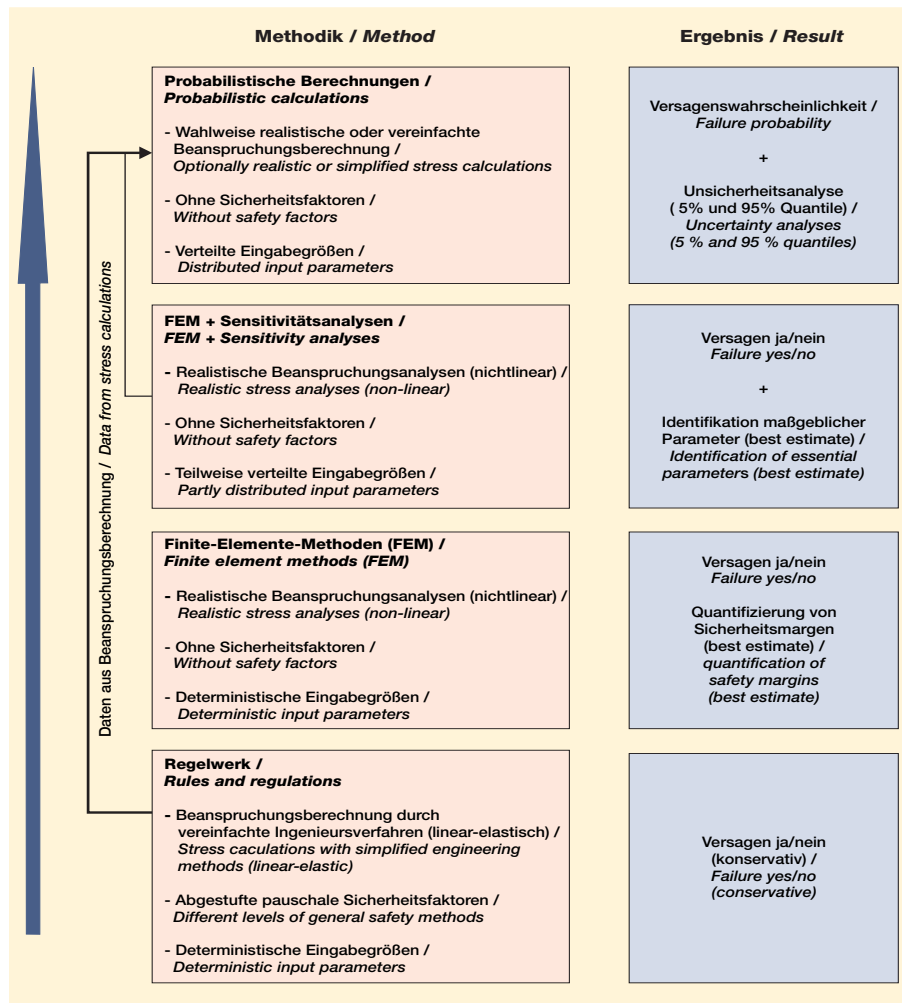
Probabilistische bruchmechanische Analysemethoden können Aussagegenauigkeit von Analysemethoden zur Bestimmung der Strukturzuverlässigkeit von Rohrleitungen erhöhen. Entsprechende Methoden hierzu werden zurzeit bei der GRS und in dem EU-Projekt „NURBIM“ (Nuclear Risk Based Inspection Methodology) erarbeitet.

Die Arbeiten der GRS konzentrieren sich auf folgende Schwerpunkte:

- Weiterentwicklung des US-Codes PRAISE (Piping Reliability Analysis Including Seismic Events) und
- Entwicklung des eigenen Codes PROST (PRObabilistische STRuktur-berechnungen), um Versagenswahrscheinlichkeiten in Rohrleitungen zu ermitteln.

Obwohl die prinzipielle Vorgehensweise beider Codes identisch ist, unterscheiden sie sich in wesentlichen Punkten: PRAISE wurde im Auftrag der USNRC entwickelt, um Versagenswahrscheinlichkeiten von Rohrleitungen unter Berücksichtigung der Schadensmechanismen „Ermüdung“ und „Spannungsrissskorrosion“ zu bestimmen. PRAISE ist jedoch hinsichtlich der Möglichkeit Eingabegrößen zu verteilen stark eingeschränkt.

Der GRS-Code PROST hingegen ist flexibler konzipiert und erlaubt, alle Eingabegrößen für Rohrabmessungen, Rissabmessungen und Werkstoffkennwerte zu verteilen, Belastungen aus Finite-Elemente-Berechnungen aufzubringen und zwischen verschiedenen statistischen Verfahren auszuwählen. Mit PROST können zurzeit Versagenswahrscheinlichkeiten für den Schadensmechanismus „Ermüdung“ berechnet werden. Darüber hinaus unterscheiden sich PROST und PRAISE u. a. in der Berechnung des Spannungsintensitätsfaktors (K_I), der als Maß für die Rissbeanspruchung einen erheblichen Einfluss auf das Risswachstum hat und in der Bestimmung



▲ Die von der GRS entwickelte Methode zur Strukturzuverlässigkeit umfasst ein weit gefächertes Analysespektrum, ausgehend vom Regelwerk mit vereinfachten Ingenieursverfahren, über realistische Beanspruchungsanalysen mit Finite-Elemente-Methoden und Sensitivitätsanalysen bis hin zur quantitativen Erfassung der Versagenswahrscheinlichkeit mittels probabilistischer Modelle.

The GRS method on structure reliability covers a broad analysis spectrum, on the basis of rules and regulations with simplified engineering methods, from realistic load analyses with finite element methods and sensitivity analyses up to the quantitative determination of failure probabilities by means of probabilistic models.

der kritischen Risstiefe und -länge, die zum Versagen führen. PROST bietet neben der Möglichkeit, realistische Spannungsverteilungen aus FE-Berechnungen einzusetzen auch drei Optionen zur Berechnung von K_I und zwei Optionen zur Ermittlung der kritischen Rissgröße an. Untersuchungen zeigen, dass die aus verschiedenen K_I -Berechnungsmethoden resultierende Streuung der Versagenswahrscheinlichkeiten die gleiche Größenordnung aufweist wie die der unterschiedlichen Bestimmung kritischer Rissgrößen.

Als Ergebnis des EU-Projektes NURBIM soll ein Handbuch zur besten Praxis für risikobasierte Inspektion (RBI) erstellt werden. Im integralen Arbeitsprogramm werden alle dazu notwendigen Aspekte berücksichtigt: von der Identifizierung der aktiven und potenziellen Schadensmechanismen, über die Anforderungen an Strukturzuverlässigkeitsprogramme (SRMs), die Erstellung einer PSA-Schnittstelle, die Identifizierung risikorelevanter Stellen aus sicherheitstechnischer und ökonomischer Sicht, die Rückwirkung von WKP-Qualifizierungen auf die

Berechnung der Versagenswahrscheinlichkeit von Rohrleitungen mit PROST

Prinzipielle Vorgehensweise der Berechnung

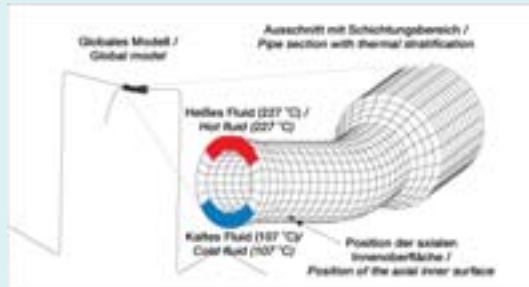
PROST sieht zur Berechnung der Versagenswahrscheinlichkeit von Rohrleitungen folgende Arbeitsschritte vor:

1. Verteilung von Rissen in Tiefen- und Längenrichtung auf der zu untersuchenden Komponente.
2. Eingabe der Verteilungen für geometrische Abmessungen und Werkstoffkennwerten der Komponente.
3. Eingabe der beim Betrieb geplanten bzw. ungeplanten Belastungen. Bei einer Ermüdungsanalyse sind dies alle zyklisch wiederkehrende Belastungsänderungen, wie sie z. B. durch An- und Abfahren oder thermische Schichtungen entstehen.

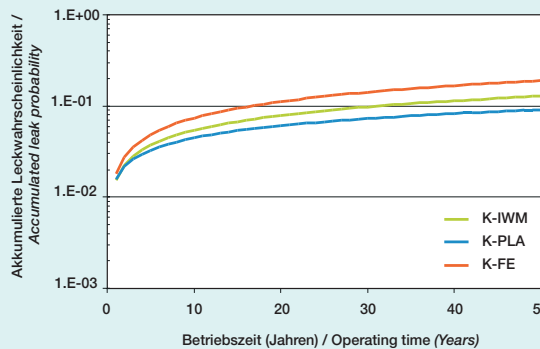
Aus diesem Datensatz werden mithilfe eines statistischen Verfahrens (z. B. Monte-Carlo) Kombinationen ausgewählt und einer deterministischen bruchmechanischen Risswachstums- und Versagensanalyse unterzogen.

Der vorhandene Riss kann durch die Belastungen im Laufe des Betriebs wachsen. Überschreitet die Rissgröße die kritischen Werte, tritt ein Leck oder Bruchversagen auf. Zusätzlich können in PROST Zeitpunkte für wiederkehrende Prüfungen mit einer auf der Risstiefe basierenden Auffindwahrscheinlichkeit eingegeben werden. Die Auswertung vieler Kombinationen ergibt eine von der Betriebszeit abhängige Leck- bzw. Bruchversagenswahrscheinlichkeit.

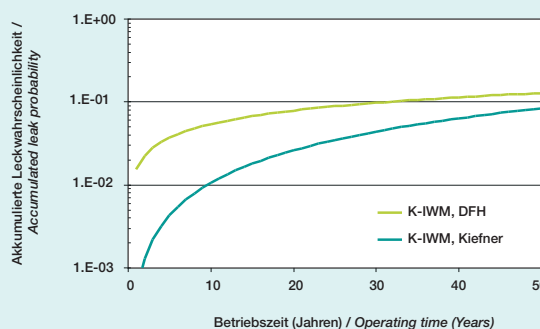
Beispielrechnung für ein DWR-Rohrleitungssystem mit thermischer Schichtung



Finite-Elemente-Modell eines DWR-Rohrleitungssystems mit angenommener Rissposition. Das Rohrleitungssystem ist einer kombinierten Last aus 15,5 MPa Innendruck und einer alle 320 Minuten wiederkehrenden postulierten Schichtung (1640 Zyklen/Jahr) mit 227°C im oberen und 107°C im unteren Rohrbereich ausgesetzt. Dieses Modell wurde erst ohne Riss berechnet, um die im Rissbereich vorliegende Spannungsverteilung zu erhalten. Die Berechnung unterschiedlicher Rissgrößen ergibt ein Feld aus K_I -Werten für verschiedene Risstiefen und -Längskombinationen



PROST – Zeitliche Entwicklung der Leckwahrscheinlichkeit für verschiedene Methoden der Spannungsintensitätsfaktor-Berechnung bei ansonsten identischen Parametern: Die Kurve (K-FE) mit den höchsten Leckwahrscheinlichkeiten resultiert aus der PROST Option, K_I -Werte aus einem externen, hier mit dem FE-Modell, berechneten Verfahren zu extrapolieren. Für die beiden anderen Verfahren wurde die ohne Riss berechnete Spannungsverteilung als Belastung angegeben. Weiterhin wurden die K_I -Werte aus programminternen Routinen einer äquivalent belasteten Platte (K-PLA) und aus einem speziell für Rohrleitungsgeometrien entwickelten Ansatz (K-IWM) berechnet. Nach Betriebszeiten im Bereich 10-50 Jahre unterscheidet sich die Leckwahrscheinlichkeit maximal um den Faktor 2.



PROST – Zeitliche Entwicklung der Leckwahrscheinlichkeit für verschiedene Optionen der kritischen Rissgrößenbestimmung bei ansonsten identischen Parametern: Die K_I -Werte wurden hier mit der K-IWM Option ermittelt. Zu Beginn der Betriebszeit unterscheiden sich die Leckwahrscheinlichkeiten um etwa eine Größenordnung. Nach unterstellten 50 Jahren fällt der Faktor auf etwa 1,7. Als weiteres Ergebnis zeigt diese Studie, dass der Einfluss der K_I -Berechnungsmethodik auf die Versagenswahrscheinlichkeit mit wachsender Zahl der Belastungszyklen steigt, wohingegen der Einfluss der kritischen Rissgrößenbestimmung mit wachsender Belastungszyklenzahl abnimmt. Die sehr hohen Leckwahrscheinlichkeiten im Bereich von 0,1 stammen aus der eingesetzten fiktiven Anfangsrissgrößenverteilung, bei der tiefe Risse bis zu 85% der Wanddicke nicht ausgeschlossen sind.

Versagenswahrscheinlichkeit bis hin zu einer Fallstudie an einem Rohrleitungssystem eines schwedischen SWR.

Im Zentrum steht ein Benchmark vorhandener SRM-Programme. Die ersten Auswertungen zum Schadensmechanismus „Ermüdung“ zeigen, dass die mit PROST berechneten Ergebnisse gut mit denen etablierter Programme wie z. B. PRAISE, PRODICAL oder ProSACC übereinstimmen. Zudem bestätigen sie die obigen Ergebnisse. Für vorgegebene Verteilungen von Parametern unterscheiden sich die berechneten Leckwahrscheinlichkeiten der Programme meist um den Faktor 2 bis 4, in seltenen Fällen um etwa eine Zehnerpotenz. Dies zeigt, dass mit den in PROST verfügbaren Optionen zur K_I -Berechnung und Ermittlung der kritischen Rissgröße die Streubreite unterschiedlicher Codes in etwa abgebildet werden kann. Weiterhin zeigen die Analysen, dass die Versagenswahrscheinlichkeiten wesentlich von der Annahme der Rissgrößenverteilung – insbesondere der tiefen Risse – sowie der Belastung, Höhe und Anzahl der Zyklen dominiert wer-

den. Dabei ist gerade die Verteilung seltener tiefer Risse, die aus der Fertigung stammen, mit starken Unsicherheiten behaftet. Bisher gibt es noch keine belastbare Methode zur Erfassung dieser Risse.

Die GRS hat mit PROST ein Rechenwerkzeug geschaffen, das in seiner Leistung mit anderen Programmen wie PRAISE, PRODICAL oder ProSACC vergleichbar ist. Da mit PROST der wichtige Schadensmechanismus „Ermüdung“, für den auf Grund der breiten Erfahrung eine gute Datenbasis vorliegt, teilweise in erheblich kürzerer Zeit berechnet werden kann, lässt sich dieses Werkzeug praxisnah einsetzen. Für weitere Schadensmechanismen sind entsprechende Entwicklungen noch durchzuführen. Ungeachtet des erreichten Standes – mit dem der Anschluss an internationale Entwicklungen gelungen ist – verbleiben Teilbereiche, für die auch in absehbarer Zukunft keine Rechenmodelle zur Verfügung stehen werden. Hier sind nach wie vor Einschätzungen von Fachleuten bzw. deterministisch abgeleitete Festlegungen erforderlich.

the field of quantitative reliability analyses with the following focal points:

1. Deepening of the **systematic evaluation of operating experience** to make all relevant damage mechanism available for a database for quantitative analyses.
2. Participation in the **OECD database** which contains data on all **pipings failures at nuclear power plants** worldwide. This database also allows the performance of quantitative assessments of damage frequencies and characteristics.
3. **Further development of empirically based approaches** to determine leak and break frequencies of pipings. In this respect, rough fracture-mechanical calculations and findings from operation and experiments are taken into account.
4. Development of **computational models** to analyse the reliability of structures such as pipings and vessels, GRS model “PROST”.
5. **Validation** of the GRS model “PROST” within the framework of international comparative studies.

Developments on the Reliability of Passive Structures

In the past, priority was given to deterministic approaches for the assessment of the safety of reactor pressure vessels or containments, pipings and other passive structures. The permissible load limits are specified in a multitude of technical regulations, with a standard selection of safety factors with regard to potential failures that structured according to hierarchy levels regarding frequency of a load, e. g. loads of specified normal operation, deviations from specified normal operation or incidents. These hierarchy levels include the idea of a continued reliability of the components.

In several technical fields, as e. g. civil engineering, steel construction, offshore constructions, the national and international rules and regulations are increasingly oriented towards the quantitative determination of structure reliabilities. This also applies to the field of nuclear technology where various international rules and regulations go over to define quantitative specifications for the reliability of main components.

Thus, the USA, Sweden but also other countries have been pursuing approaches to deliver safety proofs to comply with legal requirements on the basis of quantitative risk analyses for many years. In this respect, neologisms such as “risk based”, “risk informed” or “risk oriented” denote in a very differentiated manner the significance of a quantifying analysis. Especially in the field

of recurrent and non-destructive tests, “risk-based” strategies were developed to select the points and areas to be tested, as well as to define time schedule and scope of the test according to a risk-based ranking.

In order to keep up with international developments, GRS intensified the activities in

Systematic evaluation of operating experience

The systematic evaluation of operating experience and the results achieved this way were described in the annual report 2000/2001.

OECD database on piping failures at nuclear power plants

In May 2002, the OECD started the “OPDE” (OECD Piping Failure Data Exchange) project. The objective was to make the worldwide operating experience with pipings in nuclear power plants available in a compact and structured form as database. At present, 12 OECD countries with one national contact point

each are involved in this project. For Germany, GRS is the national contact. The OECD database, which has been completed by now, provides important information, among other things, on damage mechanisms and susceptible areas. It can now also be used for quantitative assessments. However, supplementary work is necessary for several damage mechanisms.

Further development of empirically based approaches to determine leak and break frequencies of pipings

A major part of the probabilistic safety analysis deals with the consequences of loss-of-coolant accidents (LOCAs). For the determination of the frequency of such LOCAs, the statistical base available is not sufficient or only provides usable information with regard to very small leaks. For this reason, GRS has developed a method at an early stage for the multitude of pipes at nuclear power plants to derive consistent data sets for the determination of breaks with different sizes as initiating events for the accident analysis.

With this approach, frequencies of leak occurrences were determined which deviated considerably from the values used in risk studies such as WASH-1400 or NUREG-1150 and adopted by many other countries.

In 1998, the U.S. Nuclear Regulatory Commission (USNRC) adopted essential elements of the GRS method or similar values from a Swedish model for its nuclear guideline NUREG/CR-5750 on small- and medium-break LOCAs.

The approaches with regard to large LOCAs are still very different. Here, it is foreseeable that the quantitative assessment of failure probability with the methods of the structure reliability analysis will gain in importance.

Models for determining the reliability of pipings at NPPs

Probabilistic fracture-mechanical analysis methods can increase the preciseness of analysis methods for determining the structure reliability of pipings. Respective methods are currently being developed at GRS and within the framework of the EU project "NURBIM" (**N**uclear **R**isk **B**ased **I**nspection **M**ethodology).

In this respect, the work of GRS concentrated on the following:

- Further development of the US code PRAISE (**P**iping **R**eliability **A**nalysis **I**ncluding **S**eismic **E**vents), and
- development of the GRS code PROST (**P**RObabilistic **S**Tructure calculations) for determining failure probabilities in pipings.

Although the principal approach of both codes is identical, they differ in essential respects. PRAISE was developed on behalf of the USNRC to determine the failure probability of pipings under consideration of the damage mechanisms "fatigue" and "stress corrosion cracking". However, PRAISE is limited regarding the treatment of distributing input parameters.

In comparison, the concept of the GRS code PROST is more flexible and allows to distribute all input parameters for pipe sizes, crack sizes and material characteristics, to transfer loading conditions from finite-element calculations, and to choose between different statistical methods. At present, PROST allows to calculate failure probabilities for the damage mechanism "fatigue". Moreover, PROST and PRAISE differ, among other things, regarding the calculation of the stress intensity factor (K_I), which, as a measure for crack loading, has a considerable impact on the crack growth, and regarding the determination of the critical crack depth and length, which lead to failures. In addition to the possibility of using realistic stress distributions from FE calculations, PROST also offers three

options for the calculation of K_I and two options for determining critical crack sizes. Analyses show that the resulting scatter of failure probabilities due to different K_I calculation methods are in the same order of magnitude as the varying determination of critical crack sizes.

As a result of the EU project NURBIM, a manual on best practice for risk-based inspection (RBI) shall be developed. The integral work programme considers all aspects relevant to it from the identification of the active and potential damage mechanisms, requirements for structure reliability models (SRMs), the establishment of a PSA interface, identification of risk-relevant items from a safety-related and economic point of view, the retro-active effect of non-destructive testing qualifications on the failure probability up to a case study on a piping system of a Swedish BWR.

In the centre, there is a benchmark of available SRM codes. First evaluations on the damage mechanism "fatigue" show that the results achieved with PROST agree well with those of established codes, as e. g. PRAISE, PRODICAL or ProSACC. Further, they confirm the results stated above. For predefined distributions of parameters, the calculated leak probabilities of the codes differ, in most cases, by a factor of 2 to 4 and exceptionally by about a decimal power. This shows that the options available with PROST for the calculation of K_I values and determination of the critical crack size allow to approximately model the variation ranges of the different codes. Further, the analyses show that failure probabilities are to a large degree dominated by the postulated crack size distribution – in particular the deep cracks – as well as the load, maximum load and number of the cycles. In this respect, especially the distribution of seldom deep cracks due to faulty manufacture is subject to great uncertainties. Until today, there is no substantiated method available for the recording of these cracks.

With PROST, GRS has developed a tool whose capacity is comparable to other

Calculation of the failure probability of pipings with PROST

Principal calculation method

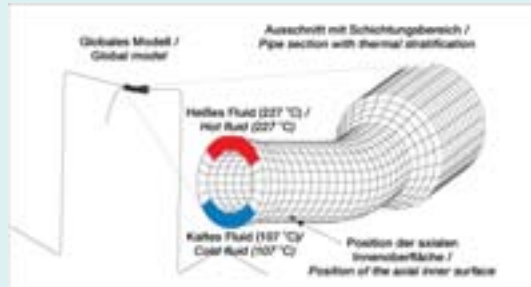
For the calculation of failure probabilities of pipings, PROST includes the following steps:

1. Distribution of crack depths and lengths at the component to be checked.
2. Entering of the distributions for geometric dimensions and material characteristics of the component.
3. Entering of anticipated or not anticipated loads during operation. In a fatigue analysis, these are all cyclically recurrent load changes, as they occur e. g. during start up and shut down or due to thermal stratification.

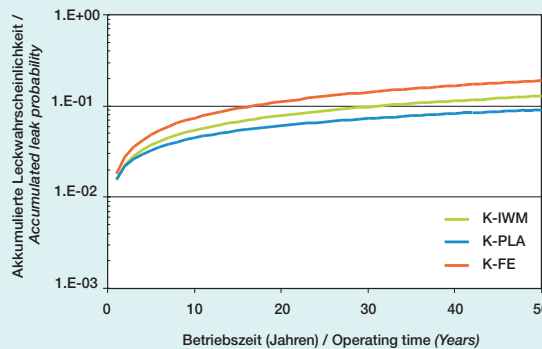
From this data set, combinations are selected by means of a statistical method (e. g. Monte Carlo) and subjected to a deterministic fracture-mechanical crack growth and failure analysis.

The existing crack may grow due to operational loads. If the crack size exceeds the critical values, a leak or break failure occurs. In addition, points of time for recurrent in-service inspection can be entered into PROST with a probability of detection based on crack depths. Based on the evaluation of many combinations, operating-time-dependent leak and break probabilities are calculated.

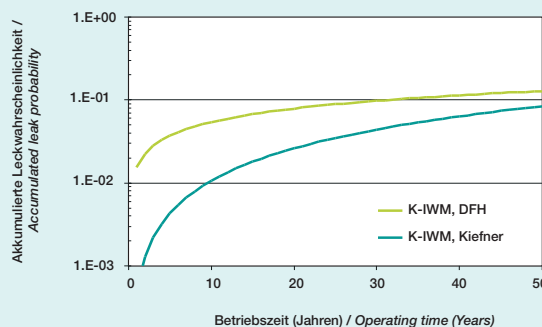
Example calculation for a PWR piping system with thermal stratification



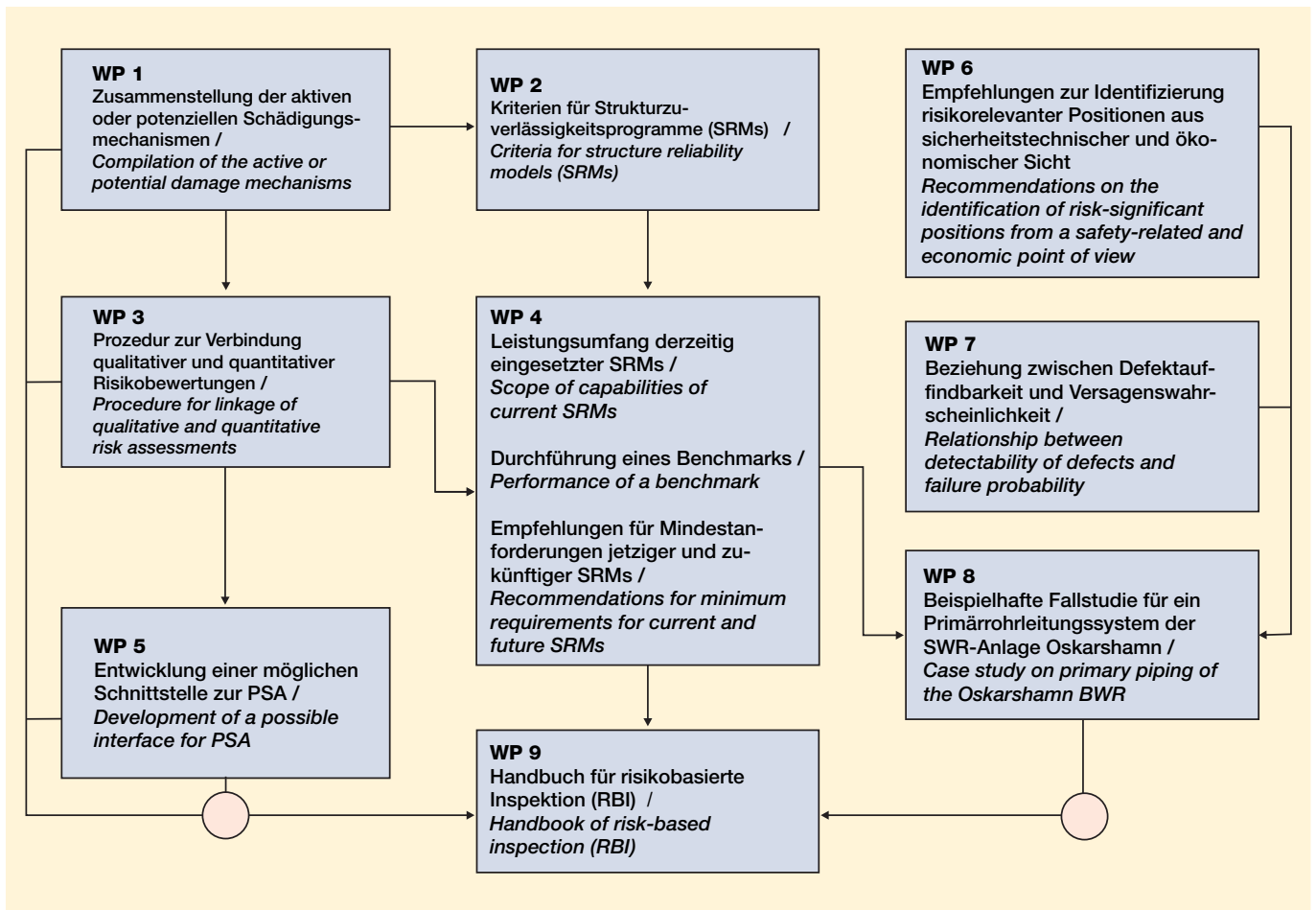
This model was first calculated without crack to determine the stress distribution existing in the crack area. The calculation of different crack sizes results in a field of K_I values for different combinations of crack depths and lengths.



PROST – Time-dependent leak probability for different methods of stress intensity factor calculation by keeping all other parameters constant: The curve (K-FE) with the greatest leak probability results from the PROST option to extrapolate K_I values from an external calculated method, in this case with an FE model. For the two other methods, the stress distribution calculated without crack was postulated as load. Further, the K_I values were calculated by means of system-internal routines of an equivalently loaded plate (K-PLA) and an approach (K-IWM) specifically developed for piping geometries. After operating times of 10 to 50 years, the leak probability differs by a factor of 2 as a maximum.



PROST – Time-dependent leak probability for different options of critical crack size evaluation by keeping all other parameters constant: The K_I values were determined by means of the K-IWM option. At the beginning of the operating time, the leak probabilities differ by about one order of magnitude. After postulated 50 years, this factor decreases to about 1.7. A further result of this study is that the influence of the K_I calculation method on the failure probability increases with increasing number of load cycles, whereas the influence of the critical crack size determination decreases with increasing number of load cycles. The very high leak probability in the range of 0.1 results from the fictitious initial crack size distribution not excluding deep cracks up to 85% of the wall thickness.



▲ Aufteilung und Beziehungen der Arbeitspunkte im EU-Projekt NURBIM

Work packages of the EU project NURBIM and their connections

codes such as PRAISE, PRODICAL or ProSACC. Since the significant damage mechanism “fatigue”, for which a good data basis is available due to the broad experience, can sometimes be calculated much faster, this tool is well suited for practical

application. For other damage mechanisms, corresponding developments still have to be made. Irrespective of the status achieved – by which it was possible to catch up with the international developments – some issues remain for which no com-

putational models will be available in the foreseeable future. Here, it is still necessary to refer to assessments of experts and specifications derived on the basis of deterministic approaches.

Th. Schimpfke, H. Schulz

Ergebnisse zum OECD/NRC SWR Turbinenschnellschluss-Benchmark mit dem gekoppelten Code ATHLET-QUABOX/CUBBOX

Zur Weiterentwicklung der Rechenmethodik für Transienten- und Störfallberechnungen von Kernkraftwerksanlagen wurden thermohydraulische Systemcodes mit 3D-Neutronenkinetikmodellen gekoppelt. Diese Rechenmodelle ermöglichen es, Änderungen von Temperatur, Dichte oder Borkonzentration in der Kühlmittelströmung des Primärkreises und des Kernbereiches sowie deren Auswirkungen auf die Leistungserzeugung im Reaktorkern in enger Kopplung und mit Berücksichtigung der räumlichen Effekte zu erfassen. Die Entwicklung dieser gekoppelten Codes wurde international verfolgt, sodass heute für alle bekannten Systemcodes wie RELAP, TRAC und CATHARE ein integriertes 3D-Neutronenkinetikmodell zur Verfügung steht. Für LWR-Anlagen koppelte die GRS den Systemcode ATHLET mit dem 3D-Kernmodell QUABOX/CUBBOX. Für WWER-Anlagen mit hexagonalen Brennelementen wurde im Rahmen von Kooperationen ATHLET mit Kernmodellen wie BIPR-8 des Kurtschatow-Instituts, DYN3D des Forschungszentrums Rosendorf oder KIKO-3D des Atomic Energy Research Institute, Budapest gekoppelt.

Die OECD/NEA unterstützt seit langem die Validierung von nuklearen Rechenprogrammen zur Beschreibung des Kernverhaltens unter Störfallbedingungen durch Benchmarkaktivitäten. Für gekoppelte Codes wurde zunächst ein DWR-Frischdampfleitungsbruch (PWR Main Steam Line Break) Benchmark untersucht. Daran schloss sich die nachfolgend beschriebene Turbinenschnellschluss-Transiente (SWR-TT) für einen SWR an, um durch den Ergebnisvergleich verschiedener Rechenprogramme und durch den Vergleich mit Messdaten von der Reaktoranlage die entwickelten Rechenmodelle zu überprüfen. Beide Benchmarks wurden von der Penn State University koordiniert.

Beschreibung des Transientenablaufs

In der amerikanischen SWR-Anlage Peach Bottom-2 wurden Versuche zum Turbinenschnellschluss mit Öffnen der Umleitstation bei Teillast durchgeführt. Gleichzeitig wurden der Neutronenflussanstieg im Reaktorkern wie auch der Druckverlauf gemessen.

Die Transiente begann mit dem schnellen Schließen des Turbinenschnellschluss-Ventils (TSV). Dieses Schließen führte zur Verringerung des Dampfstromes und verursachte somit einen Druckanstieg. Zusätzlich löste es eine Druckwelle aus, die sich durch die Dampfleitung zurück in den Reaktorbehälter ausbreitete und dem Druckanstieg überlagert war. Der Druckanstieg führte zu einer Verringerung des Dampfgehaltes im Kernbereich und – durch die verbesserte Neutronenmoderation – zu einem schnellen Neutronenfluss- und Leistungsanstieg im Reaktorkern. Das Öffnen des Turbinenbypassventils begrenzte den Druckanstieg. Die Erhöhung des Neutronenflusses führte

zur Anregung der Schnellabschaltung. Gleichzeitig folgte aus dem Leistungsanstieg eine Erhöhung des Dampfgehaltes im

Kühlmittel, wodurch die Moderation ungünstiger und deshalb der Leistungsanstieg begrenzt wurde. Gründe hierfür waren die direkte Energieerzeugung im Kühlmittel, die Wärmeleitung im Brennstoff und die Wärmeübertragung vom Hüllrohr ins Kühlmittel. In den Berechnungen sollte sich zeigen, ob die Begrenzung der Leistung durch die Abschaltung bedingt ist oder bereits durch die inhärenten Reaktivitätsrückwirkungen vom Dampfgehalt im Kühlmittel eingeleitet wird. Tatsächlich erhöhte sich die Reaktorleistung vom Anfangswert nahezu um den Faktor 4. Daher ist die Turbinenschnellschluss-Transiente gut zur Validierung der gekoppelten Rechenprogramme geeignet.

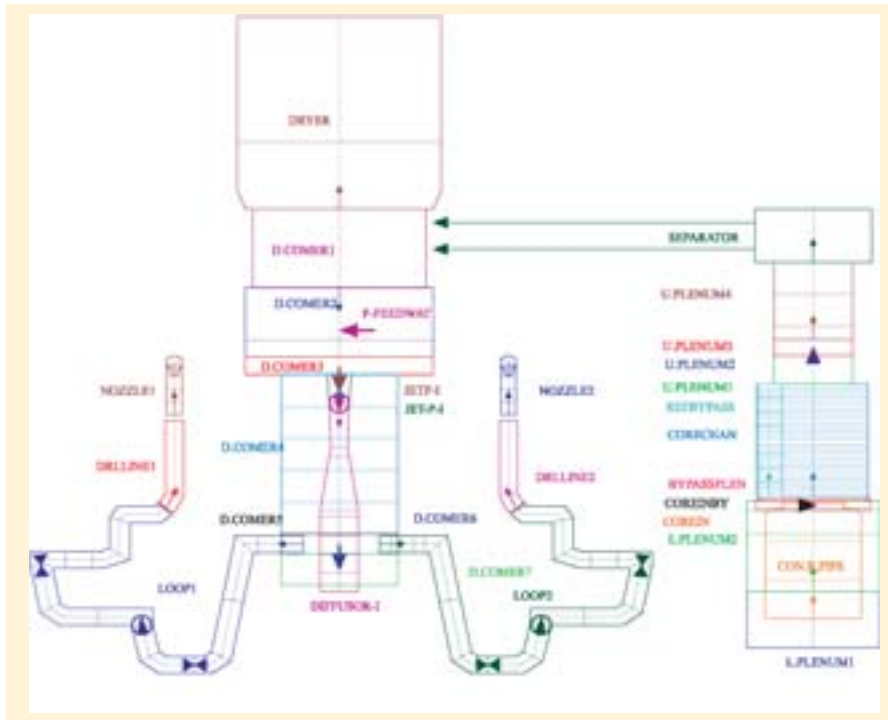
Teilschritte des Benchmarks und Erstellung des Rechenmodells

Die Berechnungen zur Turbinenschnellschluss-Transiente mit dem gekoppelten Code ATHLET-QUABOX/CUBBOX wurden in drei Teilschritten durchgeführt.

Teilschritt 1 umfasste die Berechnung der Transiente mit dem Systemcode bei vorgegebener Zeitfunktion für die Leistung. Für den Systemcode wurde eine Nodalisierung der Reaktoranlage erstellt, die unabhängig von Unterschieden im Kernmodell über-

Zeitpunkte der Turbinenschnellschluss-Transiente
Times of the turbine trip transient

1	Beginn der Transiente, Schließen des Turbinenschnellschluss-Ventils (TSV) <i>Start of the transient, closing of the turbine emergency stop valve (TSV)</i>	0,000 s
2	TSV vollständig geschlossen <i>TSV fully closed</i>	0,090 s
3	Beginn des Öffnens des Turbinenbypassventils (TBV) <i>Start of opening of turbine bypass valve (TBV)</i>	0,060 s
4	TBV vollständig geöffnet <i>TBV fully opened</i>	0,846 s
5	Zeitpunkt des Leistungspeaks <i>Peak load</i>	0,720 s
6	Zeitpunkt der Reaktorschnellabschaltung <i>Moment of reactor scram</i>	0,750 s



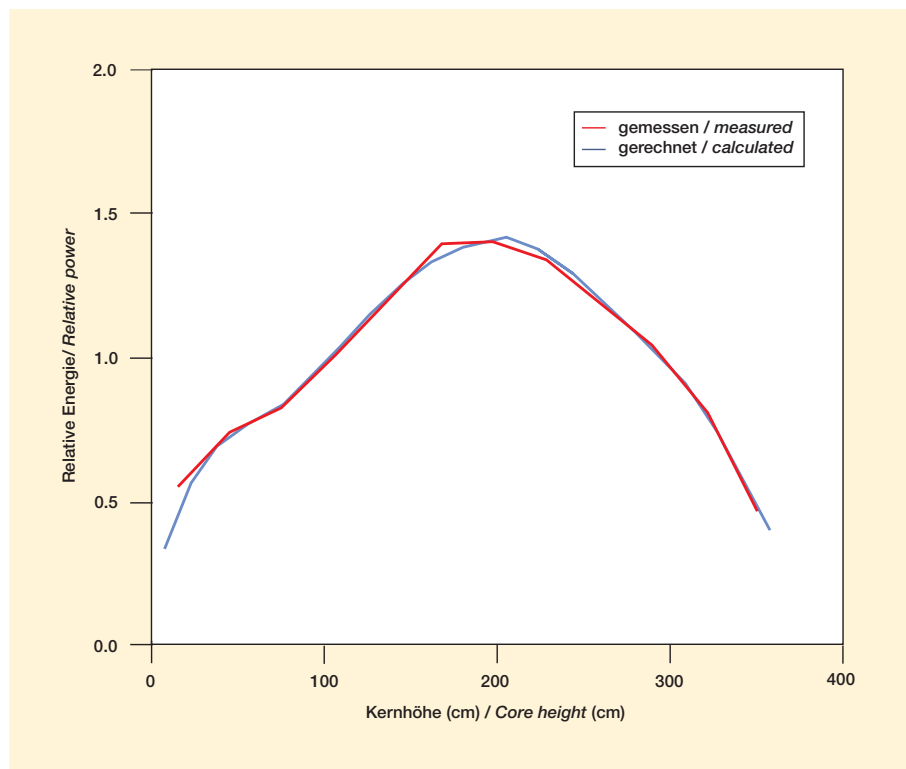
▲ ATHLET-Nodalisation für das Reaktor Druckgefäß und die Zirkulationsschleifen
 ATHLET nodalisation of the reactor vessel and the recirculation loops

klaren Daten für zwei Energiegruppen in Abhängigkeit des Abbrandes, der Brennstofftemperatur und der Kühlmitteldichte vorgegeben. Für das thermohydraulische Rückwirkungsmodell wurde eine Zuordnung mit 33 thermohydraulischen Kühlkanälen (THC) vorgegeben, für die die Zeitfunktionen des Massenstroms und der Kühlmitteltemperatur spezifiziert waren. Diese Aufgabenstellung erforderte die Entwicklung des 3D-Kernmodells. Dadurch wurde ein Ergebnisvergleich verschiedener 3D-Kernmodelle unter vorgegebenen Randbedingungen ohne Einflüsse von Unterschieden in der Modellierung der Reaktoranlage ermöglicht.

Zum Vergleich wurde auch ein Kernmodell mit einer 1:1 Zuordnung der thermohydraulischen Kühlkanäle zu den Brennelementen erstellt. Dies führt zu 764 THC zur Beschreibung der thermofluidynamischen Rückwirkungen im Reaktorkern. Die Berechnungen zeigen, dass der Verlauf der mittleren Leistung, also Zeitpunkt und Höhe des Leistungspeaks, gut übereinstimmen.

prüft werden konnte. Das ATHLET-Modell beschreibt folgende wesentliche Komponenten im Reaktorbehälter: das untere Plenum, den Kernbereich mit einem thermohydraulischen Kanal für zwei Brennstabtypen, die 7x7 und 8x8 Brennelemente nachbilden, ein Bypasskanal, das obere Plenum, die Steigrohre, die Dampfseparatoren und das obere Dampfvolumen. Die Rückströmung wurde modelliert durch den oberen Teil des Downcomers, wo das Speisewasser eingespeist wird, die Jet-Pumpen entsprechend dem amerikanischen Konzept mit zwei symmetrischen äußeren Rezirkulationsschleifen und den unteren Teil des Downcomers mit den Diffusorteilen, die die Verbindung zum unteren Plenum herstellen. Die gesamte Länge der Dampfleitung vom Reaktorbehälter bis zum TSV betrug 133 m. Die Bypassleistung begann 9 m vor dem TSV und hatte eine Länge von etwa 75 m.

Teilschritt 2 untersuchte das Verhalten des Kerns mit vorgegebenen Anfangs- und Randbedingungen. Die Kernbeladung ist durch die Anordnung der Brennelemente und die Stellung der Steuerstäbe spezifiziert. Für jedes Brennelement sind die nu-



▲ Teilschritt 2: Vergleich der mittleren axialen Spaltleistungsverteilung mit der Messung im stationären Ausgangszustand

Exercise 2, comparison of mean axial fission power distribution with measurements for the steady state condition

Der Vergleich der axialen Leistungsprofile in ausgewählten Brennelementpositionen zeigt jedoch auch Unterschiede durch eine Verschiebung in die obere Kernhälfte. Dies bestätigt frühere Erfahrungen über den Einfluss der Anzahl der thermohydraulischen Kühlkanäle auf die Ergebnisse.

Im Teilschritt 3 des Benchmarks wurde die Turbinenschnellschluss-Transiente mit den gekoppelten Rechenmodellen berechnet. Hierzu wurde das ATHLET-Anlagenmodell des ersten Teilschritts mit dem 3D-Kernmodell QUABOX/CUBBOX des zweiten Teilschritts zusammengeführt.

Der Vergleich der Rechenprogramme wurde um einige definierte Varianten erweitert, die sich durch zusätzliche Fehler und Ausfälle ergeben, wie z. B. kein Öffnen des Turbinenbypassventils und Ausfall der Schnellabschaltung. Diese Fälle gaben die Möglichkeit, die Rechenprogramme für extreme Anlagenzustände zu überprüfen.

Wesentliche Ergebnisse und Schlussfolgerungen

Die Erfahrungen und Ergebnisse der Benchmark-Berechnungen können wie folgt zusammengefasst werden:

- Die Berechnungen der Turbinenschnellschluss-Transiente in Peach Bottom-2 mit dem gekoppelten Code ATHLET-QUABOX/CUBBOX konnten die Messergebnisse für den Leistungspeak und den Verlauf des Druckanstiegs mit den überlagerten Druckschwingungen gut wiedergeben.
- Für die Berechnungen mit dem gekoppelten Code wurde das Anlagenmodell von ATHLET in seinem vollen Umfang genutzt, da das 3D-Kernmodell in die Nodalisierung des Anlagenmodells integriert werden kann, ohne dass Vereinfachungen im thermohydraulischen Modell erforderlich sind.
- Die schrittweise Durchführung der Berechnungen wie auch die Workshops, auf denen die Ergebnisse der Teilschritte verglichen wurden, führten zu umfangreichen Erfahrungen in der Modellentwicklung für SWR-Bedingungen.

Darüber hinaus wurden in Sensitivitätsstudien die Bedeutung der direkten Energiefreisetzung im Kühlmittel sowie der Einfluss einzelner Parameter (Dampfproduktion, unterkühltes Sieden im Modell der Zweiphasenströmung) auf den Transientenverlauf untersucht.

- Die Berechnungen sind auf leistungsfähigen modernen Workstations mit praktikablem Zeitaufwand durchführbar.

Die Ergebnisse des Benchmarks sind ein wichtiger Beitrag zur Validierung der gekoppelten Codes.

Results of the OECD/NRC BWR Turbine Trip Benchmark with the Coupled ATHLET-QUABOX/CUBBOX Code

To further develop the methodology for the calculation of transients and accidents in nuclear power plants, thermal-hydraulic system codes have been coupled with 3D neutron-kinetics models. Being closely coupled and taking spatial effects into account, these computer models make it possible to cover changes of the temperature, density or boron concentration in the coolant flow of the primary system and the core area as well as their effects on the power output of the reactor core. The development of these coupled codes was internationally pursued, and today integrated 3D neutron-kinetics models are available for all known system codes, such as RELAP, TRAC and CATHARE. For LWR plants, GRS coupled the ATHLET system code with the 3D core model QUABOX/CUBBOX. As concerns VVER plants with hexagonal fuel assemblies, the ATHLET code was coupled in various co-operation efforts e. g. with the core models BIPR-8 of the Kurchatov Institute, DYN3D of the Rossendorf Research Centre, and KIKO-3D of the Atomic Energy Research Institute in Budapest.

The OECD/NEA has for a long time been supporting with benchmark activities the validation of nuclear computer codes for the description of core behaviour under accident conditions. For coupled codes, the first benchmark dealt with a PWR main steam line break. There then followed the benchmark investigating a turbine trip transient for a BWR, which is described below. Its purpose is to check the computer models that have been developed by comparing the results achieved with different computer codes with each other as well as with the measured data of the reactor plant. Both benchmarks were co-ordinated by Penn State University.

Description of the transient sequence

Experiments on turbine trip at reduced power with opening of the bypass station were carried out in the US-American BWR plant Peach Bottom-2. Simultaneously, the neutron flux increase in the reactor core and the pressure distribution were measured.

The transient started with the fast closing of the turbine emergency stop valve (TSV). This led to a reduction of the steam flow and thus caused a pressure increase. In addition, a pressure oscillation was triggered which propagated back through the

steam line into the reactor vessel, occurring simultaneously with the pressure increase. The pressure increase led to a reduction of the steam content in the core area and – due to the improved neutron moderation – to a fast increase of the neutron flux and of power in the reactor core. The opening of the turbine bypass valve limited the pressure increase. The neutron flux increase led to the actuation of reactor scram. At the same time, an increase of the void fraction in the coolant ensued from the power increase, which rendered moderation conditions less favourable, thus limiting the power increase. The reasons for this were the direct energy production in the coolant,

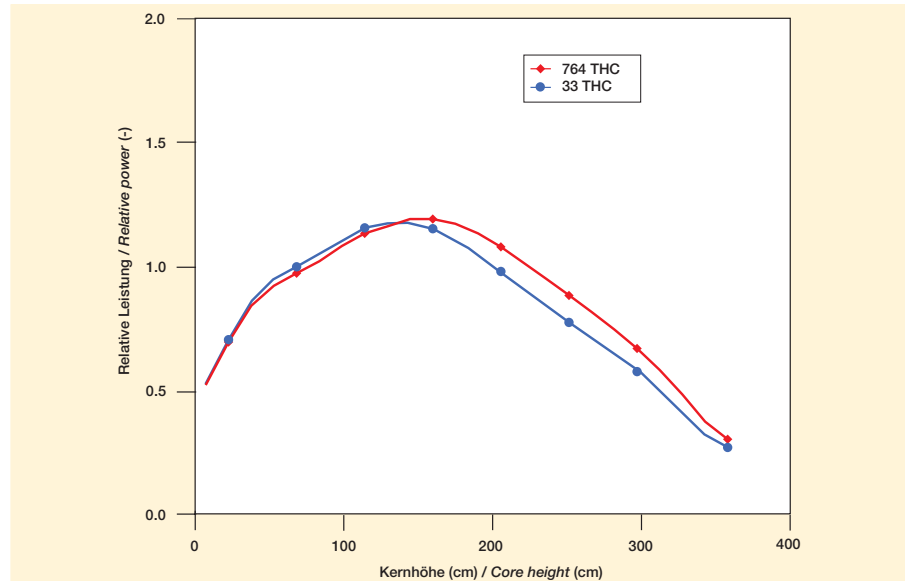
heat conduction in the fuel and the heat transfer from cladding to coolant. The calculations were to show whether the power limitation was due to reactor scram or if it had already been induced by the inherent retroactive reactivity effects of the void fraction in the coolant. In fact, reactor power increased from its initial value by almost a factor of 4. Therefore the turbine trip transient is well suited for the validation of the coupled codes.

Benchmark Exercises and creation of the computer model

The calculations relating to the turbine trip benchmark with the coupled ATHLET-QUABOX/CUBBOX code were performed in three so-called Exercises.

Exercise 1 comprised the calculation of the transient with the system code at a given time function for power output. A nodalisation of the reactor plant was prepared for the system code which could be checked irrespective any of differences in the core model. The ATHLET model describes the following major components in the reactor vessel: the lower plenum, the core area with a thermal-hydraulic channel for two fuel rod types modelling 7x7 and 8x8 fuel assemblies, a bypass channel, the upper plenum, the feed pipes, the steam separators and the upper steam volume. The backflow was modelled by the upper part of the downcomer where the feedwater is injected, the jet pumps in accordance with the US concept with two symmetrical outer recirculation loops, and the lower part of the downcomer with the diffuser elements forming the link to the lower plenum. The total length of the steam line from the reactor vessel to the TSV was 133 m. The bypass line started 9 m upstream of the TSV and had a length of about 75 m.

Exercise 2 investigated the behaviour of the core under set initial and boundary conditions. The loaded core is specified by the configuration of the fuel assemblies and the position of the control rods. For each fuel assembly, the nuclear data are defined for two energy groups in dependence of burn-up, fuel temperature, and coolant density.

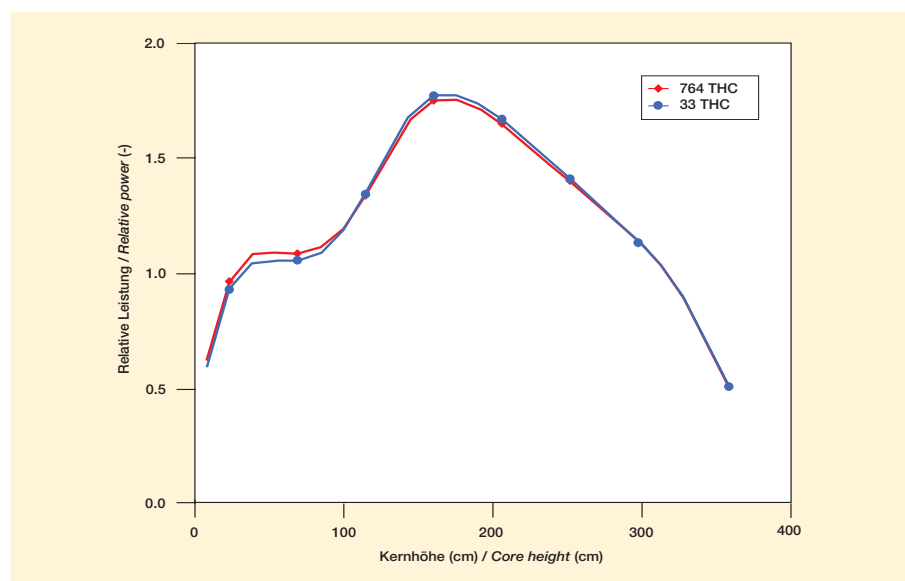


▲ Teilschritt 2: Vergleich der axialen Leistungsverteilung im stationären Anfangszustand im Brennelement #75 aus einer Berechnung mit 33 THC und 764 THC

Exercise 2, comparison of axial power distributions in the initial steady state for fuel assembly #75 using 33 THC and 764 THC

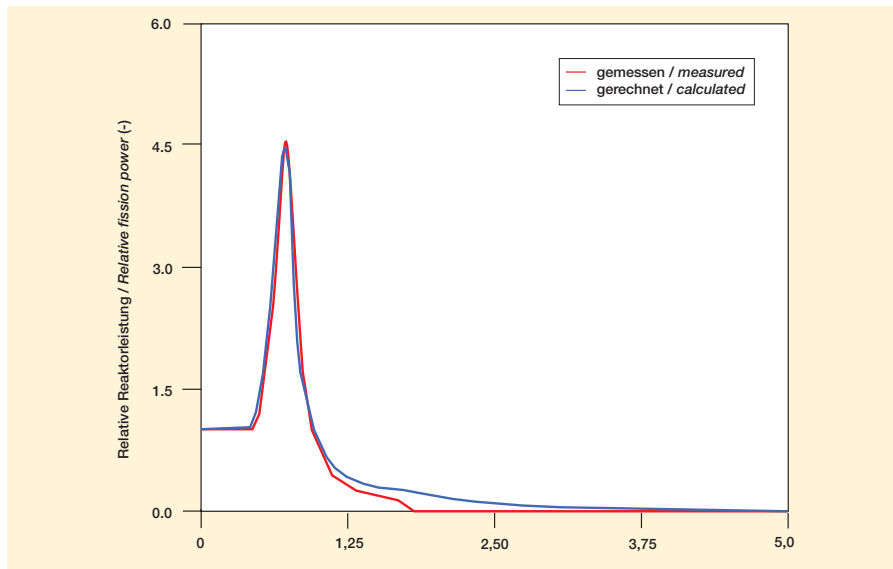
For the retroactive-thermal-hydraulic-effects model, an arrangement with 33 thermal-hydraulic cooling channels (THC) was specified, with pre-defined mass flow functions and coolant temperature. This problem required the development of the

3D core model. This model then allowed the comparison of the results of different 3D core models under given boundary conditions and uninfluenced by differences in the modelling of the reactor plant.



▲ Teilschritt 2: Vergleich der axialen Leistungsverteilung im stationären Anfangszustand im Brennelement #367 aus einer Berechnung mit 33 THC und 764 THC

Exercise 2, comparison of axial power distributions in the initial steady state for fuel assembly #367 using 33 THC and 764 THC



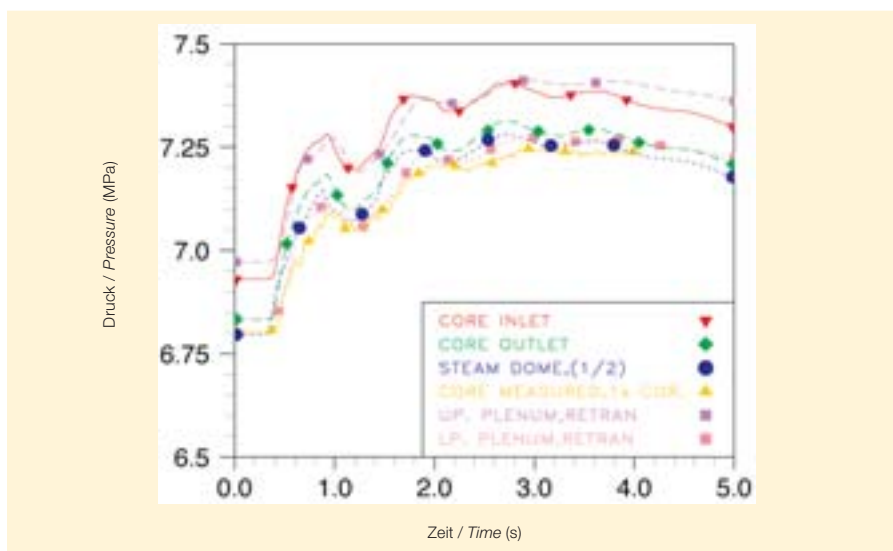
▲ Teilschritt 3: Zeitverlauf der Reaktorleistung für die SWR-Turbinenschnellschluss-Transiente, Vergleich der berechneten und gemessenen Werte

Exercise 3, integral power history of the BWR turbine trip transient, comparison of calculated and measured data

For comparison, a further core model was created with a 1:1 allocation of the thermal-hydraulic cooling channels to the fuel assemblies. This led to 764 THC for the description of the retroactive thermofluid-dynamic effects in the reactor core. The calculations showed that the average power distribution, i. e. the point in time and the power peak, were in good agreement with the experiment.

However, the comparison of the axial power distributions in selected fuel assembly positions also show that differences exist due to a shift to the upper half of the core. This confirms earlier findings in connection with the influence of the number of thermal-hydraulic cooling channels on the results.

In Exercise 3 of the benchmark, the turbine trip transient was calculated with the coupled



▲ Teilschritt 3: Vergleich der Zeitverläufe für den Druck an verschiedenen Ortspunkten

Exercise 3, comparison of pressure histories at different locations

computer codes. For this purpose, the ATHLET plant model of the first Exercise was coupled with the 3D core model QUABOX/CUBBOX of the second Exercise.

The comparison of the codes was extended by a few pre-defined variants resulting from additional faults and failures, such as the failure to open of the turbine bypass valve and the failure of reactor scram. These cases provided the opportunity to check the codes with regard to extreme plant states.

Major results and conclusions

The experiences with the benchmark calculations and their results can be summarised as follows.

- The calculations of the turbine trip transient at Peach Bottom-2 with the coupled ATHLET-QUABOX/CUBBOX code modelled the measured values of the power peak and the pressure history with the simultaneous pressure oscillations well.
- For the calculations with the coupled code, the full scope of the plant model of ATHLET was used since the 3D core model can be integrated in the nodalisation of the plant model without having to simplify the thermal-hydraulic model.
- The step-wise performance of the calculations as well as of the workshops comparing the results of the Exercises have yielded ample experience in the development of models for BWR conditions. In addition, sensitivity studies were performed to investigate the relevance of the direct release of energy in the coolant as well as the influence of individual parameters (steam production, subcooled boiling in the two-phase-flow model) on the transient sequence.
- On powerful modern workstations it is possible to perform the calculations within reasonable time.

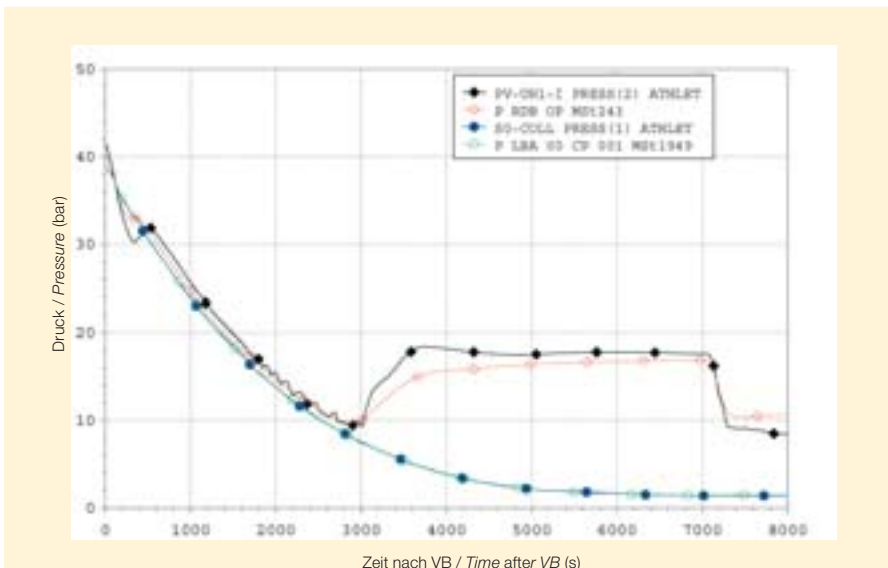
The results of the benchmark are an important contribution to the validation of the coupled codes.

S. Langenbuch, K.-D. Schmidt, K. Velkov

Validierung des Rechenprogramms ATHLET anhand eines PKL Experiments

Das in der GRS entwickelte Rechenprogramm ATHLET (**A**nalyse der **T**hermohydraulik für **L**ecks und **T**ransienten) zur Beschreibung des Störfallverhaltens von Reaktoranlagen hat einen fortgeschrittenen Entwicklungs- und Validierungsstand erreicht. Das Programm wird in großem Umfang für Störfallanalysen von Druckwasserreaktoren (DWR), Siedewasserreaktoren (SWR) und Druckwasserreaktoren russischer Bauart (WWER) eingesetzt. Eine Erweiterung des Anwendungsbereichs ergibt sich durch die Untersuchungen zur Deborierungs- und Vermischungsproblematik in DWR mit möglicher lokaler Rekritikalität, Leistungsexkursion und Brennstabschäden bei Störfällen mit mittleren und kleinen primärseitigen Lecks.

Bei Störfällen mit primärseitigen Lecks werden in Abhängigkeit von der Leckgröße (kleine, mittlere Lecks), Lecklage und der Anzahl der einspeisenden Sicherheitspumpen unterschiedliche Füllungsgrade des Primärkreises durchlaufen, wenn bei hohem Primärdruck die Leckausströmung höher ist als die Einspeiserate der Sicherheitspumpen. In Abhängigkeit vom Befüllungsgrad der Anlage kann hierbei die Nachzerfallsleistung über einen längeren Zeitraum im „Reflux Condenser“-Betrieb zur Sekundärseite abgeführt werden, wobei sich das in den abfallenden U-Rohrbereichen der Dampferzeuger entstehende Kondensat in den Austrittsbereichen der Dampferzeuger und in den Pumpenbögen ansammelt. Mit weiter abfallendem Primärdruck nimmt die Leckausströmung ab und die Einspeisung durch die Sicherheitssysteme zu, wodurch sich der Primärkreis wieder langsam füllt und der Naturumlauf einsetzt. Durch das Einsetzen des Naturumlaufs besteht die Gefahr, dass sich Kondensat bzw. deboriertes Wasser aus den Pumpenbögen in den Kern verlagert und Teile des Kerns, falls der Abbrand gering ist, trotz eingefahrener Steuerstäbe wieder kritisch werden. Dies hängt z. B. davon ab, ob der Naturumlauf in allen Loops gleichzeitig oder zu unterschiedlichen Zeitpunkten anläuft und wie sich das deborierte Wasser im Rückströmraum und im unteren Plenum verteilt bzw. vermischt.



▲ Primär- und sekundärseitige Drücke: Berechneter und gemessener Druckverlauf im oberen Plenum (ATHLET: „PV UH1 I PRESS(2)“; Messung: „P RDB OP MSt 243“) und im Dampfkollektor (ATHLET: „SO COLL PRESS(1)“; Messung: „P LBA 00 CP 001 MSt 1949“).

Primary- and secondary-side pressures: Calculated and measured distributions in the upper plenum (ATHLET: „PV UH1 I PRESS(2)“; measurement: „P RDB OP MSt 243“) and in the steam collector (ATHLET: „SO COLL PRESS(1)“; measurement: „P LBA 00 CP 001 MSt 1949“).

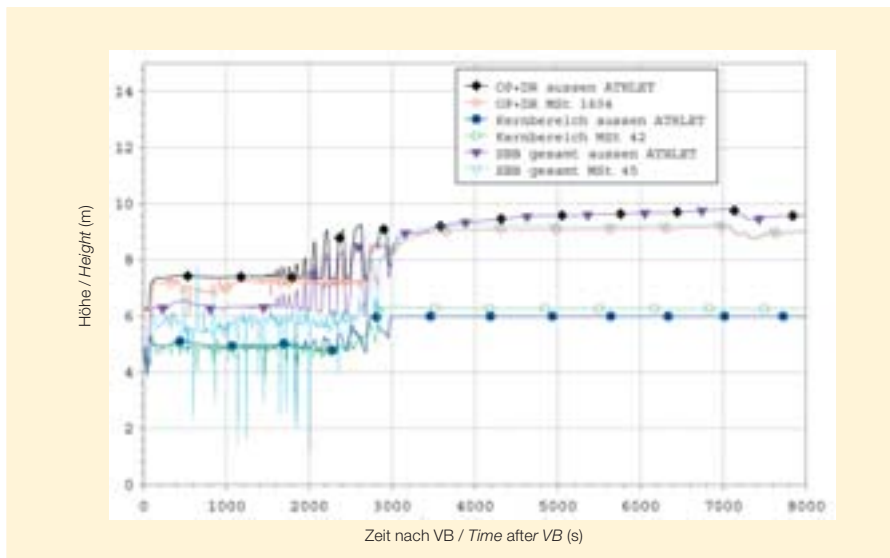
Eine Validierung von ATHLET anhand der Nachrechnung von Versuchen aus den Versuchsprogrammen PKL III-D und E sowie UPTF-TRAM, die schwerpunktmäßig das Wiederanlaufen des Naturumlaufs (z. B. PKL III D2.1, E2.2) und die Vermischung unterschiedlich temperierter (borierter) Wassermassenströme im Rückströmraum (z. B. UPTF-TRAM C3 Run 13a, 14a) untersuchen, ist deshalb notwendig und bereits im Gange. Im Folgenden wird die Nachrechnung des Versuchs PKL III D2.1 mit dem Rechenprogramm ATHLET beschrieben. Die 4-Loop-Versuchsanlage PKL III ist das im Maßstab 1/145 skalierte Modell eines Druckwasserreaktors deutscher Bauart. Die wesentlichen Komponenten und Systeme sind nachgebildet.

Der Versuch PKL III D2.1 behandelt ein kaltseitiges, kleines Primärkreisleck (30 cm²) in Loop 1 mit Anlaufen des Naturumlaufs nach Auffüllen des Primärkreislaufs durch kaltseitige Einspeisung der Sicherheitseinspeisepumpen (Loop 1, 2), heißseitige Einspeisung der vier Druckspeicher, heiß- und kaltseitige Einspeisung der Niederdruckpumpen (Loop 1, 2) sowie durch sekundärseitiges Abfahren mit 100 K/h.

Bei Versuchsbeginn wird die Nachzerfallsleistung im „Reflux Condenser“-Betrieb zur Sekundärseite abgeführt. Mit der Öffnung des Lecks und dem gleichzeitigen Einsetzen des sekundärseitigen Abfahrens setzt die primär- und sekundärseitige Druckabsenkung ein. Das sekundärseitige Abfahren wird bei der ATHLET-Rechnung durch Vorgabe des gemessenen Drucks am Kollektoraustritt (Randbedingung) simuliert.

Der Primärkreisdruck wird bis ca. 3000 s weitgehend vom sekundärseitigen Abfahren bestimmt und verläuft bei der Rechnung in Übereinstimmung zur Messung knapp oberhalb des Sekundärkreisdrucks. Lediglich in der Anfangsphase werden der Primärkreisdruck durch die Öffnung des Lecks und die Dampfkondensation, die von der verzögert einsetzenden Hochdruckeinspeisung ausgelöst wird, kurzzeitig unter den Sekundärkreisdruck abgesenkt.

Durch das Einsetzen der Hochdruckeinspeisung wird bei Rechnung und Experi-



▲ Kollabierte Füllstände im oberen Plenum (ATHLET: „OP+DR außen“; Messung: „OP+DR MSt 1604“), im Kern (ATHLET: „Kernbereich außen“; Messung: „Kernbereich MSt 42“) und im gesamten Stabbündelbehälter (ATHLET: „SBB gesamt außen“; Messung: „SBB gesamt MSt 45“).
Collapsed water levels in the upper plenum (ATHLET: “OP+DR außen”; measurement: “OP+DR MSt 1604”), in the core (ATHLET: “Kernbereich außen”; measurement: “Kernbereich MSt 42”) and in the entire heater rod bundle vessel (ATHLET: “SBB gesamt außen”; measurement: “SBB gesamt MSt 45”).

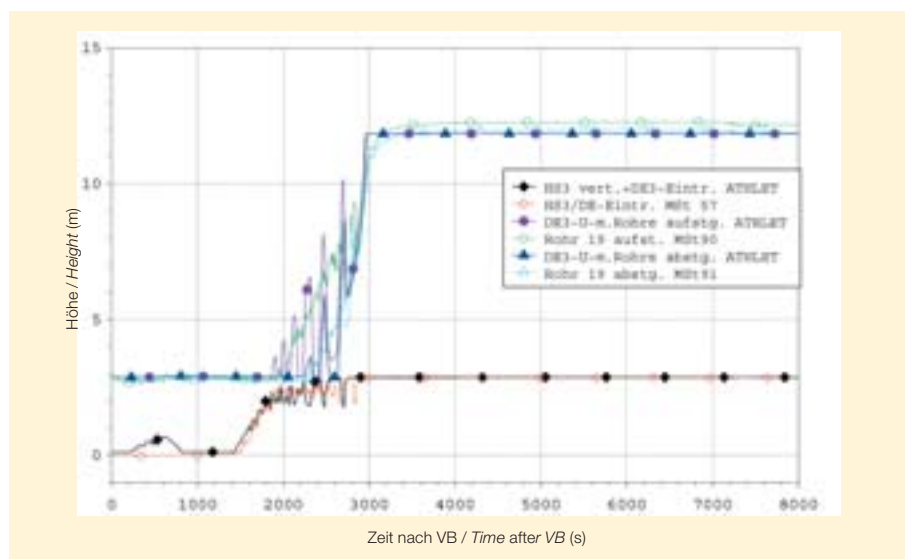
ment der kollabierte Füllstand im Druckbehälter um ca. 1 m angehoben.

Bis ca. 3000 s wird bei der Rechnung in Übereinstimmung zum Experiment der Primärkreis durch die Notkühlein speisung (Hochdrucksystem, Druckspeicher, Niederdrucksystem) bis zu den Scheitelpunkten der Dampferzeuger-U-Rohre aufgefüllt. Die Füllstandsverläufe in den anderen Dampferzeugern sind denen des Dampferzeugers 3 sehr ähnlich.

Ab ca. 3000 s beginnt der Primärkreisdruck zu steigen, bis sich zwischen der Leckausströmung, der Hochdruckeinspeisung und der Einströmung in den Druckhalter ein Gleichgewichtszustand ausgebildet hat (s.S. 49). Eine akzeptable Übereinstimmung beim Druckverlauf und auch beim Füllstandsanstieg im Stabbündelbehälter und im Druckhalter im Zeitbereich zwischen 3000 und 7000 s konnte nur durch eine nahezu vollständige Reduktion der Dampfkondensation in den Bereichen des Druckbehälters oberhalb der heißen und kalten Stränge sowie im Druckhalter mit Hilfe von Eingabewerten erreicht werden. Hier sind von der Entwicklung ei-

nes Modells zur Simulation einer isolierenden Sattwasserschicht an kalten Wasserspiegeloberflächen Verbesserungen zu erwarten. Mit dem Ausschalten der Hochdruckeinspeisung sinkt der Primärkreisdruck auf das Druckniveau der Niederdruckeinspeisung ab, und der Druckhalter wird bei Rechnung und Experiment wieder entleert, wie aus den kollabierten Füllstandsverläufen (ATHLET: „P0-PRESS ZCLML(1)“; Messung: „H JEF 10 CL 001 MSt 1847“) in der Abbildung auf Seite 51 hervorgeht.

Mit dem Wiederauffüllen des Primärkreises bis zu den Scheitelpunkten der Dampferzeuger-U-Rohre läuft in den beiden Loops ohne Hoch- und Niederdruckeinspeisung (Loop 3, 4) bei Rechnung und Experiment der stabile, einphasige Naturumlauf an (siehe Abbildung auf Seite 52, oben).



▲ Kollabierte Füllstände im Eintrittsbereich und im mittleren U-Rohr von Dampferzeuger 3: Füllstandsverlauf im heißen Strang und Eintrittsbereich des Dampferzeugers 3 (ATHLET: „HS3 vert.+DE3-Eintr.“; Messung: „HS3/DE3-Eintr. MSt 57“) sowie im auf- und absteigenden Ast der U-Rohre mittlerer Länge im Dampferzeuger 3 (ATHLET: „DE3-U-m.Rohre aufstg.“; Messung: „Rohr 19 aufst. MSt 90“; ATHLET: „DE3-U-m.Rohre abstg.“; Messung: „Rohr 19 abstg. MSt 91“).

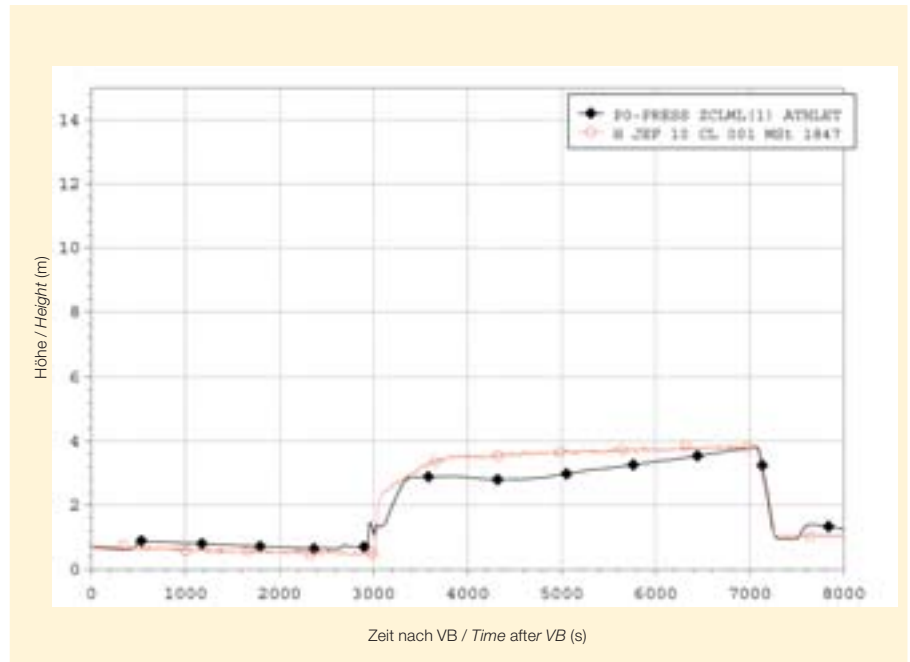
Collapsed water levels in the entrance area and in the U-tube of medium length in Steam generator 3: Water level curve in the hot leg and entrance area of Steam generator 3 (ATHLET: “HS3 vert.+DE3-Eintr.”; measurement: “HS3/DE3-Eintr. MSt 57”) and in the upward and downward section of the U-tubes of medium length in Steam generator 3 (ATHLET: “DE3-U-m.Rohre aufstg.”; measurement: “Rohr 19 aufst. MSt 90”; ATHLET: “DE3-U-m.Rohre abstg.”; measurement: “Rohr 19 abstg. MSt 91”).

In Loop 1, bei dem das kaltseitig eingespeiste Notkühlwasser teilweise über das Leck abströmen kann, läuft beim Experiment der Naturumlauf mit einer Verzögerung von ca. 1000 s an. In Loop 2 startet der Naturumlauf kurze Zeit nach dem Ausschalten der Hochdruckeinspeisung (siehe Abbildung auf Seite 52, unten).

Bei der Rechnung kommt es in diesen Loops nach anfänglichen Massenstromschwankungen während der Auffüllphase nicht zum Anlaufen des Naturumlaufs. Mögliche Ursachen hierfür sind eine bei der Rechnung etwas ungünstigere Temperatur- bzw. Dichteverteilung in den Loops, die fehlende azimutale Aufteilung des oberen Plenums (bisher nur ein innerer und ein äußerer Strömungskanal modelliert) oder geringe anlagentechnische Unterschiede in den Loops (Loop 1 bis 4 sind im Eingabedatensatz bis auf die Anschlussysteme identisch).

Der Vergleich der gerechneten und der experimentellen Ergebnisse zeigt, dass der gesamte Störfallablauf ausgehend von der Anfangsphase mit „Reflux Condenser“-Betrieb und der Druckabsenkungs- und Wiederauffüllphase simuliert werden kann. Speziell beim primärseitigen Druckverlauf und bei Füllständen ergab sich eine insgesamt zufrieden stellende Übereinstimmung. Die Dampfkondensation in den oberen Druckbehälterbereichen und im Druckhalter musste allerdings mit Hilfe von Eingabewerten stark reduziert werden, weil ein Modell zur Nachbildung einer isolierenden Sattwasserschicht derzeit noch fehlt. In Übereinstimmung zum Experiment stellte sich bei der Rechnung nach dem Wiederauffüllen in den beiden nicht bespeisten Loops ein stabiler Naturumlauf ein. Der im Bruchloop mit Verzögerung anlaufende Naturumlauf konnte aber nicht simuliert werden.

Zur Beseitigung der festgestellten Code-schwächen sind noch Entwicklungsarbeiten notwendig.



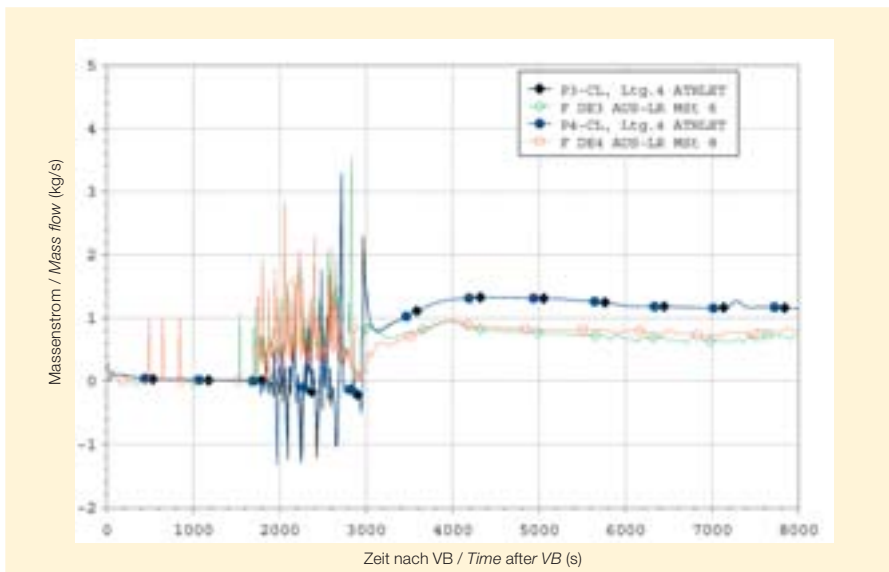
▲ Kollabierte Füllstände im Druckhalter

Collapsed water level in the pressuriser

Validation of the ATHLET Computer Code by Means of PKL Experiments

The GRS-developed computer code ATHLET (**A**nalysis of the **T**hermal **H**ydraulics for **L**eaks und **T**ransients) to describe the behaviour of nuclear reactor facilities during incidents and accidents has achieved an advanced status of development and validation. The code is applied for accident analyses for pressurised water reactors (PWRs), boiling water reactors (BWRs) and Russian-designed pressurised water reactors (VVERs). The scope of application is extended by studies on the problem of deboration and mixing at PWRs with potential local recriticality, power excursion and fuel rod damages during accidents with medium and small leaks in the reactor coolant system.

In case of accidents with leaks in the reactor coolant system, different amounts of cooling water inventory are passed through, under consideration of leak size (small, medium leaks), leak location and number of injecting safety pumps, if the leakage under high primary pressure exceeds the injection rate of the safety pumps. Depending on the water level in the primary circuit, the decay heat can be removed for a longer period of time during reflux condenser operation to the secondary side. During this process, the condensate generated in the downward section of the steam generator U-tubes accumulates in the steam generator outlet chamber and in the pump seals. With decreasing primary pressure, the leakage flow rate decreases and the injection through the safety systems increases by which the primary circuit is slowly refilled and natural circulation begins. The natural circulation bears the risk that condensate or deborated water from the pump seals gets into the core and, in case of low burnup, parts of the core become critical again despite inserted control rods. This depends, e. g., on whether the natural circulation starts in all loops simultaneous or at different times and how the deborated water is distributed or mixed in the downcomer and in the reactor vessel lower plenum.



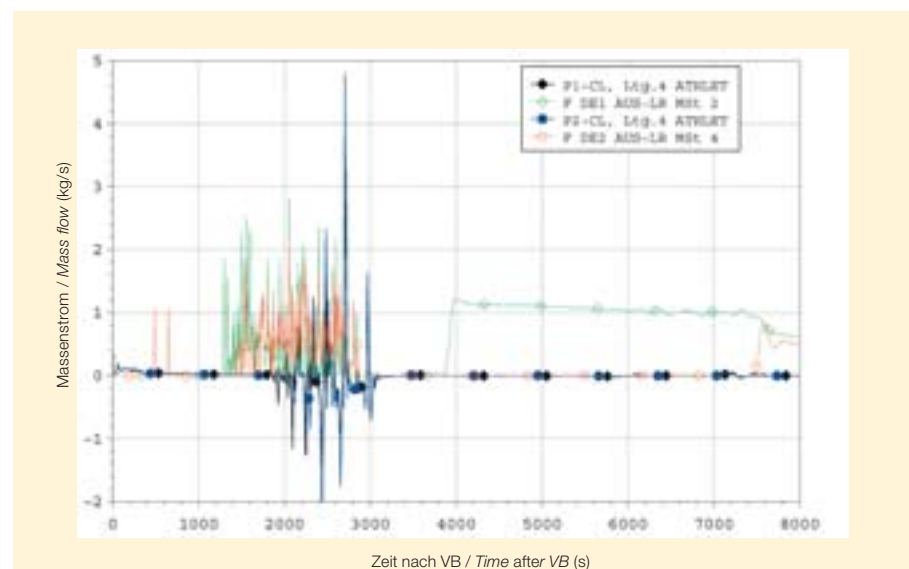
▲ Berechnete und gemessene Massenstromverläufe in Loop 3 und 4 (ATHLET: „P3-CL, Ltg. 4“; Messung: „F DE3 AUS-LR MSt 6“; ATHLET: „P4 CL, Ltg. 4“; Messung: „F DE4 AUS-LR MSt 8“).
Calculated and measured mass flows in Loop 3 and 4 (ATHLET: “P3-CL, Ltg. 4”; measurement: “F DE3 AUS-LR MSt 6”; ATHLET: “P4 CL, Ltg. 4”; measurement: “F DE4 AUS-LR MSt 8”).

For this reason, it is necessary and already in progress to validate ATHLET on the basis of post-test calculations on the experiments PKL III-D and E, and UPTF-TRAM, which primarily investigate the restart of natural circulation (e. g. PKL III D2.1, E2.2) and the mixture of differently tempered (borated) water mass flows in the downcomer area (e. g. UPTF-TRAM C3 Run 13a, 14a). In the following, a description is given on the post-test calculation of the PKL III D2.1 experiment. The 4-loop test facility PKL III is a 1:145 scaled model of a German pressurised water reactor where the relevant components and systems are modelled.

The PKL III D2.1 experiment deals with a cold-leg leak in the primary circuit (30 cm²) in Loop 1 with start of the natural circulation after filling of the primary circuit by cold-leg injection through the safety injection pumps (Loop 1, 2), hot-leg injection through the four accumulators, hot- and cold-leg injection through the low-pressure pumps (Loop 1, 2), and through secondary cooldown with 100 K/h.

At the beginning of the experiment, the decay heat is removed to the secondary side in reflux condenser mode. The opening of the leak and the secondary cooldown at

the same time initiates a pressure reduction at the primary and the secondary side. The secondary cooldown is simulated in the ATHLET calculation by entering the value of the measured pressure at the collector exit (boundary condition).



▲ Berechnete und gemessene Massenstromverläufe in Loop 1 und 2 (ATHLET: „P1-CL, Ltg. 4“; Messung: „F DE1 AUS-LR MSt 2“; ATHLET: „P2 CL, Ltg. 4“; Messung: „F DE2 AUS-LR MSt 4“).
Calculated and measured mass flow distributions in Loop 1 and 2 (ATHLET: “P1-CL, Ltg. 4”; measurement: “F DE1 AUS-LR MSt 2”; ATHLET: “P2 CL, Ltg. 4”; measurement: “F DE2 AUS-LR MSt 4”).

Up to about 3000 s, the primary pressure is mainly dominated by the secondary cooldown and is calculated in agreement with the measurement, just above the secondary pressure. The primary-side pressure only transgresses below the secondary pressure in the initial phase for a short time due to the opening of the leak and steam condensation, which is caused by the delayed start of the high-pressure injection.

In the calculation and in the experiment, the collapsed water level is increased by about 1 m with start of the high-pressure injection.

Up to about 3000 s, the primary circuit is filled in the calculation, in agreement with the experiment, via the emergency core cooling system (high-pressure system, accumulator, low-pressure system) up to the tops of the steam generator U-tubes (see p. S. 50). The water level curves in the other steam generators are very similar to those of Steam generator 3.

After about 3000 s, the primary pressure begins to rise until a balance is reached between the leakage, the high-pressure injection and the inflow into the pressuriser (see p. 49). An acceptable agreement with

regard to the pressure behaviour and also with regard to the water level increase in the heater rod bundle vessel and in the pressuriser could only be reached in the time range between 3000 and 7000 s by an almost complete reduction of the steam condensation in the areas of the pressure vessel above the hot and cold legs as well as in the pressuriser by means of input values (see p. 50, top and 51). Here, improvements are to be expected from the development of a model for the simulation of an isolating layer of saturated water at cold water surfaces. When switching off the high-pressure injection system, the primary pressure decreases to the pressure of the low-pressure injection, and the pressuriser is depleted again both in the calculation and the experiment, as it can be concluded from the collapsed water level curves (ATHLET: "PO-PRESS ZCLML(1)"; measurement: "H JEF 10 CL 001 MSt 1847").

With refilling of the primary circuit up to the tops of the steam generator U-tubes (see p. 50, bottom) stable single-phase natural circulation starts in both loops without high- and low-pressure injections (Loop 3, 4) in the calculation and in the experiment (see p. 51).

In Loop 1, where the emergency cooling water injected via the cold leg injection system can partly flow off via the leak, the natural circulation starts in the experiment with a delay of about 1000 s. In Loop 2, the natural circulation starts shortly after termination of the high-pressure injection (see p. 52, bottom).

In the calculation, the natural circulation in these loops does not start during the fill-up phase after initial mass flow fluctuations. Possible causes are a temperature and density distribution in the loops that is slightly less favourable in the calculation, no azimuthal sectioning of the upper plenum (until now, only modelling of an internal and an external flow channel available) or minor design-related differences in the loops (except for the connecting systems, Loop 1 to 4 are identical in the input dataset).

The comparison between the calculated and experimental results shows that the entire accident sequence can be simulated starting with the initial phase with reflux condenser mode and pressure reduction

and refill phase. Especially for the primary-side pressure behaviour and the water levels, a satisfactory agreement could be achieved. However, the steam condensation in the upper pressure vessel volumes and in the pressuriser had to be reduced considerably via input data, since at present there is no model for the simulation of an isolating layer of saturated water available. In agreement with the experiment, it was calculated that a stable natural circulation starts after refilling in the loops without emergency cooling water injection. However, it was not possible to simulate the natural circulation starting with some delay in the loop with the leak.

For the elimination of the code deficiencies identified, development work is still required.

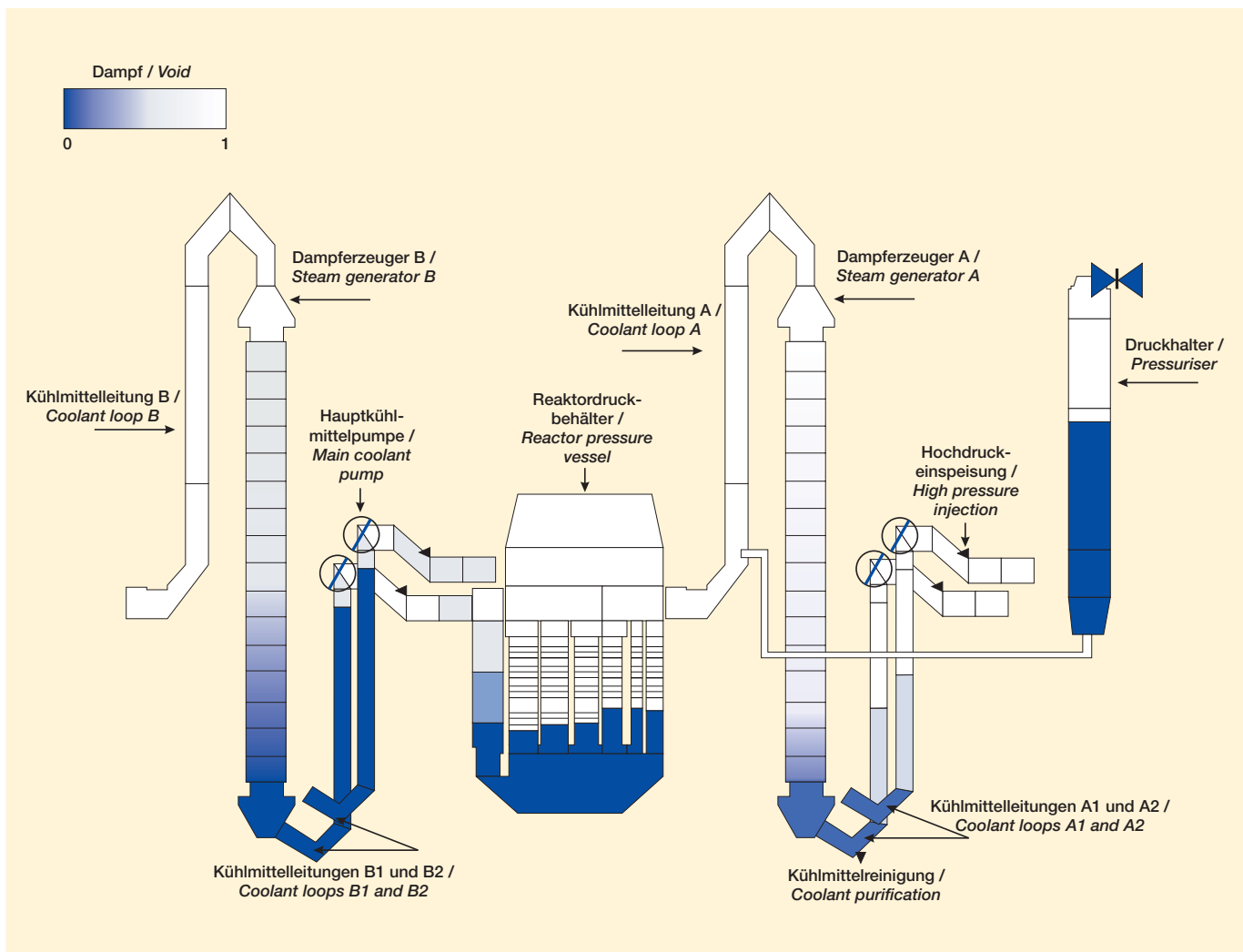
F. Steinhoff

Analyse der Quench-Phase des TMI-2 Unfalls mit ATHLET-CD

Das Programmsystem ATHLET-CD wird zur realistischen Simulation von Stör- und Unfällen mit Kernzerstörung unter Berücksichtigung von Handmaßnahmen zur Kernkühlung entwickelt. Mit ihm werden Strömungs- und Wärmeübertragungsvorgänge, Kernschädigung und Kernschmelzen in Kernreaktoren oder anderen kerntechnischen Anlagen (z. B. Reinigungsanlage in Paks), sowie die Freisetzung der Spaltprodukte und Aerosole aus dem Brennstoff und den Steuerelementen und deren Transport im Primär- und Sekundärsystem der Reaktoranlage simuliert. Mit der mit COCOSYS gekoppelten Version können auch vollständige Anlagensimulationen durchgeführt werden. Zur Überprüfung des gesamten Rechenprogramms wurden u. a. Quench-Versuche des Forschungszentrums Karlsruhe, Integralversuche des Phébus Spaltprodukt-Projekts sowie der Unfall im Reaktor Three Mile Island (TMI-2) nachgerechnet. Die Rechnungen zeigen, dass der Simulationsumfang und die Qualität der erzielten Ergebnisse wesentlich erweitert und verbessert wurden. Sie zeigen auch, dass ATHLET-CD für ein breites Spektrum zur Verfügung steht und zur Interpretation von Störfällen und Versuchsergebnissen wesentlich beitragen kann.

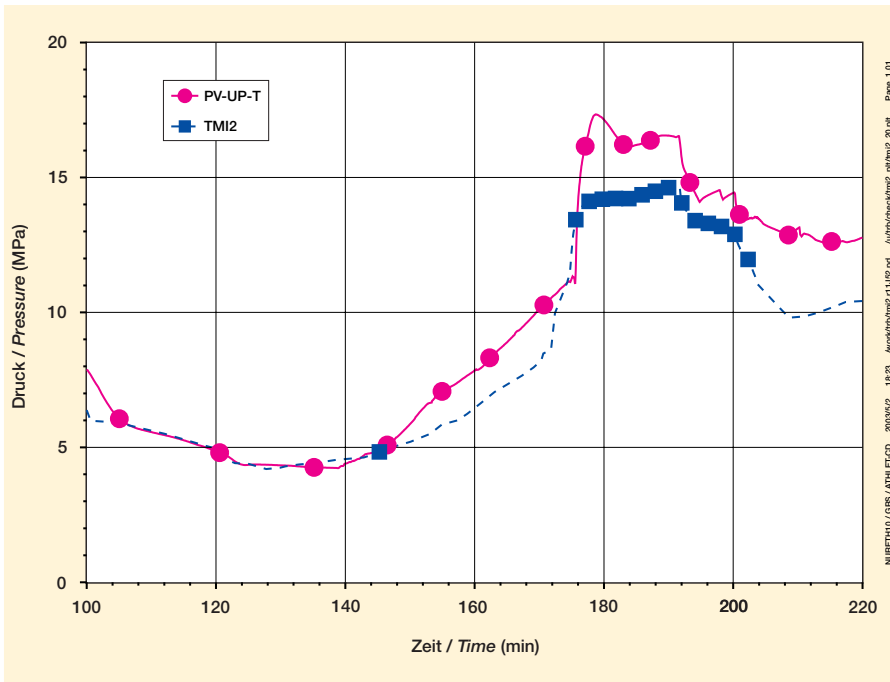
Eine besondere Herausforderung an derartige Rechenprogramme ist die Simulation des Unfalls im Reaktor TMI-2. Die CSNI-Arbeitsgruppe GAMA (Working Group on the Analysis and Management of Accidents) beschloss 2001, den Fortschritt der Entwicklung dieser Rechenprogramme anhand der TMI-2 Unfallsimulation aufzuzeigen. Für die Nachrechnung der einzelnen Unfallschritte kamen folgende Programme zum Einsatz:

- Die Kernaufheizphase (bis 174 min) wurde mit den Programmen ATHLET-CD, ICARE/CATHARE, MELCOR und SCDAP/RELAP gerechnet.
- Der Pumpenrestart und die Wiederauffüllphase (bis 224 min) wurden mit ATHLET-CD und SCDAP/RELAP simuliert.



▲ Reaktormodell des TMI-2 und Wasserverteilung vor dem Pumpenrestart (174 min)

Reactor model of the TMI-2 and water distribution before pump restart (174 min)



▲ Druckverlauf im Primärsystem
 Pressure history in the primary system

- Die Modellierung der letzten Unfallphase, der Schmelzeverlagerung in das untere Plenum (bis 300 min), ist noch nicht abgeschlossen. Diese Phase wurde nur mit SCDAP/RELAP unter Verwendung von Sondermodellen gerechnet.

inneren Parallelkanälen zugeordnet, die Steuerstäbe jedoch nur den Ringen 1 bis 3. Der äußerste Ring 5 ist ohne Brennstäbe, um eine völlige Strömungsblockade im Kern

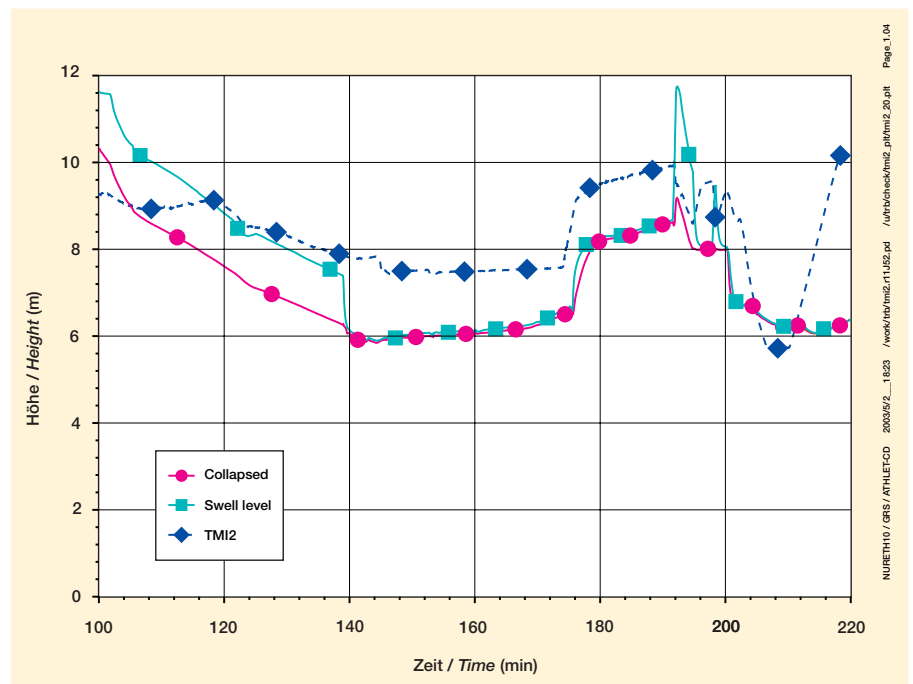
zu vermeiden. Das vereinfachte Modell der Sekundärseite umfasst jeweils 16 axiale Volumina und die entsprechenden Randbedingungen zum Speisewassersystem und zur Frischdampfleitung. Das gesamte Modell besteht aus 280 Volumina mit 400 Verbindungen.

Die Rechenergebnisse (durchgezogene Linien) werden nur für die Zeit von 100 bis 220 min diskutiert, da die Simulation der ersten 100 min nach Unfallbeginn nur der korrekten Bestimmung der Energie- und Wasserverteilung im Reaktorkühlsystem dient.

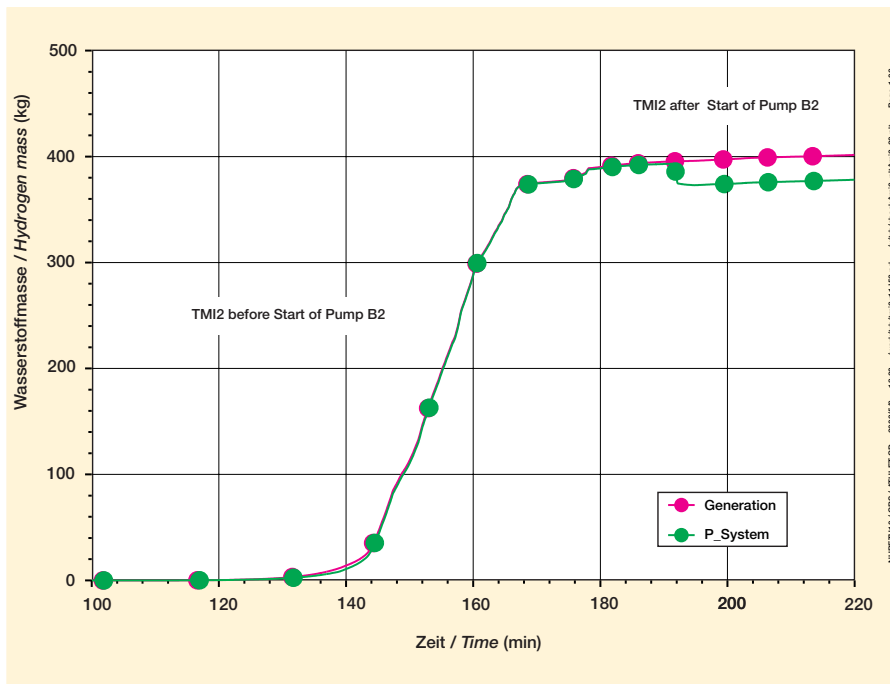
Die Simulationsqualität kann am besten anhand der gemessenen Größen (gestrichelte Linien) beurteilt werden: dem Systemdruck und dem Druckhalterfüllstand, der dem gerechneten äquivalenten Wasserspiegel („collapsed level“) entspricht. Zur Zeit 100 min werden die zwei noch laufenden HKP (A1 und A2) ausgeschaltet. Mit der Separation des Wasser-Dampf-Gemisches beginnt die Kernaufheizung. Der Systemdruck und der Druckhalterfüllstand sinken weiter ab. Der Druckabfall nimmt nach 120 min deutlich ab und kommt schließlich noch vor dem Schließen des Blockventils

Im Folgenden wird der Stand der ATHLET-CD Entwicklung anhand der TMI-2 Rechnung aufgezeigt.

Das Modell des Reaktors zeigt die Wasserverteilung im System zum Zeitpunkt 174 min, d. h. vor dem Pumpenrestart. Es umfasst den Reaktordruckbehälter (RDB), zwei Geradrohr-Dampferzeuger und die Kühlmittelleitungen mit zwei heißen und vier kalten Strängen und den Hauptkühlmittelpumpen (HKP). Der Druckhalter ist über die Volumenausgleichsleitung an der Kühlmittelleitung A angeschlossen. Der Anschluss des Kühlmittel-Reinigungssystems liegt am Pumpenbogen der Kühlmittelleitung A1, der der Hochdruckeinspeisung in alle vier Kühlmittelleitungen zwischen HKP und RDB. Der Reaktorkern ist in fünf konzentrische Parallelkanäle mit Querverbindungen und 22 axiale Zonen unterteilt. Die Brennstäbe (ROD1 bis ROD4) sind zu gleichen Anteilen den vier



▲ Wasserstand im Druckhalter
 Water level in the pressuriser



▲ Erzeugte Wasserstoffmasse im Primärsystem infolge der Hüllrohroxidation
Hydrogen generated in the primary system due to cladding oxidation

am Druckhalter nach 140 min zum Stillstand. Nach diesem Zeitpunkt kollabiert der Gemischspiegel („swell level“) im Druckhalter und bleibt dann nahezu konstant.

Die Wasserstoffproduktion beginnt nach 120 min, führt zu einer Zunahme der Energiezufuhr an das Fluid und bewirkt damit die Abnahme des Druckabfalls. Mit zunehmender Wasserstoffproduktion steigt der Systemdruck und führt auch zu einem leichten Wasserspiegelanstieg im Druckhalter. Ab 150 min wird der Druckanstieg überschätzt. Dies kann einerseits durch einen zu hohen Wasserstand im Kern oder andererseits durch eine zu geringe Dampfblockade im Kernbereich verursacht sein, d. h., es wird zu viel Hüllrohrmaterial oxidiert und zu viel Wasserstoff erzeugt. Zu Beginn des Pumpenrestarts beträgt die erzeugte Wasserstoffmenge 380 kg und liegt damit über dem geschätzten Wert von etwa 300 kg.

In 1,75 m Höhe erreichen die Brennstäbe nicht die Schmelztemperatur von 2600 K. Der Temperaturanstieg wird durch die Verlagerung von Schmelze hervorgerufen, die dann zu einer Kruste erstarrt und in den beiden inneren Ringen 1 und 2 zu einer Strömungs-

blockade mit vermindertem Wärmeübergang an das Fluid führt. Im Ring 3 bildet sich keine Strömungsblockade und das aus den inneren Ringen verdrängte Fluid führt wieder zu einer Abkühlung noch vor dem Pumpenrestart.

Mit dem Restart der HKP B2 bei 174 min wird das im Dampferzeuger B und dem kalten Strang B2 angesammelte Wasser in kurzer Zeit in den hoch erhitzten Kern gefördert. Dies führt zu einem sehr hohen Wärmeübergang an das Fluid. Damit werden die nicht blockierten und noch nicht zerstörten Zonen im oberen Kernbereich wieder benetzt (Quench-Vorgang), wie aus der Abbildung für die inneren Ringe 1 bis 3 ersichtlich. Dagegen vollzieht sich die Abkühlung in Ring 4 nur sehr langsam, da hier Schmelzeansammlung und Blockadebildung die Wärmeübertragung reduzieren.

Während der Dampf aus den Ringen 1 bis 3 verdrängt wird, bleibt der Dampf volumensanteil im Ring 4 über 80 %. Die Zone trocknet schnell wieder aus. Mit zunehmender Kernfreilegung trocknen auch die Ringe 1 bis 3 wieder aus (195 min) und werden erst nach dem Einschalten der Hochdruckeinspeisung mit dem Wiederauffüllen des

Kerns auf Sättigungstemperatur abgekühlt (205 min).

Die Quench-Phase ist infolge der hohen Wärmeübertragung mit einer sehr hohen Dampferzeugung verbunden. Sie führt zu einem steilen Druckanstieg, da über die Dampferzeuger nur relativ wenig Wärme abgegeben werden kann. Der Druckanstieg ist höher als in der Anlage gemessen. Dies weist darauf hin, dass im Kern, infolge einer Unterschätzung der Kernzerstörung, die Wärmeübertragung an das Fluid zu hoch ist. So wird z. B. der Absturz von Pellets, die durch das Schmelzen tiefer liegender Brennstabbereiche nicht mehr unterstützt sind oder die Trümmerbildung durch Thermoschock noch nicht modelliert. Andererseits wird während der Quench-Phase nur sehr wenig Wasserstoff erzeugt. Abschätzungen zum Unfallablauf ergaben eine Wasserstoffproduktion von bis zu 150 kg nach dem Pumpenrestart. In der Rechnung kann diese Menge jedoch nicht annähernd wiedergegeben werden, da in den hoch aufgeheizten Bereichen kein metallisches Hüllrohr mehr vorhanden ist und in den anderen Zonen, mit noch nicht oder nur gering oxidierten Hüllrohren, die Temperaturen zu niedrig sind, um einen wesentlichen Beitrag zur Wasserstoffproduktion zu liefern. Damit ergäbe sich eine Unterschätzung der Energiefreisetzung und damit ein zu geringer Druckanstieg. Die zu starke Oxidation vor dem Pumpenrestart weist u. U. auf eine zu geringe Blockadebildung hin, die während des Quench-Vorganges möglicherweise wieder aufbricht.

Die Rechnung zeigt, dass die ersten vier Stunden des TMI-2 Unfalls mit ATHLET-CD gut und in vertretbarer Rechenzeit (40 h) simuliert werden können und das Programm somit dem internationalen Stand entspricht. Zur besseren Simulation des Quench-Vorganges müssen sowohl die Brennstabmodelle als auch die thermohydraulischen Modelle weiter entwickelt werden. Ein wesentlicher Beitrag dazu wird durch die Weiterentwicklung der Partikelbett- und Schmelzesees-Modelle (Module MESOCO und MEWA) erwartet. Außerdem werden durch die Einbindung der Modelle zur Schmelzeverlagerung in das untere Pleenum (Module VECO und AIDA) die Voraussetzungen zur Simulation der letzten Unfallphase geschaffen.

Analysis of the Quench Phase of the TMI-2 Accident with ATHLET-CD

The computer code ATHLET-CD is being developed for the realistic simulation of accidents with core degradation under consideration of manual actions for core cooling. It is applied to simulate flow and heat transfer processes, core damage and core meltdown in nuclear reactors or other nuclear facilities (e. g. cleaning tank in Paks), as well as the release of fission products and aerosols from the fuel and the control assemblies and their transport in the reactor coolant system and the secondary system of the reactor plant. The version coupled with COCOSYS also allows to perform complete plant simulations. For the validation of the total computer code, post-calculations were performed, among others, on quench tests of the Karlsruhe Research Center, on integral tests of the Phébus fission product project, as well as on the Three Mile Island (TMI-2) accident. The calculations show that the scope of simulation and the quality of the results achieved have been extended and improved considerably. They also show that ATHLET-CD can be applied for a broad spectrum and provide essential contributions to the interpretation of accidents and test results.

The simulation of the accident at TMI-2 is a particular challenge to such computer codes. In 2001, the CSNI working group GAMA (Working Group on the Analysis and Management of Accidents) decided to identify the progress made in the development of these computer codes by means of simulating the TMI-2 accident. For the post-calculation of the different accident phases, the following codes were applied:

- The core heat-up phase (up to 174 min) was calculated with the codes ATHLET-CD, ICARE/CATHARE, MELCOR and SCDAP/RELAP.
- Pump restart and refill phase (up to 224 min) were simulated with ATHLET-CD and SCDAP/RELAP.
- The modelling of the last accident phase, the core melt relocation into the lower plenum (up to 300 min) has not been completed yet. This phase was only calculated with SCDAP/RELAP using specific models.

In the following, the status of the ATHLET-CD development will be presented by means of TMI-2 calculations.

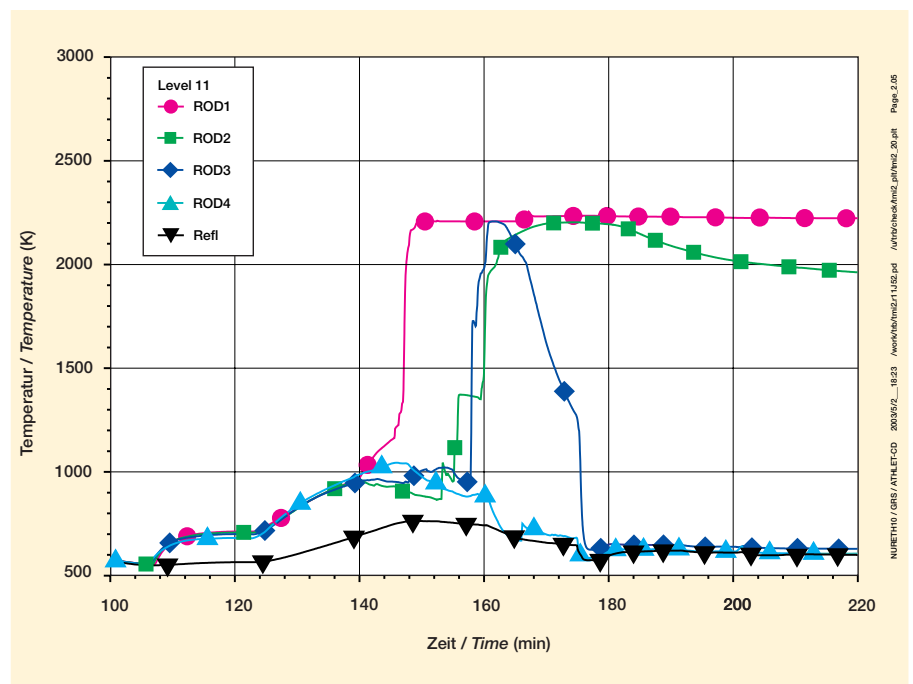
The reactor model shows the water distribution in the system at 174 min, i. e. before pump restart. It comprises the reactor pressure vessel (RPV), two once-through steam generators, the coolant loops with two hot and four cold legs and

the main coolant pumps (MCPs). The pressuriser is connected to the coolant loop A via the surge line. The connection of the coolant purification system is located in the pump bend of the coolant loop A1, and that of the high-pressure injection into all four coolant loops between MCPs and RPV. The reactor core is divided into five concentric parallel channels with cross flow connections and 22 axial nodes. The fuel

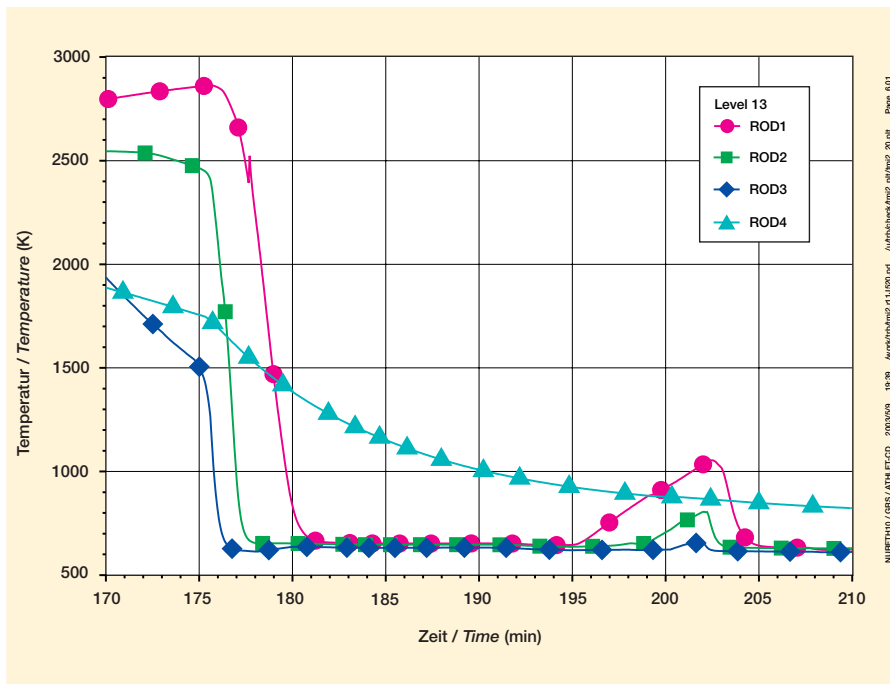
rods (ROD1 to ROD4) are assigned to the four inner parallel channels, the control rods, however, only to first to third ring. The outermost fifth ring is without rods to avoid entire flow blockage in the core. The simplified model of the secondary system consists of 16 axial volumes and the corresponding boundary conditions for the feedwater system and the main steam line. In total, the model consists of 280 control volumes with 400 flow paths.

The calculation results (solid line) are only discussed for the time range from 100 to 220 min since the simulation of the first 100 min after accident start only serves to determine the correct energy and water distribution in the reactor coolant system.

The simulation quality can be best assessed by means of the measured values (dashed lines): The system pressure and the pressuriser level corresponding to the calculated equivalent water level ("collapsed level"). At 100 min, the MCPs still in operation (A1 and A2) are switched off. The core heat-up begins with the separation of the water-steam mixture. The system pressure and pressuriser level continue to decrease. After 120 min, the pressure drop



▲ Gerechnete Brennstabtemperaturen 1,75 m über Kernunterkante
Calculated fuel rod temperatures at 1.75 m above core bottom



▲ Brennstabtemperaturen 2,1 m über Kernunterkante für den Zeitabschnitt 170 bis 210 min
 Fuel rod temperatures at 2.1 m above core bottom for the time from 170 to 210 min

decreases considerably and finally stops before closing of the block valve at the pressuriser after 140 min. After this time, the mixture level ("swell level") in the pressuriser collapses and then remains almost constant.

The generation of hydrogen begins after 120 min, results in heat addition to the fluid and thus causes a decrease of the pressure drop. With increasing hydrogen generation, the system pressure increases and also causes a slight water level increase in the pressuriser. After 150 min, the pressure increase is overestimated. On the one hand, this might be due to a high water level in the core or, on the other hand, to a low steam blockage in the core area, i. e. too much cladding material oxidises and too much hydrogen is generated. At the beginning of pump restart, the hydrogen generated amounts to 380 kg and thus exceeds the estimated value of about 300 kg.

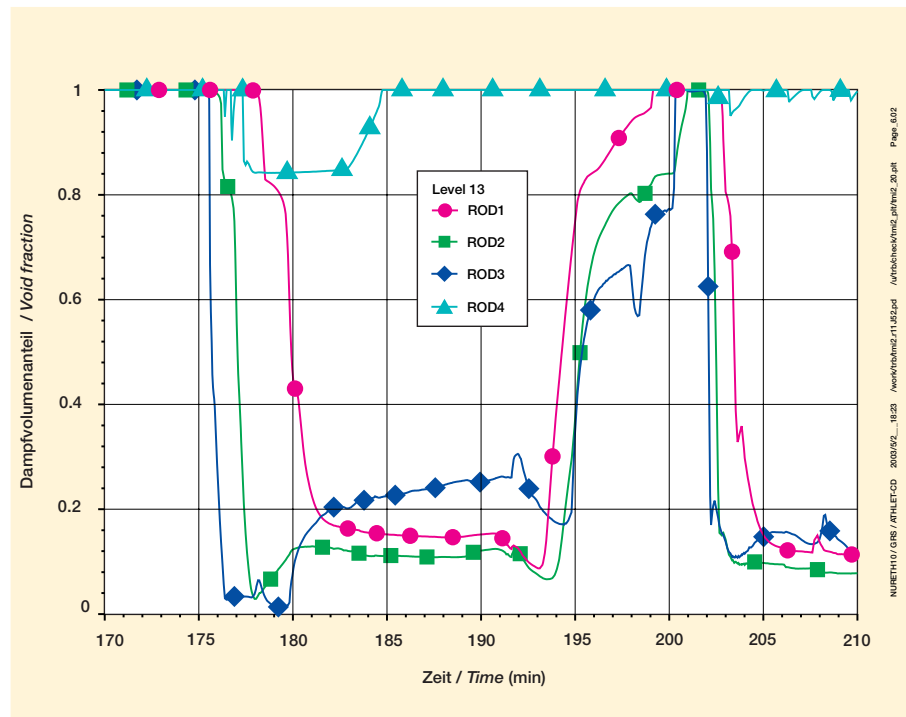
At an elevation of 1.75 m, the fuel rods do not reach the melting temperature of 2600 K. The temperature increase is due to the relocation of melt which then solidifies into a crust leading to flow blockage in the first and second inner ring with reduced heat transfer to the fluid. In the third ring,

no flow blockage occurs and the fluid displaced from the inner rings leads to a cooldown before pump restart.

With the restart of MCP B2 at 174 min, the water accumulated in steam generator B and cold leg B2 is transferred into the highly heated core within a short time. This results in a very high heat transfer to the fluid. Thus, the zones in the upper core region not blocked and not degraded yet are rewetted (quench process), as to be seen in the figure for the first to third inner rings. The cool-down in the fourth ring, however, only takes place very slowly, since here the accumulation of melt and the blockage formation reduce the heat transfer.

The steam is displaced from the first to third ring, but the void fraction in the fourth ring does not fall below 80 %. The zone quickly dries out again. With increasing core uncover, the first to third ring also dry out again (195 min) and will only cool down to saturation temperature after activation of the high-pressure injection with refilling of the core (205 min).

Due to the high heat transfer rate, the steam generation rate during the quench phase is very high. It leads to a sharp pressure increase because only a relatively small amount of heat can be removed via the



▲ Dampfvolumenanteil 2,1 m über Kernunterkante
 Void fraction at 2.1 m above core bottom

steam generators. The pressure increase is higher than the increase measured at the plant. This indicates that due to an underestimation of the core degradation the heat transfer to the fluid is too high. So, e. g. the relocation of pellets, no longer supported due to melting of the lower fuel rod parts, or debris formation resulting from thermal shock are not modelled yet. On the other hand, only little hydrogen is generated during the quench phase. According to estimations on the accident sequence, the hydrogen generated after pump restart amounts to 150 kg. This is far from the calculated amount because in the highly heated zones there is no metallic cladding tube and the temperature in the other zones with cladding tubes not yet or only slightly oxidised are too low to deliver a substantial contribution to the generation of hydrogen. This would lead to an underestimation of

the energy released and thus to a too low pressure increase. The excessive oxidation before pump restart might be an indication to a too low blockage formation which possibly may break open again during the quench process.

The calculation shows that the first four hours of the TMI-2 accident can be simulated well with ATHLET-CD within an acceptable run time (40 h) and the code thus complies with the international standard. For an improved simulation of the quench process, both the fuel rod models and the thermal-hydraulic models have to be further developed. An essential contribution to it is expected by the further development of the debris-bed and melt-pool models (MESOCO and MEWA modules). Moreover, the integration of the models on melt relocation into the lower

plenum (VECO and AIDA modules) will establish the basis for the simulation of the last accident phase.

K. Trambauer

Literatur/References

- W. Erdmann, 2001, International Standard Problem No. 45, QUENCH 06 test, Calculations with ATHLET-CD, *Technical Note TN-ERD 1/2001*, GRS
- W. Erdmann, 2002, International Standard Problem No. 46, Phébus FPT1, Calculation with ATHLET-CD, *Technical Note TN-ERD 1/2002*, GRS
- W. Klein-Heßling, W. Erdmann, 2002, ISP 46: Phébus FPT1, Calculation with coupled COCOSYS - ATHLET-CD version, *Technical Note TN-KLH 2/2002*, GRS
- K. Trambauer, H. Austregesilo, 2003, Analysis of quenching during the TMI-2 accident with ATHLET-CD, *Proceedings of NURETH10*, Seoul, October 5-9
- Summary record of the fifth meeting of the CSNI Working Group on the Analysis and Management of Accidents (GAMA), April 2003, *NEA/SEN/SIN/AMA(2003)18*, OECD

Europaweite Validierung des Integralcodes ASTEC (EVITA)

Maßnahmen zur Beherrschung schwerer Unfälle werden zurzeit weltweit entwickelt und in Kernkraftwerken umgesetzt. Diese Maßnahmen zielen darauf ab, schwere Unfälle entweder zu vermeiden oder deren Auswirkungen zu beschränken. Dazu ist ein vertieftes Verständnis der Prozesse, die zu schweren Unfällen führen sowie der damit verbundenen Phänomene erforderlich. Da Maßnahmen zur Beherrschung schwerer Unfälle für die betriebliche Reaktorregelung herangezogen werden, sind Validierungen von Rechenprogrammen in größerem Maße und ein besseres Verständnis von Unsicherheiten und deren Einfluss auf die Bewertung des Anlagenzustands erforderlich.

Zur Erfüllung dieser Aufgaben werden besondere Rechenprogramme benötigt: entweder eine Kombination von Rechenprogrammen zur Simulation von Phänomenen, Prozessen und Systemen im Reaktorkühlkreislauf und im Sicherheitsbehälter, z. B. ATHLET-CD und COCOSYS – die derzeit bei der GRS gekoppelt werden –, oder so genannte Integralcodes, wie z. B. MAAP4 oder MELCOR, die es ermöglichen, den gesamten Ablauf eines Unfallszenarios zu berechnen. Beide Rechenprogramme wurden in den USA entwickelt, werden jedoch weltweit angewandt. Die vergangenen Jahre haben gezeigt, dass die Betrachtung von schweren Unfällen im allgemeinen und der Maßnahmen zur Beherrschung von schweren Unfällen im besonderen sich in den USA und Europa zunehmend unterscheiden. In Europa hat die politische Richtung „die Last von den Betreibern zu nehmen“ nicht den hohen Stellenwert wie in den USA.

In Frankreich und Deutschland wurden experimentelle und analytische Arbeiten auf dem Gebiet schwerer Unfälle nach einem anderen Ansatz mit Erfolg durchgeführt. Es ist offensichtlich, dass französische und deutsche Organisationen Rechenprogramme zu schweren Unfällen nicht als „Blackbox“ anwenden, ohne über detaillierte Kenntnisse über die Abläufe innerhalb der Programme zu verfügen. Das französische IRSN und die deutsche GRS haben sich daher für eine Zusammenarbeit zur Entwicklung und Validierung des Integralcodes ASTEC entschieden.

Da die große Anzahl der Anwender insbesondere den Entwicklungsstand von MELCOR bedeutend erhöht hat, haben IRSN und GRS – aufgrund dieser Erfahrung – zur erweiterten Validierung und generischen Anwendung die Anwendung von ASTEC für ein breites Spektrum europäischer Organisationen freigegeben, was zunächst mit EVITA (**E**uropean **V**alidation of the **I**ntegral **C**ode **A**STEC) realisiert wurde. An dem Projekt EVITA sind 19 Partner aus acht verschiedenen europäischen Ländern sowie das JRC beteiligt. Das Projekt startete im Februar 2000 und endete im Juli 2003. Das Hauptziel war, den Integralcode ASTEC, der gemeinsam von IRSN und der GRS entwickelt wurde, den europäischen Partnern zur Verfügung zu stellen, um die im Projekt VASA (**V**alidation **S**trategies for **S**evere **A**ccident; 4th European Community Framework Programme) aufgestellte Validierungsstrategie anzuwenden.

In EVITA sind Richtlinien zur Validierung des Integralcodes ASTEC definiert und durch die Entwickler, Forscher und Anwender dokumentiert. Der Umfang und die Qualität der ASTEC-Validierung wurden durch die im Projekt EVITA durchgeführten Arbeiten erheblich erhöht. Der Stand der Validierung und Anforderungen für die weitere Entwicklung von ASTEC werden derzeit definiert, wobei die spezifischen Anforderungen der Anwender besonders berücksichtigt werden.

Das oberste Ziel von EVITA ist es, Anwendern wie z. B. Betreiber, Anlagelieferer und Genehmigungsbehörden einen gut validierten europäischen Integralcode für die Simulation von schweren Unfällen in KKW zur Verfügung zu stellen.

Integralcode ASTEC

Allgemeine Aspekte

Das Ziel von ASTEC (**A**ccident **S**ource **T**erm **E**valuation **C**ode) ist es, einen vollständigen Unfallablauf vom auslösenden Ereignis bis zur Spaltproduktfreisetzung aus dem Sicherheitsbehälter vorhersagen zu können. Die Anforderungen für ein solches Rechenprogramm sind: Untersuchungen zur Bestimmung des Quellterms, probabilistische Sicherheitsanalysen der Stufe 2 (PSA-2), Untersuchungen zu anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen, sowie detaillierte Analysen zu bestimmten Phänomenen, um das Verständnis der Phänomenologie zu vergrößern.

Die wesentlichen Anforderungen an das Rechenprogramm sind: beste Modellierung, die in beiden Entwicklerorganisationen möglich ist, kurze Rechenzeiten, ausreichende Validierung, um die wesentlichen physikalischen Phänomene berücksichtigen zu können, Einbeziehung von Sicherheitssystemen und -verfahren, einfache Anwendung zur Durchführung von Sensitivitätsanalysen.

Hauptmodule von ASTEC V1

ASTEC V1 besteht aus den folgenden Modulen:

- CESAR für die Thermohydraulik des Reaktorkühlkreislaufs,
- DIVA für Kernzerstörung bis hin zum Versagen des Bodens des Reaktor-druckbehälters,
- ELSA für Spaltproduktfreisetzung aus Brennstäben,
- SOPHAEROS für Spaltprodukt-dämpfe und Aerosoltransport im Reaktorkühlkreislauf,
- RUPUICUV für die „ex-vessel“-Freisetzung von Corium in die Reaktorgrube und für die direkte Aufheizung der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters,
- CORIUM für den Wärmeübergang zwischen der Atmosphäre des Sicher-

Weitere Überlegungen aus den Erkenntnissen zum Risiko orientierten Ansatz zur Codeentwicklung (Projekt VASA)

Ein Ergebnis der Überprüfung gegenwärtiger Ansätze in europäischen Ländern zur Validierung von Rechenprogrammen für schwere Unfälle war, einen gemeinsamen europäischen Integralcode für schwere Unfälle zu realisieren, der nicht nur den Ablauf eines bestimmten Unfallszenariums mit ausreichender Genauigkeit prognostizieren kann, sondern auch Maßnahmen und sicherheitstechnische Einrichtungen zur Beherrschung schwerer Unfälle angemessen berücksichtigt. Ein solches Rechenprogramm sollte detaillierter validiert werden, als es gegenwärtig erforderlich ist. Diese Validierungsanforderung resultiert aus der breiteren Anwendung für die Anlagenregelung und insbesondere für Strategien zur Beherrschung schwerer Unfälle. Entsprechend diesem neuen Trend ist daher neben der allgemein verfolgten „phänomenorientierten“ Validierungsstrategie eine Risiko orientierte Strategie erforderlich, die für die einzelnen Validierungsschritte Prioritäten setzt. Wird diese Strategie auf das üblicherweise schrittweise Verfahren *SET* (Separate Effect Test), *CET* (Coupled Effect Test) und *IT* (Integral-Test) angewandt, bedeutet dies die Erstellung von „Validierungsmatrizen“ ausgehend von den Anforderungen des Endbenutzers, d. h., Experimente werden im Hinblick auf die Frage ausgewählt: Welches Verfahren zur Begrenzung der Auswirkungen schwerer Unfälle kann mit diesem Experiment (zumindest teilweise) validiert werden? Bei einer solchen Strategie ist ein gewisser Grad an modularem Aufbau des Rechenprogramms erforderlich sowie der Nachweis der Extrapolationsfähigkeit seiner Modelle sowie eine verstärkte Einbeziehung von Unsicherheitsuntersuchungen in den Validierungsprozess.

Entsprechend den Schlussfolgerungen des VASA Projekts wurde eine Richtlinie für den Validierungsprozess für Rechenprogramme zu schweren Unfällen entwickelt. Grundlage hierfür bildete die Auswahl der risikorelevantesten Störfallabläufe und Phänomene, die sowohl den speziellen Anforderungen der Anwender als auch denen im Forschungsbereich entspricht. Diese Richtlinie wurde auf den Integralcode *ASTEC* – ausgehend von den bereits von beiden Entwicklerorganisationen durchgeführten Validierungen – angewandt:

- Auswahl von Experimenten im Hinblick auf eine hohe Qualität der experimentellen Ergebnisse (was größtenteils zur Auswahl internationaler Standardprobleme (ISP) geführt hat) und Erweiterung der Anwendung der grundlegenden Validierungsmatrix auf andere Kraftwerkstypen als Druckwasserreaktoren und auf die so genannte „Front-End“-Phase; danach Identifizierung von detaillierten Referenzcodes zum Vergleich der Ergebnisse,
- Auswahl von Störfallabläufen zur Berücksichtigung der verschiedenen Anlagentypen europäischer Kernkraftwerke (Siedewasserreaktoren werden zurzeit noch nicht berücksichtigt, da noch spezifische Modelle, z. B. für Quenching, fehlen) und zur Berücksichtigung wesentlicher Strategien zur Beherrschung schwerer Unfälle. Die mit *ASTEC* erzielten Ergebnisse werden mit den Ergebnissen von Integralcodes wie *MELCOR* und *MAAP4* verglichen.

Die wesentlichen Maßnahmen zur Beherrschung schwerer Unfälle, die in obigen Rechnungen zu untersuchen sind, sind wie folgt: Kühlmiteleinkeispeisung („in-vessel“) in den Reaktorkühlkreislauf, Fluten der Reaktorgrube, Druckentlastung des Reaktorkühlkreislaufs, sekundärseitiges Fluten der Dampferzeuger, Druckentlastung des Sicherheitsbehälters, etc.

Unabhängig von dem Rechenprogramm, das angewandt wird, sind Sensitivitätsuntersuchungen erforderlich aufgrund der großen Komplexität solcher Integralcodes und der zahlreichen Unsicherheiten (Materialeigenschaften, Modellierung, etc.). Somit müssen mittels der oben genannten Vergleichsrechnungen zunächst die dominanten Modellparameter des Rechenprogramms identifiziert und die Rangfolge ihrer Bedeutung und festgelegt werden. Dadurch wird die Liste der notwendigen Rechnungen optimiert. Entsprechende Arbeiten werden zurzeit für die drei wichtigsten Integralcodes *ASTEC*, *MAAP4* und *MELCOR* durchgeführt.

Derzeit wird für die Anwender von *EVITA* eine Rangfolge der wesentlichen Anforderungen festgelegt: u.a. Anwenderfreundlichkeit, Dokumentation, modularer Aufbau. Als Kriterium für eine kurze Rechenzeit wird vorgeschlagen, dass diese weniger als die Echtzeit und weniger als 12 Stunden einschließlich der Nachbereitung betragen soll. Im Hinblick auf die Robustheit sollte die Numerik einen Rechenablauf ohne Unterbrechung ermöglichen, vorausgesetzt, der Anwender befolgt die Benutzeranleitungen.

heitsbehälters und dem aus der Reaktorgrube durch direkte Aufheizung der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters ausgetragenen Corium,

- WEX (basierend auf WECHSL) für Schmelze/Beton-Wechselwirkung in der Reaktorgrube,
- Containment Part of ASTEC (CPA) für Thermohydraulik, Aerosol- und Spaltproduktverhalten im Sicherheitsbehälter,
- IODE für das Jodverhalten im Sicherheitsbehälter,
- ISODOP für die Berechnung von Aktivität und Zerfallswärme in den Reaktorzonen,
- SYSINT für das Management technischer Sicherheitseinrichtungen.

Validierung der wesentlichen ASTEC-Module

Die Basisvalidierung für ASTEC wird durch eine große Anzahl französischer, deutscher und internationaler Experimente unterstützt, die die meisten Aspekte der Phänomenologie im Zusammenhang mit schweren Unfällen abdecken. Die Validierungsmatrix besteht aus einem Mindestsatz von Validierungsfällen, die es erlauben, erste Anwendungen für Reaktorfälle mit einem akzeptablen Vertrauensgrad anzugehen. Die Ergebnisse aus den Basisfällen (ca. 25 SETs und CETs und Integraltest PHEBUS-FP FPT1, der alle Module anspricht) stimmen größtenteils zufrieden stellend mit den Messwerten aus den Experimenten überein.

Auf der Grundlage des Validierungsprozesses können einige allgemeine Aussagen für die drei wichtigsten physikalischen ASTEC-Module, die sowohl in Version 0 als auch in der neuen Version 1 integriert sind, abgeleitet werden:

- Das Modul SOPHAEROS beschreibt die Ablagerung in Geradrohren mit international akzeptierter Genauigkeit, wobei an den Ablagerungsmodellen für unregelmäßige Rohrgeometrien, wie z. B. Rohrbögen, und den Resuspensionsmodellen weitere Verbesserungen notwendig sind.

- Mit CPA werden gute Ergebnisse erzielt. Für Anwender mit wenig Erfahrung ist der Umgang mit dem Programm jedoch gelegentlich schwierig. Einige Systemsimulationen sollten verbessert werden.
- Die Anwendungsbereiche der Koeffizienten bei IODE zur Beschreibung der chemischen Reaktionen von Jod sollten eindeutig definiert werden.

Anwendung von ASTEC für Kernkraftwerke

Für einige Anlagen wurden bereits Rechnungen mit ASTEC durchgeführt; das Rechenprogramm ASTEC wurde von der GRS für zwei Unfallszenarien zu Kühlmittelverluststörfällen (KMV-Störfälle) in einem deutschen DWR mit 1300 MWe angewendet: mittlerer KMV-Störfall (Bruch im heißen Strang: 200 cm² Leck im Druckhalter des heißen Strangs) und großer KMV-Störfall (Bruch der Ausgleichsleitung). Mit der ASTEC V0.2 Version wurde ein Tag des Unfalls gerechnet.

Das Modell für den Sicherheitsbehälter umfasst 24 Zonen. Die Ergebnisse werden mit denen aus Rechnungen mit MELCOR (Version 1.8.4 für den Fall „Bruch des heißen Strangs“) verglichen, wobei beides von der GRS durchgeführt wurde. Die Thermohydraulik-Ergebnisse vor Kernfreilegung („Front-end“) stammen aus den MELCOR-Rechnungen.

Der Vergleich von ASTEC und MELCOR zeigt hinsichtlich der wichtigsten Elemente qualitativ ähnliche Ergebnisse. Der Druck im Sicherheitsbehälter während der Front-End-Rechnung sowie der Druck im Reaktorkühlkreislauf nach Wiederbenetzung des Kerns stimmen gut überein. Die Übereinstimmung beim Auftreten von Ereignissen während der Kernzerstörung ist gut; Abweichungen zu den mit MELCOR ermittelten Zeiten bewegen sich im Rahmen von ~10 %. Die mit ASTEC errechnete zu kurze Verzögerung (425 s) für das Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters ist auf einen Fehler in VULCAIN zurückzuführen, der in der neuesten Version korrigiert wurde.

Vergleich der Zeiten der wichtigsten Ereignisse bei ASTEC und MELCOR (Bruch im heißen Strang) / Comparison ASTEC/MELCOR of timing of main events (hot leg break case)		
Ereignis / Event	Zeit ASTEC (s) / Time ASTEC (s)	Zeit MELCOR (s) / Time MELCOR (s)
Beginn der Spaltproduktfreisetzung / Start of fission product release	5 405	5 400
Erstes Hüllrohrversagen / First fuel cladding rupture	6 557	6 300
Erstes seitliches Abstürzen des Coriums in die Kalotte des RDB / First lateral corium slump in vessel lower head	10 897	9 480
Bruch des RDB-Bodens / Vessel lower head rupture	11 322	12 420
Beginn der Schmelze/Beton-Wechselwirkung / Beginning of MCCI	11 326	12 420

Während der „in-vessel“-Phase sind Dampf- und Wasserstoffproduktion (H_2) sowie der Füllstand bei ASTEC bedeutend geringer als mit MELCOR. Es ist zu berücksichtigen, dass die Schmelztemperaturen von Brennstoffmaterialien fast 1000 °C niedriger sind als bei MELCOR!

Während der „ex-vessel“-Phase, läuft die Betonerosion mit ASTEC während der ersten sechs Stunden des Unfalls schneller ab. Ursachen hierfür sind die Schwierigkeiten bei der Harmonisierung der Betonzusammensetzung, die höhere Ausgangstemperatur des Coriums und die unterschiedlichen Modelle von WECHSL/CORCON.

Die H_2 -Konzentration in den verschiedenen Raumbereichen des Sicherheitsbehälters zeigt eine gute Übereinstimmung während der „ex-vessel“-Phase vor der H_2 -Verbrennung. Bei den Aerosolkonzentrationen wurden Unterschiede in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters festgestellt, die auf Abweichungen bei den Eingabewerten für die Ablagerung zurückgehen.

In der internen Diskussion zu EVITA stellen die Anwender fest, dass die Unterschiede in den Ergebnissen mit ASTEC V0 und MELCOR bedeutend sind, insbesondere im Hinblick auf die Wasserstoffproduktion im Reaktordruckbehälter, die bei ASTEC V0 unrealistisch niedrig erscheint.

Die wesentlichen Ergebnisse aus dieser ersten Vergleichsrechnung sind:

- Bei VULCAIN sollte der zeitliche Verlauf des Wasserinventars überprüft werden, insbesondere im Hinblick auf die Wasserstoffproduktion,
- negative Füllstandwerte im RDB sollten vermieden werden,
- die Zr-Oxidation während der „in-vessel“-Phase muss überprüft und der Unterschied zwischen dem Eingabe- und Ausgangswert geklärt werden,
- die Schmelztemperaturen von Brennstoffen bei ASTEC V0 (VULCAIN-Modul) und MELCOR unterscheiden sich um bis zu 1000 °C; bei den PHEBUS-FPPT1-Experimenten erscheinen die VULCAIN-Werte zu hoch,

- das Aerosolverhalten sollte in Zukunft besonders beachtet werden,
- des Weiteren sollte das Jodverhalten im Vergleich mitberücksichtigt werden, sobald dies mit MELCOR möglich ist.

Diese Rechnungen zeigen, dass bereits ASTEC V0 dazu in der Lage ist, Abläufe schwerer Unfälle mit kurzen Rechenzeiten (ca. drei Stunden mit einem SUN Arbeitsplatz nach Entwässerung des Kerns). Eine vor kurzem begonnene aktualisierte Rechnung mit ASTEC V1 wird den verbesserten Ansatz mit CESAR/DIVA berücksichtigen sowie die Korrektur der Oberflächen für Aerosolablagerung im Eingabedatensatz und Aktivierung der H_2 -Verbrennung.

Schlussfolgerungen und positive Ergebnisse

Die ASTEC-Versionen V0 und V1 wurden erfolgreich auf den Plattformen der Partner installiert. Aus der umfangreichen Überprüfung der Portabilität ging hervor, dass die Anwender von ASTEC keine Auswirkungen auf die Portabilität befürchten müssen. Entsprechend dem sich ergänzenden Dualismus von risiko- und phänomenorientierten Validierungsstrategien wurden Experimente und Abläufe schwerer Unfälle für den ASTEC Validierungs- und Anwendungsprozess ausgewählt, der sich weiterhin auf ASTEC V1 konzentriert.

Die neue ASTEC-Version wurde Mitte 2002 erstellt. Die neue Version V1 ermöglicht es, vollständige Szenarien einschließlich der „Front-End“-Phase zu simulieren.

Die derzeitigen Anlagenanwendungen mit der ersten Version von ASTEC V1 sind noch nicht so robust, dass ein vollständiger Störfallablauf bis zu einem vorgegebenen Ende berechnet werden kann. Auf der Grundlage der Aktivitäten im Zusammenhang im Projekt EVITA werden Vorschläge für spezifische Modulverbesserungen erarbeitet, insbesondere zur Verbesserung der Robustheit der CESAR-DIVA-Kopplung, so dass ein bedeutender Fortschritt kurzfristig zu erwarten ist.

Weitere Empfehlungen werden gegeben zur Verbesserung

- der automatischen Eingabeüberprüfung,
- der Visualisierung / Nachbereitung (Anmerkung: das Visualisierungstool ATLAS der GRS wird derzeit mit der nächsten ASTEC V1-Version gekoppelt) und
- der Anwenderunterstützung.

Die letztgenannte Empfehlung umfasst im Einzelnen

- die Erstellung der ASTEC-Homepage,
- die Bereitstellung von ablauffähigen Standard-Eingaben für die Anwender von ASTEC, auch generische Anlagenanwendungen,
- kontinuierliche Trainingskurse (nicht nur für Anfänger sondern auch für erfahrene Anwender),
- schnellere Beantwortung der Fragen an das ASTEC „Maintenance“ Team und
- der Forderung nach einer vollständigeren, detaillierteren und aktualisierten Dokumentation.

Im Hinblick auf die Rechenzeiten haben die unterschiedlichen Anwender von EVITA – Forscher, Genehmigungsbehörden und die Industrie – die im VASA-Projekt erarbeitete Definition als Ziel akzeptiert, dass auch für die Berechnung einer kompletten Störfallsequenz (einschließlich Nachbereitung) nicht mehr als eine Nacht benötigt wird.

Da EVITA den ersten Schritt darstellt einen gut validierten Integralcode für die Simulation schwerer Unfälle in Kernkraftwerken für die Endbenutzer (wie z. B. Betreiber, Hersteller und Genehmigungsbehörden) bereitzustellen, empfehlen die EVITA-Partner Validierung, Benchmarking und die Anwendung von ASTEC unbedingt fortzusetzen, so wie es im Projekt SARNET (**S**evere **A**ccident **R**esearch **N**etwork) des 6. Rahmenprogramms vorgesehen ist.

Die beiden Entwicklerorganisationen GRS und IRSN, die die Pflege des Rechenprogramms auch nach Ablauf des EVITA-Pro-

jekts gewährleisten, stellen sicher, dass die Ergebnisse von EVITA für die zukünftige ASTEC-Entwicklung berücksichtigt werden. Als nächste Schritte sind bereits die Erweiterungen für Siedewasserreaktoren,

Modellverbesserungen für Schmelze/Beton-Wechselwirkungen, Fluten eines zerstörten Kerns und eingehendere Überlegungen zu Unsicherheiten vorgesehen.

European Validation of the Integral Code ASTEC (EVITA)

Severe accident management (SAM) measures are currently being developed and implemented at Nuclear Power Plants (NPPs) worldwide in order to prevent or to mitigate severe accidents. This needs a deep understanding of processes leading to severe accidents and of phenomena related to them. As greater account of severe accident measures is taken in the regulation of plants, there will be the need to show a greater degree of validation of codes and a better understanding of uncertainties and their impact on plant evaluations.

To fulfill these tasks specific codes are needed: either the combination of codes simulating phenomena, processes and systems as well in the reactor coolant system as in the containment, e. g. ATHLET-CD and COCOSYS – just under coupling at GRS –, or so-called integral codes like MAAP4 or MELCOR, both allowing to calculate the whole course of an accident scenario. Both of these codes were developed in the United States (US) but are in use worldwide. The recent years have shown that the view on severe accidents in general and severe accident measures in particular differ more and more between the USA and Europe. The line of policy “to take burden from the utilities” is not of such a high importance in Europe than in the USA.

In France and in Germany experimental and analytical work in the field of severe accidents has been successfully performed in a distinct manner. It is evident, that French and German organizations did not want to use severe accident codes as “black boxes” without detailed knowledge of what is going on inside the code. Consequently the French IRSN and the German GRS decided to cooperate in development and validation of the integral code ASTEC.

As the great number of users has significantly increased especially the level of MELCOR, IRSN and GRS – learning from this – opened the ASTEC use for extended validation and generic application to a wide spectrum of European organizations, first realized in EVITA (**E**uropean **V**alidation of the **I**ntegral Code **A**STEC). The EVITA project involves 19 partners from eight European countries plus JRC. It started in February 2000 and was terminated in July 2003. The main objective was to distribute the severe accident integral code ASTEC, jointly developed by IRSN and GRS, to European partners in order to apply the validation strategy issued from the VASA project (**V**alidation **S**trategies for **S**evere **A**ccident; 4th European Community Framework Programme).

Guidelines for the validation of the integral code ASTEC are defined in EVITA and documented by developers, researchers, and end-users. The extension and quality of the ASTEC validation has been increased considerably by the work performed within EVITA. Validation status and needs for further ASTEC development are under definition with special attention to specific end-users' requirements.

The ultimate intention beyond EVITA is to provide end-users like utilities, vendors and licensing authorities, with a well-validated European integral code for the simulation of severe accident sequences in NPPs.

Integral Code ASTEC

General Aspects

The aim of ASTEC (**A**ccident **S**ource **T**erm **E**valuation **C**ode) is to predict an entire severe accident sequence from the initiating event through to fission product release out of the containment. The needs for such a code are: source term determination studies, probabilistic safety analyses level 2 (PSA-2) studies, accident management studies, as well as detailed analyses of particular phenomena to improve the understanding of the phenomenology.

The main code requirements are: best modeling available in both developing organizations, fast-running code, sufficient validation to cover the main physical phenomena, to account for safety systems and procedures, easy use to perform sensitivity analyses.

Main Modules of ASTEC V1

Following modules are forming ASTEC V1:

- CESAR for thermal hydraulics in the reactor coolant system,
- DIVA for core degradation up to vessel lower head failure,
- ELSA for fission product release from fuel rods,
- SOPHAEROS for fission product vapor and aerosol transport in the reactor coolant system,
- RUPUICUV for the ex-vessel corium discharge into the cavity and for Direct Containment Heating (DCH),
- CORIUM for heat transfer between containment atmosphere and corium entrained out of the cavity by DCH,
- WEX (based on WECHSL) for Molten-Corium-Concrete-Interaction (MCCI) in the cavity,
- Containment Part of ASTEC (CPA) for thermal hydraulics, aerosol and fission

product behaviour inside the containment,

- IODE for iodine behaviour in the containment,
- ISODOP for calculation of activity and decay heat in the reactor zones,
- SYSINT for management of engineered safety systems.

Validation of main ASTEC Modules

The ASTEC basic validation is supported by a large set of French, German and international experiments covering most aspects of severe accident phenomenology. The validation matrix comprises a „minimal“ set which allows the first applications to reactor-cases to be tackled with an acceptable degree of confidence. The results from the “basic” set (concerning about 25 SETs and CETs and the PHEBUS-FP FPT1 integral test covering all the modules) mostly show a satisfactory agreement with experimental measurements.

Some general remarks derived from the validation process can be made for the three main physical ASTEC modules incorporated as well in version 0 as in the new version 1:

- The module SOPHAEROS describes the deposition in straight pipes within international accepted margins, whereas the deposition in irregularities, e. g. bends, and resuspension need further improvement.
- CPA leads to good results, but is sometimes difficult to handle for “not so experienced users”. Some system simulations should be improved.
- The application ranges of the coefficients in IODE describing chemical reactions of iodine have to be declared in an unequivocal manner.

ASTEC Plant Applications

Some plant calculations have already been performed with ASTEC; the ASTEC code has been applied by GRS to a German

Upstream reflection of the lessons learned from the risk-oriented VASA Codes Approach

One of the outcomes of the review of the current approaches in European countries to validate severe accident codes has been the realization of a common European integral severe accident code able not only to predict the course of a given accident scenario with sufficient accuracy, but designed to take adequate account of SAM (Severe Accident Management) procedures and engineered features. Such a code should be validated in greater depth than presently required. This validation requirement comes from the broader use for the regulation of plants and especially for SAM strategies. As a consequence, in accordance with this new trend, beside the commonly adopted „phenomena-oriented“ validation strategy, a risk-oriented one setting priorities for validation steps is necessary. Applied to a usually stepwise validation procedure SET (Separate Effect Test), CET (Coupled Effect Test) and IT (Integral Test) such a strategy will consist in building “validation matrices” starting from end-user requirements, that is selecting experiments with respect to the question: which mitigation procedure can be validated (at least partly) by this experiment? Such a strategy will require a certain level of modularity in the code, the proof of its scaling capability, and a greater inclusion of uncertainty studies in the validation process.

Following these VASA conclusions, a guideline for the validation process of severe accident codes was established based on the selection of the most relevant risk sequences and phenomena that is suitable for specific end-user needs as well as for research requirements. This guideline was applied to the integral code ASTEC based on the existing validation performed by both developing organizations:

- selection of experiments looking for a high quality of experimental results (which led mostly to International Standard Problems (ISP)) and extending the basic validation matrix to other types of nuclear power plants than pressurized water reactors and to the front-end phase; then, identification of reference detailed codes for comparison of results,
- selection of plant sequences to cover the main types of European nuclear power plants (boiling water reactors are not considered at the moment, as there is still a lack of specific models, e. g. for quenching) and the main SAM strategies. ASTEC results will be compared to results of integral codes such as MELCOR and MAAP4.

The main SAM actions to be studied in above calculations were identified: in-vessel coolant injection into the reactor coolant system, cavity flooding, reactor coolant system depressurisation, steam generator secondary side flooding, containment venting, etc.

Several sensitivity calculations will be requested whatever is the code application because of the high complexity of such integral codes and of the numerous uncertainties (material properties, modeling, etc.). Thus, the above “benchmark” exercises will need first to identify and rank the dominant model parameters of the code. This will allow optimizing the list of necessary calculations. Such a work is under way for the three main integral codes ASTEC, MAAP4 and MELCOR.

The main needs of end-users in EVITA are currently being ranked: user-friendliness, documentation, modularity and so on. As fast-running criterion it is suggested that calculation time should be lower than real time and lower than 12 hours including post-processing. As for robustness, the numerical scheme should allow running the code without abnormal stop provided that the user respects the users’ guidelines.

PWR 1300 MWe for two loss of coolant accident (LOCA) scenarios: medium break LOCA (hot leg break case: 200 cm² leak in the hot leg of the pressurizer loop) and large break LOCA (surge line break). The calculations were performed with the ASTEC V0.2 version for one day of accident.

The containment is modeled with 24 compartments. Results are compared with MELCOR calculations (version 1.8.4 for the hlb case), both performed by GRS. The front-end results were issued from MELCOR calculations.

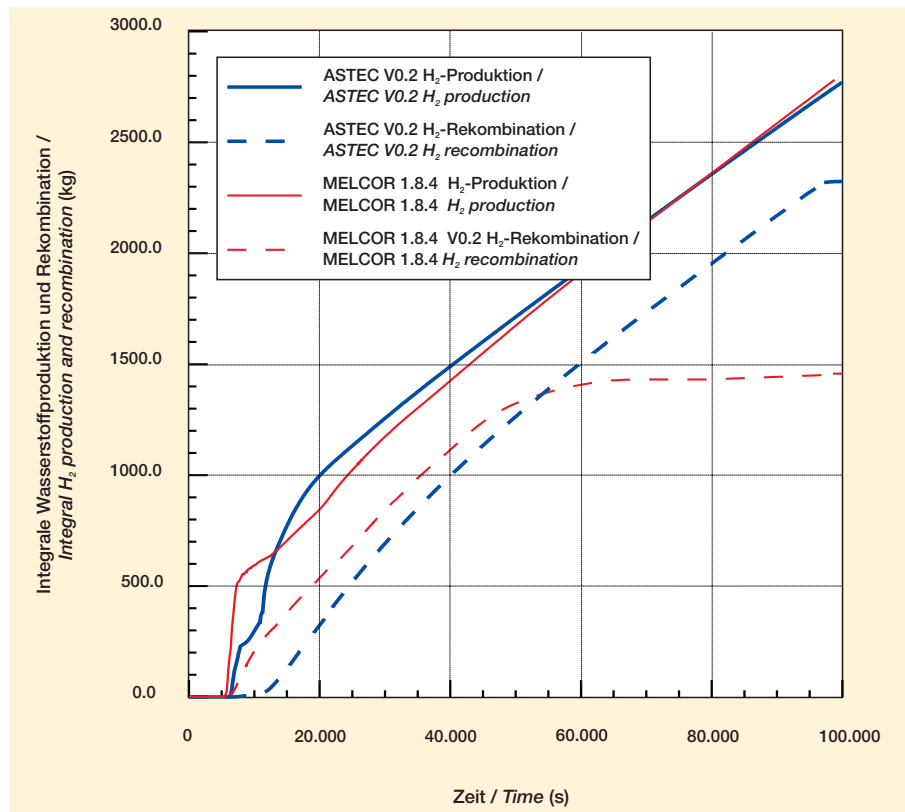
The comparison between ASTEC and MELCOR results shows in their main features qualitatively similar results. Pressure in the containment during the front-end calculation is in good agreement, as well as the primary pressure after core dewatering. The agreement on the occurrence of events during core degradation is good: discrepancies with the MELCOR times are within ~10%. The too short delay (425 s) for melt-through of the reactor pressure vessel obtained with ASTEC comes from an error in VULCAIN corrected in the latest versions.

In the ex-vessel phase, the concrete erosion with ASTEC is faster during the first 6 hours of the accident. Note that melting temperatures of fuel materials are almost 1000 °C lower in MELCOR!

The reasons are the difficulties of harmonizing the concrete composition, the higher initial corium temperature and the different models of WECHSL/CORCON.

The H₂-concentration in different compartments of the containment shows a good agreement during the ex-vessel phase before H₂-combustion. Differences are observed in the aerosol concentrations in containment atmosphere because of discrepancies between the input values for the deposition surfaces.

In the internal EVITA discussion, end users state that the differences between ASTEC V0 and MELCOR results are important, especially with respect to the in-vessel hydrogen production, which seems to be unrealistically low in ASTEC V0.



▲ ASTEC/MELCOR Vergleich im Hinblick auf die integrale H₂-Produktion und Rekombination: Während der „in-vessel“-Phase sind Dampf- und H₂-Produktion sowie der Füllstand bei ASTEC bedeutend geringer als mit MELCOR (vor ≈ 11000 s für H₂). Die Unterschiede bei den rekombinierten Massen sind darauf zurückzuführen, dass das Modell für H₂-Verbrennung nur in MELCOR aktiviert wurde.

Comparison ASTEC/MELCOR of integral H₂-production and recombination. In the in-vessel phase, steam and H₂-production, and water level are significantly lower with ASTEC than with MELCOR (before ≈ 11000 s for H₂). The differences in the recombined masses are due to the fact that the H₂-combustion model was activated only in MELCOR.

The main lessons learned from this first comparison calculation are:

- the development of water masses in VULCAIN should be examined, especially with respect to hydrogen production,
- negative water level values in the RPV should be avoided,
- the Zr-oxidation during the in-vessel phase has to be checked and the difference between the input value and the initial value has to be explained,
- the melting temperatures of fuel materials in ASTEC V0 (module VULCAIN) and MELCOR differ by up to 1000 °C;

regarding the PHEBUS-FP FPT1 experiments it seems that the VULCAIN values are too high,

- special emphasis should be given to aerosol behavior in future,
- furthermore the iodine behavior should be included in the comparison as soon as MELCOR is ready for this.

These calculations demonstrate that already ASTEC V0 has the capability to calculate a severe accident sequence with a fast running time (about 3 hours on a SUN workstation after core dewatering). An updated calculation just started with ASTEC V1 will account for the improved approach with CESAR/DIVA, correction of aerosol depo-

sition surfaces in the input deck, and activation of H₂-combustion.

Conclusions and Benefits

ASTEC versions V0 and V1 are installed successfully on the partners' platforms. The extensive portability check concluded that the ASTEC user should not fear portability effects. Following the complementary dualism of risk- and phenomenon-oriented validation strategies, experiments and severe accident plant sequences have been selected for the ASTEC validation and application process, which is ongoing focusing on ASTEC V1.

The ASTEC version changeover has been carried out mid 2002. The new version V1 allows simulating complete scenarios including the front-end phase.

The current plant applications with the first version of ASTEC V1 are still not so robust that a sequence is calculated up to a foreseen end. Derived from the EVITA activities suggestions for specific module improvements are made, especially for increasing the robustness of the coupled CESAR-DIVA part, so that a significant progress is expected in short time.

Further recommendations are given to improve

- the automatic input check,
- the visualization / post processing (remark: at present, the GRS visuali-

zation tool ATLAS is coupled to the next version of ASTEC V1),

- the user support.

The last recommendation comprises in detail

- establishing an ASTEC homepage,
- providing the ASTEC users with running standard inputs even for generic plant applications, too,
- continuous training courses (not only for beginners, but for experienced users, too),
- the wish for faster response of the ASTEC maintenance,
- and the demand for a more complete, more detailed and actual documentation.

With respect to computing time, the different types of EVITA users – researchers, licensing authorities and industry – accepted the definition elaborated in the VASA project as target, that even a full sequence calculation (incl. post processing) should not need more than one night.

As EVITA has very successfully made the first step into the intention to provide end-users (like utilities, vendors and licensing authorities) with a well-validated European integral code for the simulation of severe accidents in NPPs, the EVITA partners strongly recommend to continue validation,

benchmarking and application of ASTEC as foreseen in SARNET (**S**evere **A**ccident **R**esearch **N**etwork) in the 6th Framework Programme.

Both developing organizations, GRS and IRSN, which will continue to assure the code maintenance beyond EVITA, ensure that the EVITA outcomes will be respected for the future ASTEC development. Already foreseen in the next steps are extension to boiling water reactors, modeling improvements for molten-corium-concrete-interactions, reflooding of a degraded core and more intensive considerations about uncertainties.

H.-J. Allelein, K. Neu

Literatur/References

Allelein, H.-J. et al., 2002, Validation Strategies for Severe Accident Codes (VASA).

In: Van Goethem, G. (Ed.) EU co-sponsored research on containment integrity, EUR 19952 EN, Brussels, pp. 295 – 324

Allelein, H.-J. et al., 2003, European Validation of the integral code ASTEC (EVITA), Nuclear Engineering and Design 221 (2003), pp 95- 118

Jacq, F., Allelein, H.-J., 2000, ASTEC V0.2 General Overview, ASTEC Report. Doc 99-09, March 2000

Neu, K., 2001, Severe Accident Sequences Calculations on a German PWR 1300 with ASTEC V0.2, GRS-A-2863, June 2001

4

Schwerpunkte der GRS-Arbeiten auf dem Gebiet der Ver- und Entsorgung und des Strahlenschutzes

Major GRS Activities in the Fields of Nuclear Fuel Supply, Waste Management and Radiation Protection

Die GRS übernimmt als zentrale Sachverständigen- und Forschungsorganisation eine Reihe wichtiger Forschungsarbeiten auf den Gebieten Entsorgung und Strahlenschutz für verschiedene Bundesministerien. Ergänzt werden diese durch Aufträge von nachgeordneten Behörden, wie z. B. dem BfS, und die Beteiligung an EU-Projekten. Darüber hinaus arbeiten Wissenschaftler der GRS in verschiedenen nationalen und internationalen Gremien mit. Auf dem Gebiet der Endlagerforschung wurden mit nationalen und europäischen Partnerorganisationen die Angebote zum 6. EU-Forschungsprogramm erarbeitet und abgestimmt.

Nationaler Entsorgungsplan

Um einen nationalen Entsorgungsplan zu entwickeln, richtete der BMU eine Projektgruppe mit Beteiligung der GRS ein. Der Ende 2002 fertig gestellte Berichtsentwurf „Nationaler Entsorgungsplan für radioaktive Reststoffe“ betrachtet das Entsorgungskonzept und die Entsorgungsplanung unter den geänderten Rahmenbedingungen und enthält eine Bestandsaufnahme und Prognose zum zukünftigen Aufkommen radioaktiver Abfälle in der Bundesrepublik Deutschland. Für die Endlagerplanung sieht er unter Berücksichtigung des Abschlussberichtes des Arbeitskreises „Auswahlverfahren Endlagerstandorte (AkEnd)“ einen Strukturplan als Grundlage für das weitere Vorgehen vor.

Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk

Im Auftrag des BMU aktualisierte und präzierte die GRS die deutschen Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk. Die Sicherheitskriterien beziehen sich ausschließlich auf die radiologischen Schutzziele und Anforderungen, die das im Atomgesetz enthaltene Gebot der atomrechtlichen Schadensvorsorge konkretisieren. Dabei wurden die Sicherheitsprinzipien der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO), die Normen der Europäischen Gemeinschaften, die Empfehlungen der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) und der OECD, die der Nuclear Energy Agency (NEA) sowie die Entwicklung der Sicherheitskriterien in anderen Ländern berücksichtigt.

Radiologisches Schutzziel in der Betriebsphase und für die wahrscheinlichen Szenarien in der Nachbetriebsphase ist die Individualdosis. Für die weniger wahrscheinlichen Szenarien der Nachbetriebsphase wurden als Schutzziel zwei Alternativen – Individualdosis respektive Individualrisiko – vorgeschlagen.

Zur Optimierung des Strahlenschutzes in der Betriebsphase bei sehr kleinen Dosisbeiträgen wurden Richtgrößen angegeben, die sich am Konzept der trivialen Dosis bei der Freigabe von Stoffen aus atomrechtlich genehmigtem Umgang orientieren. Der Vorschlag der ICRP 81 zur angemessenen

Berücksichtigung der Optimierung des Strahlenschutzes für die Nachbetriebsphase wurde aufgegriffen.

Der Nachweis der Langzeitsicherheit soll durch eine Unsicherheitsanalyse ergänzt werden. Zum Nachweis der Sicherheit in der Nachbetriebsphase wird beim Bewertungsmaßstab zwischen der potenziellen Entwicklung des Endlagers und dem menschlichen Eindringen in der Nachbetriebsphase unterschieden. Das unbeabsichtigte menschliche Eindringen in den einschlusswirksamen Gebirgsbereich soll in Form glaubhafter Referenzszenarien berücksichtigt werden.

Die Anwendbarkeit der Nachweismethoden und die Zuverlässigkeit ihrer Aussagen sind auf den Zeitraum begrenzt, für den wissenschaftlich begründete Prognosen über die Entwicklung des Endlagersystems abgegeben werden können. Der Zeitraum, für den ein Langzeitsicherheitsnachweis zu führen ist, soll 1 Million Jahre betragen.

Auswahlverfahren für Endlagerstandorte – Empfehlungen des AkEnd

Das BMU richtete 1999 den AkEnd als ein fachwissenschaftliches Gremium mit beratender Funktion ein. Dieses Gremium hatte die Aufgabe, ein Verfahren zur Standortauswahl für die Endlagerung aller Arten radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Formationen in Deutschland zu entwickeln. Das Endlager soll 2030 verfügbar sein.

Zwei Experten der GRS arbeiteten an der Empfehlung des AkEnd mit, die im Dezember 2002 dem BMU übergeben wurde. Sie enthält eine schrittweise Verfahrensstruktur, die es ermöglicht – ausgehend von einer „weißen Deutschlandkarte“ – die sukzessive Einengung der Flächen von Gebieten über Regionen auf Standorte vorzunehmen. Die Entscheidung darüber, welches Gebiet, welche Region oder welcher Standort im weiteren Verfahren verbleibt, wird mit Hilfe von geowissenschaftlichen und sozialwissenschaftlichen Kriterien gesteuert. Letztere berücksichtigen z. B. hochrangige Nutzungen oder spezielle Schutzgebietsausweisungen sowie – auf regionaler Ebene – sozioökonomische Aspekte.

Aufbauend auf den Erfahrungen anderer Länder führte der AkEnd die Beteiligungsbereitschaft von Kommunen oder Regionen ein, auf ihrem Gebiet Eignungsuntersuchungen oder Errichtung und Betrieb eines Endlagers zuzulassen. Für die Übernahme dieser gesamtgesellschaftlichen Aufgabe würde die entsprechende Region (oder konkurrierende Regionen) besondere Unterstützung bei Entwicklung und Umsetzung zukunftsweisender regionaler Entwicklungskonzepte erhalten. Einrichtung und Betrieb eines Endlagers wären dann nicht – wie heute – mit überwiegend negativen Aspekten verknüpft, sondern es würde sich für die Region die Chance auf langfristig positive Entwicklungen eröffnen.

Der AkEnd empfiehlt eine politische und rechtliche Verankerung bzw. Festlegung des Auswahlverfahrens (Phase 2). In einer dritten Phase soll das legitimierte Verfahren zur Standortsuche und -auswahl angewendet werden.

Arbeiten zum Endlager Morsleben

Die im Auftrag des BfS durchgeführten Arbeiten zum Stilllegungskonzept Morsleben sind zu einem gewissen Abschluss gekommen. Hauptaufgabe war die Erarbeitung und Bewertung eines technisch machbaren und langfristig sicheren Verfüllkonzepts. Dazu untersuchte die GRS unterschiedliche Materialien für den Bau von Basisabdichtun-

gen und hydraulischen Drosseln. Experimente im GRS-Labor und theoretische Arbeiten zur chemischen Stabilität verschiedener zementgebundener Materialien in Salzlösungen bildeten die Grundlage für die Materialauswahl. Modellrechnungen simulierten das geochemische Milieu in den Einlagerungskammern bei angenommenem Laugenzutritt und wurden zur Beurteilung der Rückhalteigenschaften gegenüber gelösten Radionukliden herangezogen.

Die bisher erstellten Unterlagen und die Sicherheitsbewertung dienen dem BfS bei der Weiterführung des Genehmigungsverfahrens zur Stilllegung. Ergänzende Arbeiten betreffen weitere Szenarien wie etwa die Ausbreitung von Radionukliden auf dem Gaspfad und die möglichen Auswirkungen von unbeabsichtigten menschlichen Einwirkungen in der Zukunft.

Wissenserweiterung zur Endlagerung im Steinsalz

Seit über dreißig Jahren arbeiten deutsche Forschungseinrichtungen auf dem Gebiet der Endlagerung radioaktiver Abfälle im Steinsalz. Die GRS beendete das Projekt ALOHA2, das die hydraulischen Eigenschaften und die Verheilung hohlraumnaher Auflockerungszonen untersuchte. Im Salzbergwerk Asse wurden in der Umgebung offener Strecken Auflockerungszonen mit bis zu 1,5 m Ausdehnung festgestellt, deren Permeabilität vier bis fünf Größenordnungen höher liegen kann als die des ungestörten Steinsalzes. Grund für diese Auflockerung sind die ablaufenden Spannungsumlagerungen und der daraus resultierende inhomogene Zustand der Gebirgsspannungen in Hohlraumnähe. Durch Verwendung eines stützenden Versatzes oder eines Verschlussbauwerkes können die entstandenen Spannungsspitzen wieder abgebaut werden, was mit der Zeit auch zur Verheilung der Auflockerungszonen führt. So wurde in unmittelbarer Nähe eines vor ca. 90 Jahren eingebauten Gussstahlausbaus nur noch eine Permeabilitätserhöhung um zwei Größenordnungen gegenüber dem Normalzustand festgestellt, was die Selbstverheilung des Salzgesteins deutlich belegt.

Um den auf dem Gebiet der Endlagerforschung erreichten Wissensstand international zu dokumentieren, beteiligte sich die GRS zusammen mit mehreren europäischen und nordamerikanischen Endlagerorganisationen an dem EU-Projekt „Cluster Repository Project“ (CROP). Im Rahmen von CROP ist ein internationaler Sachstandsbericht zur Forschung in Untertage-labors und des sich daraus ableitenden Bedarfs an weiterführenden Arbeiten im Entwurf erstellt worden.

Forschungsschwerpunkte in Tonsteinen und Tonmineralgemischen

Ähnlich wie Salz verfügen Ton und Tonsteine über sehr gute und lang wirkende Isolations-eigenschaften. Um diese im Detail beschreiben und insbesondere ihr in situ Verhalten genauer untersuchen zu können, ist die GRS dem internationalen Mt. Terri Konsortium beigetreten, das die Forschungsarbeiten im gleichnamigen Untertagelabor in der Schweiz organisiert. Von der GRS wurde ein geoelektrisches Messprogramm zur Bestimmung der Feuchteverteilung im Gebirge mit Identifizierung von Entsättigungszonen in Hohlraumnähe gestartet. Dabei ist die Zeit- und Zustandsabhängigkeit der Austrocknung und späteren möglichen Wiederaufsättigung von besonderer Bedeutung für das Nahfeldmodell und die numerische Behandlung der Radionuklidtransportvorgänge. Laboruntersuchungen zu den hydro-mechanischen Eigenschaften von Tonsteinen wurden auch an Proben aus der Callovium-/Oxford-Formation durchgeführt, die am französischen Standort Bure im Zuge der Vorarbeiten zum Schachtabteufen gewonnen wurden.

Aufgrund seiner günstigen Eigenschaften kommt Ton auch als Verschlussmaterial von Einlagerungsstrecken und Schächten in Betracht. Derzeit ist die GRS an internationalen Großprojekten in Schweden und in der Schweiz beteiligt. Im Untertagelabor Grimsel in der Schweiz werden versuchsbegleitend die Gasentwicklung sowie die Gas- und Wasserpermeabilität von kompaktiertem Bentonit als geotechnische Bar-



▲ Ähnlich wie Salz verfügen Ton und Tonsteine über sehr gute und lang wirkende Isolations-eigenschaften. Die GRS führte Laboruntersuchungen zu den hydro-mechanischen Eigenschaften von Tonsteinen an Proben aus der Callovium-/Oxford-Formation durch, die am französischen Standort Bure im Zuge der Vorarbeiten zum Schachtabteufen gewonnen wurden.

Similar to salt, clay and clay stones have very good and long-lasting isolation characteristics. GRS is performing laboratory tests of the hydro-mechanical properties of clay stones on samples from the Callovium/Oxford formation taken from the French Bure site in the course of the preparations for the drilling of shafts.

riere bestimmt. Ergänzend dazu untersucht die GRS in ihrem Labor die Quelldruckentwicklung des Bentonits in Abhängigkeit von der Kompaktion und der chemischen Zusammensetzung zutretender Lösungen sowie der Temperatur, um die für den Langzeitverschluss wichtigen Prozesse modellhaft darstellen zu können. Das genauere Wissen der sicherheitsrelevanten Materialparameter dient gleichzeitig auch der Weiterentwicklung der sicherheitsanalytischen Instrumentarien zur Bewertung der Langzeitsicherheit.

Deutsch-russische Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Endlagerung

Im Rahmen der Wissenschaftlich-Technischen Zusammenarbeit mit Russland beteiligt sich die GRS im Auftrag des BMWA in zunehmendem Maße an den Voruntersuchungen im Gebiet der beiden Nuklearstandorte Mayak und Sheleznogorsk zur Möglichkeit der Endlagerung hochradio-

aktiver Abfälle. Seit 1970 wurden in Mayak insgesamt 10 km Erkundungsbohrungen mit einer Tiefe von 50 bis 1.200 m in porphyrischem Gestein niedergebracht. Seit Mitte der 1990er Jahre finden im Nishnjekansker Granitmassiv östlich von Sheleznogorsk Oberflächenaufnahmen, gestützt auf Satellitenaufnahmen statt. Bisher erreichten zwei Kernbohrungen eine Tiefe von ca. 500 m Tiefe. Auf Grundlage der bisherigen Ergebnisse und geomorphologischer Betrachtungen werden nun zwei Gebiete detaillierter untersucht. Die Aufgabe der GRS ist es, für die vorausgewählten Gebiete hydrologische Modelle zu entwickeln, die als Grundlage für erste sicherheitsanalytische Betrachtungen dienen. Die beteiligten russischen Einrichtungen und die Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) in Hannover stellen hierfür die geologischen Daten bereit. Die Grobplanung eines vorläufigen Endlagerkonzepts liegt in den Händen der Deutschen Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe mbH (DBE). Die sicherheitsanalytischen Rechnungen haben das Ziel, eine

erste Orientierung für die Weiterentwicklung sowohl des Standortuntersuchungsprogramms als auch der Endlagerplanungen zu liefern.

Mit den Forschungsarbeiten bietet sich eine gute Möglichkeit, technisches Wissen und Sicherheitsstrategien in die russischen Planungen zur Endlagerung hochradioaktiver Abfälle einzubringen. Umgekehrt kann durch die praxisnahe Anwendung wissenschaftlicher und technischer Methoden das deutsche Know-how weiter entwickelt werden.

Überprüfung der Regelungsentwürfe von Gosatomnadsor RF für die Sicherheit von Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufs

Im Auftrag von RISKAUDIT und finanziert von der Europäischen Union, berät die GRS zusammen mit IRSN und AVN die russische Genehmigungsbehörde Gosatomnadsor bei der Erstellung kerntechnischer regulatorischer Dokumente für Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufs. Insgesamt erstreckt sich die Beratung, gegliedert in fünf Einzelvorhaben, auf 15 zu erstellende Regeln. Im Berichtszeitraum hat die GRS zu bisher sechs Regelentwürfen Stellung genommen: zu den Anforderungen für die Sicherheitsberichte für Anlagen des Brennstoffkreislaufs, für den Umgang mit Plutonium in Forschungseinrichtungen, für Kernbrennstofflager, für sicherheitstechnische Regeln für die Lagerung und den Transport von Kernbrennstoffen, für die Stilllegung von Ver- und Entsorgungsanlagen sowie zu einem Leitfaden für den sicheren Transport nuklearer Materialien. Das amerikanische Department of Energy (DOE) fördert ebenfalls die Erstellung einer weiteren Serie von regulatorischen Dokumenten. Durch engen wechselseitigen Austausch und gegenseitiges Review zwischen DOE und RISKAUDIT wird sichergestellt, dass die Anregungen von westlicher Seite so weit wie möglich abgestimmt werden.

Modellentwicklung zur Simulation gezielter Einwirkungen auf kerntechnische Anlagen

Im Auftrag des BMWA entwickelte die GRS Methoden und Modelle zur Simulation gezielter Einwirkungen auf kerntechnische Anlagen. Neben der Erreichbarkeit potenzieller Ziele stand die Ausbreitung radioaktiver Stoffe über den Luft- und Wasserpfad im Zentrum der Untersuchungen. Zur Modellierung wurden Flugsimulatoren eingesetzt; Experimente am Fraunhofer-Institut für Toxikologie und experimentelle Medizin verbesserten den Kenntnisstand über mechanische Einwirkungen auf Brennelemente. Um den speziellen Ausbreitungsbedingungen über den Luft- und Wasserpfad gerecht zu werden zu können, wurden die verfügbaren Ausbreitungsmodelle angepasst, verifiziert und exemplarisch angewendet. Die einzelnen Modelle werden über entsprechende Schnittstellen zu einer Modellkette zusammengeführt.

Weiterentwicklung der Transportvorschriften für schwach radioaktives Material (LSA/SCO)

Im Rahmen eines von der EU und dem BMU geförderten Projektes untersuchte die GRS theoretisch und experimentell das Freisetzungverhalten von spröde brechenden Materialien unter mechanischer Lasteinwirkung. Diese im experimentellen Teil beim Fraunhofer-Institut ITEM Toxikologie und Experimentelle Medizin durchgeführten Arbeiten dienten dazu, ein neues und einfacheres System der Einteilung schwach radioaktiver Materialien und ihrer Transportrisiken bei Unfällen für eine Neufassung der Transportvorschriften abzuleiten. Das vorgeschlagene Klassifizierungsschema teilt die derzeitigen Low Specific Activity (LSA)/Surface Contaminated Objects (SCO)-Materialien in vier Klassen ein. Ein Vergleich mit dem bisherigen Vorgehen zeigt, dass die Aktivitätsgrenzwerte teils niedriger, teils höher als die bisherigen LSA/SCO-Spezifikationswerte liegen. Die durchgeführten Experimente stellen das vorgeschlagene System auf eine realistischere Basis.

of the "Committee on a Selection Procedure for Repository Sites" (AkEnd) into account.

Safety criteria for the disposal of radioactive waste in a mine

Following an order by the BMU, GRS updated and specified the German safety criteria for the disposal of radioactive waste in a mine. The safety criteria relate exclusively to the radiological protection objectives and requirements putting the precept of nuclear damage prevention stipulated by the Atomic Energy Act in concrete terms. In this context, the safety principles of the International Atomic Energy Agency (IAEA), the standards of the European Communities, the recommendations of the International Commission on Radiological protection (ICRP) and the OECD, the recommendations of the Nuclear Energy Agency (NEA) and the development of safety criteria in other countries were considered.

The radiological protection objective in the operational phase and for the likely scenarios in the post-operational phase is the individual dose. For the less likely scenarios of the post-operational phase, two alternatives – individual dose and individual risk – are proposed as protection objective.

To optimise radiation protection during the operational phase in the case of very low dose contributions, reference levels were indicated which were oriented on the trivial-dose concept associated with the release of substances from nuclear-licensed handling operations. The proposal of ICRP 81 for adequate consideration of an optimisation of radiation protection during the post-operational phase was taken up.

The demonstration of long-term safety is to be supplemented by an uncertainty analysis. To demonstrate safety during the post-operational phase, the criteria distinguish between the potential evolution of the repository and human intrusion during the post-operational phase. Inadvertent human intrusion into the isolating rock zone is to be taken into account in the form of credible reference scenarios.

Major GRS Activities in the Fields of Nuclear Fuel Supply, Waste Management and Radiation Protection

Being one of Germany's central expert and research organisations, GRS carries out a number of important research projects in the fields of waste management and radiation protection on behalf of various different federal ministries. These projects are supplemented by orders from subordinate authorities, such as the BfS, and by participation in EU-sponsored projects. In addition, GRS scientists are members on various national and international committees. In the field of repository research, bids for the 6th EU research Programme were prepared and co-ordinated with national and European partner organisations.

National Disposal Plan

The BMU set up a project group with participation of GRS to develop a National Disposal Plan. The draft report "National Disposal Plan for radioactive residues", which was completed at the end of 2002, looks at the disposal concept and the

planning of disposal under the changed boundary conditions. It contains of an analysis of the current situation and a prognosis on the future amount of radioactive waste arising in the Federal Republic of Germany. As regards the planning of a repository, it provides a structure plan for the further procedure, taking the final report

The applicability of the demonstration methods and the reliability of their results are limited to the period for which scientifically justified predictions of the evolution of the repository system can be made. The stipulated period for which long-term safety has to be demonstrated is 1 million years.

Selection procedure for repository sites – recommendations of the AkEnd

In 1999, the BMU established the AkEnd as a specialist scientific committee with advisory function. This committee was to develop a procedure for the selection of a site for the final disposal of all kinds of radioactive waste in deep geological formations in Germany. Such a repository has to be available by the year 2030.

Two GRS experts have contributed to the AkEnd recommendations, which were submitted to the BMU in December 2002. They provide a step-by-step structure of the procedure which -starting with a "white map of Germany" - allows the initial wider areas to be gradually narrowed down to smaller areas, regions and possible sites. The decision on which area, region or site is to remain in the procedure is guided by geoscientific and socioscientific criteria. The latter consider e. g. top-level uses or designations as protected areas as well as – at regional level – socioeconomic aspects.

Building on the experiences made in other countries, the AkEnd introduced the aspect of the willingness of communities or regions to allow suitability examinations or the construction and operation of a repository on their territory. As a reward for taking on this responsibility which would benefit society as a whole, the region in question (or competing regions) would receive special support in the development and implementation of future-oriented regional development concepts. Unlike today, the construction and operation of a repository would then not be associated with mainly negative aspects, but the region would on the contrary get the chance of long-term positive development.

The AkEnd recommends that the selection procedure should be politically and legally established and specified (Phase 2). In a third phase, the authorised procedure for searching for and selecting a site is to be applied.

Work relating to the Morsleben repository

The work performed on behalf of the BfS in connection with the decommissioning concept for the Morsleben repository have been concluded in a way. The main task was to develop and assess a technically feasible backfilling concept that would be safe in the long run. For this purpose, GRS examined various different materials for the construction of various sealing and flow-restricting structures. Experiments in the GRS laboratory and theoretical work on the chemical stability of different cement-bound materials in saline solutions formed the basis for the selection of materials. Model calculations simulated the geochemical environment in the emplacement chambers at an assumed brine influx and were used for the assessment of the retention properties with regard to dissolved radionuclides.

The documents produced so far and the safety assessment are used by the BfS in the licensing procedure for the decommissioning of the facility. Additional work concerns other scenarios, such as the diffusion of radionuclides with gas and the possible effects of inadvertent human impacts in the future.

Broadening knowledge on disposal in rock salt

For more than 30 years, German research institutes have been working in the field of radioactive waste disposal in rock salt. GRS concluded the ALOHA2 project in which the hydraulic properties and the healing of excavation-disturbed zones (EDZ) in the vicinity of cavities were investigated. In the Asse salt mine, EDZs extending to up to 1.5 m were found around open drifts. The permeability of these EDZs can exceed the permeability of the undisturbed rock salt

by up to four or five orders of magnitude. The reason for these disturbances are the developing stress shifts and the resulting inhomogeneous rock stress conditions in the vicinity of cavities. By using supporting backfill or construction of a sealing structure it is possible to reduce peak stresses again, which in time will also lead to a healing of the EDZs. For example, it was found that in the direct proximity of a cast-iron structure installed approx. 90 years ago, permeability was only increased by two orders of magnitude compared with normal conditions, which is clear proof of the self-healing properties of the rock salt.

To make the knowledge achieved so far in repository research internationally available, GRS and several other European and US-American repository organisations took part in the EU-sponsored "Cluster Repository Project" (CROP). As part of the activities in CROP, an international draft status report has been prepared, describing the research done in underground laboratories and the resulting need for further work.

Key research in clay stone and clay mineral mixtures

Similar to salt, clay and clay stones have very good and long-lasting isolation characteristics. To be able to describe those in detail and in particular to analyse more closely their in-situ behaviour, GRS has become a member of the international Mount Terri Consortium, which organises the research efforts in the Swiss underground laboratory of the same name. GRS started a geoelectric measuring programme to determine the humidity distribution in the rock, with identification of the desaturation zones in the vicinity of cavities. Here, the time- and condition-dependence of the dry-out and possible later resaturation is of particular relevance for the near-field model and the numeric treatment of the radionuclide transport processes. Laboratory tests of the hydro-mechanical properties of clay stones were also carried out on samples from the Callovium/Oxford formation that were taken from the French Bure site in the course of the preparations for the drilling of shafts.

Due to its very favourable properties, clay is also considered as sealing material for emplacement galleries and shafts. GRS is currently involved in major international projects in Sweden and in Switzerland. In the Swiss Grimsel underground laboratory, gas formation and the gas and water permeabilities of compacted bentonite (used as a geotechnical barrier) are determined in addition to the experiments. Also, GRS is investigating in its own laboratory the swelling pressure development of the bentonite in dependence of the compaction and the chemical composition of intruding solutions as well as of the temperature in order to be able to model processes that are relevant to long-term sealing. The more detailed knowledge of the safety-relevant material parameters serves at the same time for the further development of the safety-analytical instruments for the assessment of long-term safety.

German-Russian research in the field of disposal

Within the framework of scientific and technical co-operation with Russia, GRS – on behalf of the BMWA – is getting involved to an increasing extent in the preliminary investigations in the area of the two nuclear sites Mayak and Sheleznogorsk to sound out the possibility of disposing of high-active waste there. Since 1970, exploratory drillings measuring a total of 10 km have been made in porphyric rock at Mayak, with depths ranging from 50 to 1,200 m. Since the mid-1990s, surface photographs based on satellite images have been taken in the Nishnjekansk massive east of Sheleznogorsk. So far, two core drillings have reached a depth of approx. 500 m. On the basis of the results obtained so far and of geomorphologic analyses, two areas have been singled out for closer investigation. GRS now has to develop hydrological models for the preselected areas to serve as a basis for initial safety-analytical considerations. The Russian institutions involved and the Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (BGR) in Hanover provide the necessary geological data. The German repository construction and operation company (DBE) has been put in

charge of the rough planning of the repository. The aim of the safety-analytical calculations is to provide a first orientation for the further development of the site exploration programme as well as for the planning of the repository.

The research activities provide a good opportunity to bring technical know-how and safety strategies into the Russian planning of repositories for high-active waste. Reversely, the practical application of scientific and technical methods helps to broaden German know-how.

Review of draft regulations of Gosatomnadzor RF for the safety of nuclear fuel cycle facilities

On behalf of RISKAUDIT and financed by the European Union, GRS advises together with IRSN and AVN the Russian regulatory authority Gosatomnadzor in connection with the drafting of nuclear regulatory documents for nuclear fuel cycle facilities. This advisory work, which is divided into five individual projects, covers a total of 15 regulations to be drafted. During the reporting period GRS provided comments on six of these draft regulations: on the requirements for the safety analysis reports for nuclear fuel cycle facilities, for nuclear fuel storages, for safety-related rules for the storage and transport of nuclear fuels, for the decommissioning of supply and disposal facilities, and on a guideline on the safe transport of nuclear materials. The US Department of Energy (DOE) also supports the preparation of a further series of regulatory documents. Intensive mutual exchanges and reviews between DOE and RISKAUDIT ensure that Western suggestions are co-ordinated as far as possible.

Model development for the simulation of deliberate attacks on nuclear installations

On behalf of the BMWA, GRS has developed methods and models for the simulation of deliberate attacks on nuclear installations. Apart from the question of

how far potential targets can be hit, the investigations focused on the dispersion of radioactive materials with air and water. Flight simulators are used for modelling; experiments at the Fraunhofer Institute for Toxicology and Experimental Medicine have improved the knowledge of mechanical impacts on fuel elements. To address the dispersion conditions with air and water properly, the dispersion models available were adapted, verified and applied in examples. The individual models are coupled via corresponding interfaces to form one model chain.

Further development of the transport regulations for low-active materials (LSA/SCO)

As part of a project sponsored by the EU and the BMU, GRS performed theoretical and experimental investigations into the release behaviour of materials susceptible to brittle fracture under mechanical load impacts. The work carried out at the Fraunhofer Institute for Toxicology and Experimental Medicine (ITEM) as part of the experimental work served for the derivation of a new and simpler system of classifying low-active materials and their transport risks during accidents, to be included in a revised version of the transport regulations. The classification scheme proposed divides the current Low Specific Activity (LSA)/Surface Contaminated Objects (SCO) material into four categories. A comparison with the current method applied shows that activity limits are sometimes lower and sometimes higher than the present LSA/SCO specification values. The experiments that have been carried out put the proposed system on a more realistic basis.

W. Thomas, W. Brewitz

Arbeiten zum Nationalen Entsorgungsplan für radioaktive Reststoffe und zum Gemeinsamen Übereinkommen für die Behandlung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente

Die gesicherte Entsorgung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente ist national wie international ein Kernthema politischer Diskussionen und Schwerpunkt wissenschaftlicher Arbeiten.

Trotz des im Jahr 2001 rechtlich abgesicherten Ausstiegs aus der friedlichen Nutzung der Kernenergie fallen in der Bundesrepublik Deutschland weiterhin radioaktive Abfälle an, die endgelagert werden müssen. Daher hat sich die Bundesregierung zum Ziel gesetzt, in der laufenden Legislaturperiode einen nationalen Entsorgungsplan zu erarbeiten. Dieser Plan regelt die Entsorgung aller Arten radioaktiver Abfälle einschließlich abgebrannter Brennelemente.

Auf internationaler Ebene verabschiedeten im September 1997 Vertreter aus mehr als 80 Staaten – in Analogie zur Sicherheitskonvention für Kernkraftwerke – ein Übereinkommen über die Entsorgung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente. Deutschland ist einer von 32 Staaten, die diese Konvention bis zum März 2003 ratifiziert haben. Ziel dieses Übereinkommens ist es, einen weltweit hohen Sicherheitsstand bei der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle zu erreichen und beizubehalten. Auf einer alle drei Jahre stattfindenden Konferenz wird anhand nationaler Berichte überprüft, ob die Staaten die Vorschriften des Übereinkommens einhalten. Im November 2003 fand die erste Überprüfungs-Konferenz in Wien statt.

Die GRS ist maßgeblich an Ausarbeitungen des nationalen Entsorgungsplans und an dem nationalen Bericht zum internationalen Übereinkommen beteiligt.

Nationaler Entsorgungsplan für radioaktive Reststoffe

Im Dezember 2001 verabschiedete der Deutsche Bundestag das neue Atomgesetz. Gleichzeitig beauftragte er das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) einen nationalen Entsorgungsplan auszuarbeiten. Ziel des Entsorgungsplans ist es, den Sachstand, das weitere Vorgehen und den Zeitplan für die Entsorgung und Endlagerung darzulegen. Er beinhaltet als wesentliche Elemente

- die Begrenzung der Abfallmengen,
- die Beendigung der Wiederaufarbeitung,
- die Errichtung dezentraler Zwischenlager,
- die Vermeidung von Transporten,

- die Untersuchung weiterer Endlagerstandorte und
- Änderungen bei den bisherigen Endlagerprojekten.

Darüber hinaus umfasst er alle anfallenden radioaktiven Reststoffe; also auch radioaktive Abfälle aus Medizin und Forschung sowie aus der Industrie. Ebenfalls berücksichtigt werden Reststoffe, die bei der Stilllegung der Kernkraftwerke, anderer kerntechnischer Anlagen und bei der Sanierung von Altlasten anfallen sowie überwachungsbedürftige Rückstände mit erhöhtem Gehalt an natürlich vorkommender Radioaktivität. Der Entsorgungsplan wird fortgeschrieben und dem Deutschen Bundestag jeweils ein Jahr nach seinem Zusammentritt vorgelegt.

Für den nationalen Entsorgungsplan sind politische, ökonomische, ökologische, technische und sicherheitstechnische Randbedingungen zu berücksichtigen. Er kann da-

her nur interdisziplinär erarbeitet werden. Das BMU richtete im Juni 2000 zu diesem Zweck eine Projektgruppe aus Fachleuten des BMU, des Bundesamts für Strahlenschutz (BfS) und aus Vertretern externer Sachverständigenorganisationen ein, die sich mit dieser Aufgabe befasst. Die GRS ist in die Arbeit dieser Projektgruppe fachlich und organisatorisch eingebunden. Als Arbeitsgrundlage diente der Projektgruppe eine Bestandsaufnahme der in der Bundesrepublik Deutschland angefallenen und künftigen radioaktiven Reststoffe. Die GRS erarbeitete in Zusammenarbeit mit dem Öko-Institut Darmstadt diese Bestandsaufnahme und legte sie im September 2001 dem BMU vor. Die Bestandsaufnahme stellt die Entsorgungsaufgaben der Anlagen und Stationen des Kernbrennstoffkreislaufs dar, identifiziert die dazugehörigen Entsorgungspfade und Stoffmengen, gibt Prognosen zum künftigen Mengenaufkommen ab und stellt Überlegungen zu den Einflussfaktoren an. Aus den wesentlichen Ergebnissen werden Handlungsempfehlungen abgeleitet.

Zurzeit aktualisiert die GRS zusammen mit dem Öko-Institut Darmstadt die Bestandsaufnahme, die Ende 2003 dem BMU vorgelegt werden wird.

Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle

Im September 1997 verabschiedeten Vertreter aus über 80 Staaten auf der 41. ordentlichen Sitzung der IAEO-Generalkonferenz in Wien das „Gemeinsame Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle“, kurz „Joint Convention“ oder „Gemeinsames Übereinkommen“. Ziel dieses Übereinkommens ist es, einen weltweit hohen Sicherheitsstand bei der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle zu erreichen und beizubehalten. Bisher haben 32 Staaten dieses Übereinkommen ratifiziert und sich zu sei-

ner Einhaltung verpflichtet. Auch die Bundesrepublik Deutschland gehört zu den Unterzeichnerstaaten. Im Juni 2002 ist das Übereinkommen in deutsches Recht übertragen worden.

Das Übereinkommen sieht vor, dass jeder Staat in regelmäßigen Abständen einen nationalen Bericht erstellt, der die Erfüllung der im Übereinkommen festgelegten Anforderungen an die Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle dokumentiert. Dieser nationale Bericht wird auf Überprüfungskonferenzen, die alle drei Jahre stattfinden, präsentiert.

Die Bundesrepublik Deutschland legte Anfang Mai 2003 ihren nationalen Bericht bei der Internationalen Atomenergie-Organisation vor. Erstellt wurde er von einer vom BMU einberufenen Arbeitsgruppe, in der, neben dem BMU und dem BfS, auch Vertreter von Sachverständigenorganisatio-

nen, darunter die GRS, mitarbeiteten. Bis zur ersten Überprüfungskonferenz im November 2003 in Wien haben alle Unterzeichnerstaaten die Möglichkeit, auf Grundlage der nationalen Berichte Fragen an andere Staaten zu richten. Sie werden mit den zugehörigen Antworten von Koordinatoren gesammelt, strukturiert und für die Diskussion während der Überprüfungskonferenz aufbereitet. Jeder Koordinator ist für eine Gruppe von etwa sechs bis sieben Ländern zuständig. Die GRS koordiniert eine der fünf Ländergruppen. Dieser Gruppe gehören Argentinien, Deutschland, Norwegen, Schweiz, Ukraine und Weißrussland an.

Die Resonanz auf die Berichte der verschiedenen Länder war fast durchweg sehr hoch. Zum deutschen Bericht beispielsweise wurden mehr als 160 Fragen und Kommentare eingereicht.

Work relating to the National Disposal Plan for Radioactive Residues and to the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management

The safe disposal of radioactive waste and spent fuel elements is a key issue of political debate and the focus of scientific research both nationally and internationally.

Despite the decision to phase out nuclear power for peaceful use, which was put on a legal basis in 2001, there is still radioactive waste arising in the Federal Republic of Germany, and this waste will have to be disposed of in a repository. This is why the Federal Government has set itself the target of working out a National Disposal Plan by the end of the present election period. This plan is to regulate the disposal of all kinds of radioactive waste, including spent fuel elements.

At international level, representatives of more than 80 countries adopted a convention on spent fuel and radioactive waste management (similar to the safety convention for nuclear power plants) in September 1997. Germany is one of the 32 countries that had ratified this convention by March 2003. The aim of this convention is to achieve and maintain a high safety standard of spent fuel element and radioactive waste treatment worldwide. Triennial review conferences will check by means of national reports whether the signatory states comply with the stipulations of the convention. The first such review conference took place in Vienna in November 2003.

GRS plays a major role in the elaboration of the National Disposal Plan and in the preparation of the German national report under the international convention.

National Disposal Plan for radioactive residues

In December 2001, the German Bundestag adopted the amendment of the Atomic Energy Act. At the same time, parliament ordered the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU) to work out a National Disposal Plan. The aim of the disposal plan is to explain the current status, the planned further procedure and the schedule for waste management and disposal. Its main elements are

- the limitation of the amount of waste arising,
- the termination of reprocessing,
- the establishment of decentralised interim storage facilities,
- the avoidance of transports,
- the investigation of further repository sites, and
- changes to the existing repository projects.

Furthermore, it covers all radioactive residues that arise, i. e. also radioactive waste from medical applications and research as well from industrial uses. In addition, residues are taken into account that arise from the decommissioning of nuclear power plants, other nuclear installations and in connection with the ecological restoration of contaminated sites. Finally, the disposal plan also covers residues with a high content of naturally occurring radioactivity that are subject to supervision. The disposal plan is constantly updated and presented to the German Bundestag on an annual basis.

The National Disposal Plan has to consider political, economic, ecological, technical and safety-related boundary conditions. It can therefore only be interdisciplinary. For this reason the BMU set up a special project working group in June 2000 to deal with these issues. This group is composed of experts from the BMU, the Federal Office for Radiation Protection (BfS) and of representatives from external expert organisa-

tions. GRS is involved in the administrative as well as the specialist work of this group. The group started work on the basis of an inventory of the already existing and prospective future radioactive residues in the Federal Republic of Germany. This inventory was compiled by GRS together with the Darmstadt Institute of Applied Ecology and submitted it to the BMU in September 2001. It describes the waste management functions of the installations and the various stages of the nuclear fuel cycle, identifies the associated disposal paths and material amounts, and provides predictions of future amounts. Also, the various possible influencing factors are considered. Recommended actions are derived from the relevant results.

GRS and the Darmstadt Institute for Applied Ecology are currently updating the inventory with the aim of submitting it to the BMU at the end of 2003.

Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management

At the 41st Regular Session of the IAEA General Conference in Vienna in September 1997, delegates from more than 80 countries adopted the “Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Manage-

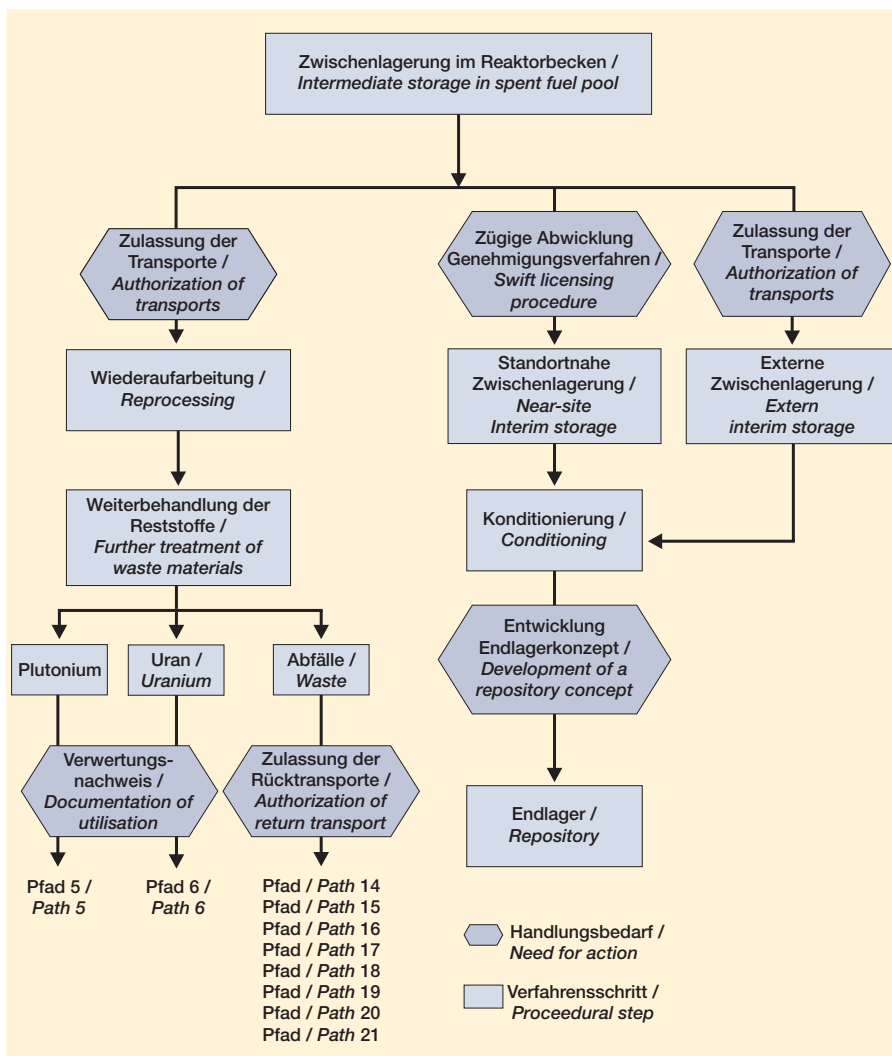
ment”, or shortly “Joint Convention”. The aim of this Convention is to achieve and maintain a high safety standard of spent fuel element and radioactive waste treatment worldwide. So far, 32 countries have ratified this Convention and committed themselves to complying with it. The Federal Republic of Germany is among the signatories. In June 2002, the Convention also became German law.

The Convention provides that each country prepares a national report at regular intervals, documenting fulfilment of the requirements specified by the Convention for the treatment of spent fuel elements and radioactive waste. This national report is then presented to the review conference, to take place every three years.

At the beginning of May 2003, the Federal Republic of Germany submitted its national report to the International Atomic Energy Agency. It was prepared by a working group set up by the BMU; taking part besides BMU and BfS officials were also representatives from expert organisations, among them GRS. Until the first review conference in Vienna in November 2003, all signatories had the opportunity to direct questions to other countries on the basis of their national reports. These are then collected together with the corresponding answers by co-ordinators and are structured and prepared for discussion at the review conference. Each co-ordinator is in charge of a group of about six or seven countries. GRS co-ordinates one of the five country groups. This particular group is composed of Argentina, Belarus, Germany, Norway, Switzerland and the Ukraine.

The response to the reports of the different countries was almost without exception very high. For example, more than 160 questions and comments were submitted relating to the German report.

W. Weber, W. Mester



▲ Entsorgungspfad für bestrahlte Brennelemente aus Leistungsreaktoren
Disposal path for spent fuel elements from power reactors

Strahlenschutz und Transportsicherheit: Strahlenschutzprogramme für die Beförderung von radioaktiven Stoffen

Radioaktive Stoffe werden weltweit auf der Grundlage von Sicherheitsvorschriften befördert, die von der Internationalen Atomenergie Organisation (IAEO), Wien, entwickelt und herausgegeben werden. Diese Sicherheitsvorschriften, die auch als IAEO-Transportvorschriften bezeichnet werden, regeln verkehrsträgerübergreifend die auf den Transport von radioaktiven Gütern anzuwendenden Sicherheitsgrundsätze sowie die Aufgaben und Verantwortlichkeiten der am Transport beteiligten Organisationen und Institutionen. Sie konkretisieren weiterhin durch eine Vielzahl von Einzelbestimmungen die technischen Sicherheitsanforderungen für Verpackungen und die für die Transportdurchführung zu treffenden Schutz- und Vorsorgemaßnahmen. Die Sicherheitsanforderungen sind gestaffelt und richten sich für Verpackungen insbesondere nach dem Gefährdungspotenzial, der Menge und der Form eines zu befördernden radioaktiven Stoffes. Ziel der Regelungen ist es, die potenziellen radiologischen Gefahren für Leben, Gesundheit, Sachgüter und die Umwelt auf ein vertretbares Maß zu begrenzen, wenn radioaktive Stoffe auf öffentlichen Verkehrswegen befördert werden.

EURATOM Grundnormen (Richtlinie 96/29/EURATOM) solche zivilisatorische Aktivitäten und Handlungen, die durch die Anwendung von oder den Umgang mit ionisierender Strahlung und radioaktiven Stoffen die Strahlenexposition erhöhen oder Personen und Umwelt kontaminieren können.

Die 1996er IAEO-Transportvorschriften fordern, um die Strahlenschutzgrundsätze in der betrieblichen Praxis umzusetzen und anzuwenden, erstmals Strahlenschutzprogramme für die Beförderung von radioaktiven Stoffen. Im Jahr 2001 wurden die 1996er IAEO-Transportvorschriften in Deutschland **national bindendes Recht**. Dazu sind die verkehrsträgerspezifischen Gefahrgutvorschriften und die relevanten

Rechtlicher Hintergrund

Die IAEO-Transportvorschriften wurden erstmals Anfang der 1960er Jahre herausgegeben. Sie werden seitdem entsprechend der technologischen Entwicklung und dem Erkenntnisfortschritt kontinuierlich fortgeschrieben und in überarbeiteter Form periodisch veröffentlicht. Die letztgültige Fassung der IAEO-Transportvorschriften, die 1996er „**Empfehlungen für die sichere Beförderung von radioaktiven Stoffen**“ sehen verschiedene Neuerungen und Anpassungen auf dem Gebiet der Sicherheit und des Strahlenschutzes bei der Beförderung radioaktiver Materialien vor. Hierzu zählt u.a. die Anpassung der Strahlenschutzgrundsätze der Transportvorschriften an diejenigen der 1990er Empfehlungen der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP Publ. 60) und der „Internationalen Basic Safety Standards“ (BSS). Wesentliche Elemente der von der IRCP empfohlenen und in die „International Basic Safety Standards“ (IAEA Safety Series No. 115, 1996) übernommenen **Strahlenschutzgrundsätze für Tätigkeiten** sind

- der Rechtfertigungsgrundsatz,
- der Optimierungsgrundsatz und
- der Grundsatz der Individualdosisbegrenzung.

Tätigkeiten oder Anwendungen sind in Übereinstimmung mit den Begriffsdefinitionen der

Verkehrsträger <i>Carrier</i>	Internationale Regelwerke <i>International regulations</i>	Inkraftsetzungszeitpunkt <i>Entry into force</i>	Übergangsfristen <i>Transition period</i>
Straße/Schiene <i>Road/Rail</i>	ADR/RID	01. Juli 2001 <i>01. July 2001</i>	bis 31. Dez. 2001 <i>until 31 Dec. 2001</i>
See <i>Sea</i>	IMDG-Code	01. Januar 2001 <i>01. January 2001</i>	bis 31. Dez. 2001 <i>until 31 Dec. 2001</i>
Luft <i>Air</i>	ICAO-TI/IATA-DGR	01. Juli 2001 <i>01. July 2001</i>	keine
Binnenschifffahrt <i>Inland navigation</i>	ADNR	01. Januar 2003 <i>1 January 2003</i>	bis 30. Juni 2003 <i>until 30 June 2003</i>

ADR: Europäisches Übereinkommen über die internationale Beförderung gefährlicher Güter auf der Straße;
European convention on the international transport of hazardous goods by road;

RID: Ordnung für die internationale Eisenbahnbeförderung gefährlicher Güter;
Regulations Concerning the International Carriage of Dangerous Goods by Rail;

IMDG-Code: Internationaler Code für die Beförderung gefährlicher Güter mit Seeschiffen;
International Maritime Dangerous Goods Code;

ICAO-TI: Technische Anweisung für die sichere Beförderung gefährlicher Güter im Luftverkehr der „International Civil Aviation Organisation“ (ICAO);
International Civil Aviation Organization (ICAO) Technical Instruction for Safe Transport of Dangerous Goods by Air;

IATA-DGR: Vorschriften für die Beförderung gefährlicher Güter der „International Air Transport Association“ (IATA)
Dangerous Goods Regulations of the International Air Transport Association (IATA)

ADNR: Verordnung zur Inkraftsetzung der Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter auf dem Rhein und der Verordnung über die Beförderung gefährlicher Güter auf der Mosel mit Anlagen A, B1 und B2
Regulation on the enactment of the Regulation on the Transport of Dangerous Goods on the Rhine and the Regulation on the Transport of Dangerous Goods on the Moselle, with Annexes A, B1 and B2

▲ Inkraftsetzung und Übergangsfristen der für die Umsetzung der 1996er IAEO-Empfehlungen für die sichere Beförderung radioaktiver Stoffe maßgebenden internationalen Regelwerke
Entry into force and transition periods of the international regulations relevant for the implementation of the 1996 IAEA recommendations for the safe transport of radioactive materials



▲ Abfertigung eines Brennelement-Transportbehälters

Preparation of a fuel element transport cask for dispatch

internationalen Regelwerke entsprechend novelliert worden. Damit sind die an der Beförderung von radioaktiven Stoffen Beteiligten aufgefordert, Strahlenschutzprogramme für den Transport zu entwickeln, anzuwenden und ggf. fortzuschreiben. Das hier maßgebende Gefahrgutrecht folgt mit den Strahlenschutzprogrammen für den Transport radioaktiver Stoffe einer Rechtsposition, die bereits seit vielen Jahren in anderen Tätigkeitsbereichen üblich ist, in denen Personen ionisierender Strahlung oder radioaktiven Stoffen ausgesetzt sind oder sein können, beispielsweise durch Anwendung von Strahlenschutzanweisungen.

Vor diesem Hintergrund führte die GRS im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) Untersuchungen und Entwicklungsarbeiten mit dem Ziel durch

- die Grundanforderungen und den Anwendungsbereich von Strahlenschutzprogrammen zu konkretisieren und
- Handlungsleitlinien und Orientierungshilfen zur Beurteilung der Angemessenheit und Effizienz (Optimierung) der in einem Strahlenschutzprogramm festgelegten Schutz- und Vorsorgemaßnahmen für potenzielle Anwender/Behörden bereitzustellen.

Grundanforderungen und Anwendungsbereich von Strahlenschutzprogrammen

Strahlenschutzprogramme für den Transport radioaktiver Stoffe regeln und dokumentieren systematisch und strukturiert die Strahlenschutzgrundsätze, die Organisation und Verantwortlichkeiten eines an der Transportabwicklung beteiligten Unternehmens und die Gesamtheit der technischen, organisatorischen und administrativen Schutz- und Vorsorgemaßnahmen, um die Einhaltung der betrieblichen Strahlenschutzgrundsätze einschließlich des Optimierunggebotes (d. h. Optimierung von Schutz und Sicherheit) zu gewährleisten. Das Transportunternehmen hat die betrieblichen Strahlenschutz- und Sicherheitsgrundsätze festzulegen und die erforderlichen technischen und personellen Ressourcen bereitzustellen. Betriebliche Ermessensspielräume sind begrenzt durch anerkannte Grundsätze vernünftigen Handelns und gesetzliche Bestimmungen. Das Transportunternehmen kann einen fachkundigen Dritten mit entsprechenden Befugnissen beauftragen, um seine gesetzlichen Pflichten zu erfüllen.

Alle Unternehmen und Transportorganisationen, die eigenverantwortlich radioaktive

Versandgüter auf öffentlichen Verkehrswegen transportieren oder an der Verpackung, der Beladung, dem Umschlag, der Entladung und dem Auspacken beteiligt sind und soweit dabei Personen exponiert werden können, müssen Strahlenschutzprogramme einführen und anwenden. Unternehmen und Organisationen, die ausschließlich „expositionsfreie“ Tätigkeiten wie Disponentenaufgaben, Transportorganisation und -planung etc. ausüben, sind dagegen von der Erstellung und Anwendung von Strahlenschutzprogrammen freigestellt. Dies gilt auch für Tätigkeiten außerhalb der verkehrsrechtlichen Transportvorschriften, wie z. B. Beladung, Abfertigung und Bereitstellung eines Transportbehälters mit bestrahlten Brennelementen auf dem Betriebsgelände von kerntechnischen Anlagen.

Strahlenschutzprogramme haben die Aufgabe, den Strahlenschutz beim Transport radioaktiver Materialien zu gewährleisten, die Sicherheitskultur zu fördern und die von der ICRP empfohlenen Strahlenschutzgrundsätze (Schutzsystem für Tätigkeiten) in der Praxis umzusetzen und anzuwenden. Daher beinhalten, regeln und beschreiben Strahlenschutzprogramme je nach Fall folgende Elemente und Sachverhalte:

- Definition und Beschreibung des Einsatzbereiches des Strahlenschutzprogramms bzw. der Transportaufgaben
- Organisation und Zuständigkeiten für den betrieblichen Strahlenschutz
- Dosisbestimmung und -überwachung
- Kontaminationsschutz und -überwachung
- Optimierung von Strahlenschutz und Sicherheit
- Notfallvorsorge
- Fachkunde und Unterweisung der Arbeitskräfte
- Qualitätssicherung

Die Höhe (und Wahrscheinlichkeit) der zu erwartenden Strahlenexpositionen der Arbeitskräfte und die Zusammensetzung und Menge der zu befördernden radioaktiven

Güter bestimmen Art und Umfang der Strahlenschutz- und Vorsorgemaßnahmen im Einzelfall. Höhere Strahlenexpositionen und große Aktivitätsmengen oder solche mit hohem Gefährdungspotenzial erfordern daher im Allgemeinen umfassendere Vorkehrungen zur Gefahrenabwehr und Schadensvorsorge, als etwa Personendosen, die nur einen Bruchteil der beförderungsrelevanten Dosisgrenzwerte betragen.

Handlungsleitlinien und Orientierungshilfen für potenzielle Anwender/ Behörden

Die GRS entwickelte in Zusammenarbeit mit Transport- und Umschlagunternehmen Muster-Strahlenschutzprogramme für ausgewählte Anwendungsbereiche und Transportaufgaben. Die Muster-Strahlenschutzprogramme sind Anleitung und Orientierungshilfe für potenzielle Anwender und müssen an die jeweiligen unternehmensspezifischen Gegebenheiten angepasst werden. Hilfe bieten hierbei Erläuterungen zu den gesetzlichen Bestimmungen, Regelwerken und Anforderungen. Weiterhin wird ein gestaffeltes dreiteiliges Ordnungssystem (3 Dosiskategorien) der Schutz- und Vorsorgemaßnahmen vorgeschlagen, das sich nach der Höhe der Strahlenexpositionen der Arbeitskräfte richtet. Es ist im Strahlenschutzprogramm für den Einzelfall zu konkretisieren und zu dokumentieren. Bis zu einer jährlichen Personalexposition von 1 mSv pro Jahr (unterste Dosiskategorie) sind nur bestimmte Grundpflichten zu erfüllen. Bei darüber hinausgehenden Personendosen werden die Grundpflichten je nach Fall um weitere geeignete Schutz- und Vorsorgemaßnahmen ergänzt. Bei Personendosen von mehr als 6 mSv/a ist eine individuelle Personendosisüberwachung mittels Dosimeter bindend vorgeschrieben.

Strahlenschutzprogramme können auch Bestandteil anderer Betriebsanweisungen zur Gewährleistung und Fortentwicklung der Sicherheit und des Gesundheitsschutzes von Arbeitskräften sein. Hier ist auf teilweise konkurrierende Schutzbestimmungen und Sicherheitsinstrumentarien des Arbeitsschutzgesetzes (ArbSchG) und der

Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) zu verweisen.

Zur Beurteilung der Angemessenheit und Effizienz von Strahlenschutzprogrammen wurde eine aktuelle Bestandsaufnahme über typische beförderungsbedingte Strahlenexpositionen des Personals und der Bevölkerung durchgeführt. Die Untersuchungsergebnisse, basierend auf umfangreichen Datenerhebungen in ausgewählten Transportunternehmen und Abschätzungen zeigen, dass die Strahlenexpositionen der Bevölkerung und der Arbeitskräfte unter normalen (unfallfreien) Transportbedingungen im Allgemeinen gering sind und weit unterhalb den relevanten Dosisgrenzwerten liegen (20 mSv/a für Arbeitskräfte und 1 mSv/a für die Bevölkerung). Dies trifft für **nahezu alle Transport- und Anwendungsbereiche** (einschließlich der Beförderung von bestrahlten Brennelementen und verglasten hochradioaktiven Wiederaufarbeitungsabfällen) zu. Die Strahlenschutz- und Vorsorgemaßnahmen für den Transport radioaktiver Güter regeln sich damit mehrheitlich nach der untersten Anforderungsstufe (Dosiskategorie 0 – 1 mSv/a) des dreiteiligen Ordnungssystems.

Diese Feststellung gilt überwiegend auch für den Bereich des **Transportes und der Verteilung von Radioisotopen** für medizinische, wissenschaftliche und technische Anwendungen. In Teilbereichen, in denen großen Mengen verpackter radioaktiver Präparate und Strahlenquellen zentralisiert befördert und umgeschlagen werden, können in Einzelfällen auch Personendosen bis zu maximal etwa 10 – 14 mSv/a auftreten.

Bei der Beförderung und Anwendung von **radiografischen Strahlenquellen für Prüfzwecke von Bauteilen** liegen die jährlichen Strahlenexpositionen des Prüfpersonals nach den vorliegenden Erkenntnissen ebenfalls unterhalb von 1 mSv pro Jahr. Jedoch geht die durch die eigentliche Prüftätigkeit bedingte zusätzliche Strahlenexposition des Prüfpersonals den Erhebungen zufolge aber deutlich über den beförderungsbedingten Dosisbeitrag hinaus. Die vorgenannten, für Deutschland repräsentativen Erfahrungswerte stimmen gut mit entsprechenden Erfahrungswerten und Beobachtungen in verschiedenen europäischen Nachbarländern überein.



▲ TN 17/2-Brennelement-Transportbehälter: Gut sichtbar sind der Tragzapfen und der Kühlrippenbereich

TN 17/2 fuel element transport cask: view of the lifting trunnions and the cooling fin areas

Merkmalsgröße zur Beschreibung tätigkeits-spezifischer Strahlenexpositionen

Für Vergleichs- und Planungszwecke wurde eine Merkmalsgröße zur Beschreibung tätigkeits-spezifischer Strahlenexpositionen des Transport- und Handhabungspersonals vorgeschlagen. Sie definiert sich aus dem Verhältniswert der Dosis zur Transportkennzahl (TI) der beförderten oder gehandhabten Versandstücke. Sie liegt auf der Basis der vorliegenden Untersuchungen für das Transport-, Umschlag- und Strahlenschutzpersonal typischerweise in einem Dosis-zu-TI Wertebereich von etwa 0,2 – 2 μSv pro TI. Dies bedeutet, dass die Strahlenexpositionen der mit der Transportabwicklung befassten Arbeitskräfte im Allgemeinen auf 1 mSv beschränkt sind, soweit der kumulierte Transportindex (ΣTI) der beförderten oder umgeschlagenen Güter einen Wert von $\Sigma\text{TI} = 500$ nicht übersteigt. Diese Erfahrungswerte beziehen sich auf normale (unfallfreie) Transportbedingungen

und sind für strahlenschutzoptimierte Transport- und Betriebsbedingungen in Deutschland repräsentativ.

Die Untersuchungsergebnisse stützten sich u.a. auch auf ein internationales, von der Europäischen Kommission gefördertes Kooperationsprojekt, an dem das „Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire“ (IRSN) und das „National Radiological Protection Board“ (NRPB) beteiligt waren. Die Arbeitsergebnisse sind damit nicht nur ein Beitrag zur Umsetzung der 1996er IAEA-Transportvorschriften in national bindendes Recht, sondern gleichzeitig auch ein wichtiger Beitrag für eine europäische und international abgestimmte Vorgehensweise, um Strahlenschutzprogramme für den Transport von radioaktiven Stoffen auf dem Land-, Luft- und Wasserweg einzuführen und anzuwenden.

Der vollständige Abschlussbericht zu diesen Arbeiten ist auf der GRS-Homepage unter [www.grs.de/grs-ergebnisbericht-SR2364\(AP1\)-Final-Revision021202](http://www.grs.de/grs-ergebnisbericht-SR2364(AP1)-Final-Revision021202) abrufbar.

transport of radioactive materials. Among these are i. a. the adaptation of the radiation protection principles of the Transport Regulations to the recommendations of the International Commission on Radiological Protection of 1990 (ICRP Publ. 60) and the “International Basic Safety Standards” (BSS). Essential elements of the **radiation protection principles for activities** recommended by the ICRP and adopted in the “International Basic Safety Standards” (IAEA Safety Series No. 115, 1996) are

- the justification principle,
- the optimisation principle, and
- the principle of individual dose limitation.

According to the definitions of the EURATOM basic norms (Directive 96/29/EURATOM), activities or applications are those man-induced activities and actions which may increase radiation exposure or contaminate individuals or the environment by application or handling of ionising radiation and radioactive materials.

The 1996 IAEA Transport Regulations stipulate for the first time radiation protection programmes for the transport of radioactive materials for implementation and application in operational practice. In 2001, the 1996 IAEA Transport Regulations became **national law** in Germany. For this purpose, the different carrier-specific hazardous-goods regulations and the relevant international regulations were amended correspondingly. All those involved in the shipment of radioactive materials are now called upon to develop, apply and if necessary revise radiation protection programmes for transports. With these radiation protection programmes for the transport of radioactive materials, the relevant hazardous-goods legislation follows a legal position which for many years has already been widely applied in other fields of activity in which individuals are or may be exposed to ionising radiation or radioactive materials, e. g. by the application of radiation protection instructions.

Against this background, GRS carried out analyses and developmental activities on behalf of the Federal Ministry for the

Radiation Protection and Transport Safety: Radiation Protection Programmes for the Transport of Radioactive Materials

All over the world, radioactive materials are transported on the basis of safety regulations developed and published by the International Atomic Energy Agency (IAEA) in Vienna. These safety regulations, also known as the IAEA Transport Regulations, lay down the safety principles to be applied by all carriers to the transport of radioactive goods as well as the tasks and responsibilities of the organisations and institutions involved in the transport operations. By a number of individual regulations, they furthermore put in concrete terms the technical safety requirements for packaging as well as the protection and precautionary measures to be taken for the transport operation. Safety requirements are graded and for packaging depend in particular on the hazard potential, the amount and the form of the radioactive material to be transported. The aim of the regulations is to limit the potential radiological risk to life, health, material goods and the environment to an acceptable degree when radioactive materials are transported via public transport routes.

Legal background

The IAEA Transport Regulations were first published at the beginning of the 1960s. Since then they have been continuously updated to reflect technological development and progressing knowledge, and revised

editions have been published periodically. The most recent version of the IAEA Transport Regulations, the 1996 edition “**Recommendations for the safe transport of radioactive materials**”, provide various innovations and modifications in the fields of safety and radiation protection during the

Environment, Nature Conservation and Nuclear safety with the aim to

- put the basic requirements and the scope of application of radiation protection programmes in concrete terms, and
- provide guidelines for action and reference guides for the assessment of the adequacy and efficiency (optimisation) of the protection and precautionary measures specified in a radiation protection programme for potential users/authorities.

Basic requirements and scope of application of radiation protection programmes

Radiation protection programmes for the transport of radioactive materials regulate and document in a systematic and structured manner the radiation protection principles, the organisation and responsibilities of the carrier involved in the transport operation, and the entirety of all technical, organisational and administrative protection and precautionary measures in order to guarantee compliance with the operational radiation protection principles, including the precept of optimisation (i. e. optimisation of physical protection and safety). The carrier has to specify the operational radiation protection and safety principles and has to provide the necessary technical and human resources. The carrier's discretionary powers are limited by established principles of sensible acting and by legal provisions. The carrier may commission a correspondingly authorised expert third party with the fulfilment of the legal duties.

All carriers and transport organisations responsible of shipping radioactive goods on public transport routes or involved in the packaging, loading, transfer, unloading and unpacking – with the possibility of individuals becoming exposed to radiation – have to introduce and apply radiation protection programmes. On the other hand, enterprises and organisations carrying out exclusively “exposure-free” activities such as dispatching



▲ Strahlenschutzmessung an einem Transportwaggon
Radiation measurement on an transport wagon

functions, transport organisation and planning etc. are exempt from having to introduce and apply radiation protection programmes. This also applies to activities that are not covered by transport regulations under traffic law, e. g. loading, making ready for dispatch and provision of a transport cask with spent fuel elements within the grounds of nuclear installations.

The function of radiation protection programmes is to guarantee radiation protection during the transport of radioactive materials, promote safety culture, and implement and apply in practice the radiation protection principles (protection system for activities) recommended by the ICRP. Therefore the different radiation protection programmes contain, regulate and describe the following elements and facts:

- definition and description of the scope of application of the radiation protection programme and of the tasks related to the transport
- organisation and responsibilities for operational radiation protection
- definition and monitoring of dose limits
- contamination protection and monitoring

- optimisation of radiation protection and safety
- emergency preparedness
- technical qualification and instruction of personnel
- quality assurance

The extent (and likelihood) of the expected radiation exposure of the personnel and the composition and amount of the radioactive goods to be transported determine the kind and scope of the individual radiation protection and prevention measures. Higher radiation exposure levels and larger amounts of activity or with a high risk potential therefore generally require more extensive provisions for hazard control and damage prevention than e. g. personal doses that only amount to a fraction of the transport-relevant dose limits.

Guidelines for action and reference guides for potential users/authorities

Together with transport and transfer firms, GRS has developed model radiation protection programmes for selected areas of application and transport tasks. These

Transportaufgabe/Anwendungsbereich <i>Transport task/area of application</i>	Verkehrsträger <i>Transport mode</i>	Maximale effektive Dosis (mSv/a) <i>Maximum effective dose (mSv/a)</i>	
		Arbeitskräfte <i>Personnel</i>	Bevölkerung ^{a)} <i>Population^{a)}</i>
Unbestrahlte Kernbrennstoffkreislaufprodukte, z. B. U ₃ O ₈ , UF ₆ , UO ₂ -Pulver/Pellets, frische Brennelemente, Strahlenquellen <i>Fresh nuclear fuel cycle products, e. g. U₃O₈, UF₆, UO₂ powder/ pellets, fresh fuel elements, radiation sources</i>	Straße/Bahn	< 1	k.A. ^{b)}
	Wasser	< 1 ^{c)}	k.A.
	Road/Rail Water	< 1 < 1 ^{c)}	not specified ^{b)} not specified
Bestrahlte Kernbrennstoffkreislaufprodukte, z. B. bestrahlte/kontaminierte Bauteile, Rest- und Abfallstoffe, bestrahlte Brennelemente und verglaste Abfälle, Strahlenquellen <i>Irradiated nuclear fuel cycle products, e. g. irradiated/ contaminated components, residues and waste, spent fuel elements and vitrified waste, radiation sources</i>	Straße	1 – 2	< 0,05
	Bahn	< 1	< 0,1
	Road Rail	1 – 2 < 1	< 0,05 < 0,1
Rest- und Abfallstoffe aus Anwendungsbereichen außerhalb des Kernbrennstoffkreislaufs (Medizin, Forschung etc.) <i>Residues and waste from applications other than the nuclear fuel cycle (medicine, research, etc.)</i>	Straße	< 1	k.A.
	Road	< 1	not specified
Transport und Verteilung von Radioisotopen für Forschung, Medizin und Technik, sonstige radioaktive Materialien <i>Transport and distribution of radioisotopes for research, medical and technical application, other radioactive materials</i>	Straße	10 – 14	< 0,04
	Luft	<< 1	k.A.
	Road Air	10 – 14 << 1	< 0,04 not specified
Radiographische und sonstige Strahlenquellen <i>Radiographic and other radiation sources</i>	Straße	< 1 ^{d)}	k.A.
	Road	< 1 ^{d)}	not specified
Zum Vergleich: Dosisgrenzwerte für die Beförderung radioaktiver Stoffe <i>For comparison: Dose limits for the transport of radioactive materials</i>		20	1
		20	1

a) Kritische Personengruppe; das sind z. B. Personen, die aufgrund ihrer Lebensumstände der von radioaktiven Sendungen ausgehenden Strahlung möglicherweise in besonderer Weise ausgesetzt sind oder sein können.

b) k.A. = Zur Zeit keine belastbaren quantitativen Angaben verfügbar

c) Vorläufiger, aus Literaturangaben abgeleiteter Erfahrungswert

d) Transportspezifische Strahlenexposition des Prüf- und Transportpersonals **ohne** anwendungsbedingten Dosisbeitrag

a) *Critical group; these are e. g. individuals who due to their living conditions are or may be exposed in a special way to the radiation emitted by radioactive consignments.*

b) *not specified = no reliable quantitative data available at present*

c) *Provisional empirical value derived from information given in the literature*

d) *Transport-specific radiation exposure of the inspection and transport personnel **without** application-related dose contribution*

▲ Maximale Strahlenexposition der Bevölkerung und des Transportpersonals bei normalen (unfallfreien) Transportbedingungen

Maximum radiation exposure of the population and the transport personnel under normal (accident-free) transport conditions

model radiation protection programmes take the form of instructions and reference guides for potential users and have to be adapted to the respective conditions specific to each firm. Help is provided by explanations of the legal requirements and regulations. Furthermore, a graded classi-

fication system (3 dose categories) of protection and prevention measures is proposed which is guided by the extent of the radiation exposure of the personnel. This classification has to be put in concrete terms and documented in the radiation protection programme for each individual

case. Up to an annual personal dose of 1 mSv/a (lowest dose category), only certain basic duties have to be fulfilled. Beyond that, the basic duties are supplemented as the case may be by further suitable protection and precautionary measures. If personal doses exceed 6 mSv/a, individual personal

dose monitoring by means of a dosimeter is obligatory.

Radiation protection programmes may also be part of other operating instructions to guarantee and develop safety and the health protection of the personnel. It should be noted in this context that the protective regulations and safety-related instruments of industrial safety regulations collide in part with those of the Radiation Protection Ordinance.

To assess the adequacy and efficiency of radiation protection programmes, an up-to-date list was drawn up of typical transport-related radiation exposure rates of the personnel as well as of the population. The results of the analysis – based on extensive data acquisition in selected transport firms as well as on estimates – show that the radiation exposure rates of the population as well as of the personnel under normal (accident-free) transport conditions are generally low and lie well below the relevant dose limits (20 mSv/a for personnel and 1 mSv/a for the population). This applies to **almost all transport and application areas** (including the transport of spent fuel elements and vitrified high-active waste from reprocessing). The radiation protection and precautionary measures for the transport of radioactive goods are therefore mostly guided by the lowest requirement category (dose category 0 – 1 mSv/a) of the graded classification system.

This also applies in most areas to the **transport and distribution of radioisotopes** for medical, scientific and technical applications. In some centralised transport and reloading areas where large amounts of packaged radioactive preparations and radiation sources are handled, personal doses up to a maximum of about 10 – 14 mSv/a may individually occur.

As regards the transport and application of **radiographic radiation sources for the inspection of components**, the annual radiation exposure levels of inspection personnel also lies below 1 mSv/a according to present knowledge. However, the surveys show that the additional radiation exposure of the inspection personnel caused by the inspection activities as such clearly exceeds the dose contribution



▲ Transportwaggon für hoch radioaktive Brennelemente

Transport wagon for high-active fuel elements

caused by transports. The above-mentioned empirical values that are representative for Germany are in line with corresponding empirical values and observations of various European neighbours.

Characteristic parameter for the description of job-specific radiation exposure levels

For comparison and planning purposes, a characteristic parameter was proposed for the description of job-specific radiation exposure levels of the transport and handling personnel. It is defined from the dose/transport parameter (TI) ratio of the packages transported or handled. According to the surveys available, the typical characteristic parameter for the transport, transfer and radiation protection personnel lies within a dose-to-TI ratio of about 0.2 – 2 μ Sv per TI. This means that the radiation exposure of the personnel involved in the transport operation is generally limited to 1 mSv as long as the cumulated transport index (Σ TI) of the transported or transferred goods does not exceed a value of Σ TI = 500. These empirical values refer to normal (accident-free transport conditions and are representative of radiation-protection-

optimised transport and operating conditions in Germany.

The results of the survey are based i. a. on an international co-operation project sponsored by the European Commission in which the “Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire” (IRSN) and the “National Radiological Protection Board” (NRPB) were involved. The results of the work are therefore not only a contribution to the implementation of the 1996 IAEA Transport Regulations in German national law but also an important contribution to a European and internationally co-ordinated approach to introducing and applying radiation protection programmes for the transport of radioactive materials by road, rail and air, on rivers or at sea.

The full final report about these activities can be downloaded from the GRS homepage at [www.grs.de/grs-ergebnisbericht-SR2364\(AP1\)-Final-Revision021202](http://www.grs.de/grs-ergebnisbericht-SR2364(AP1)-Final-Revision021202).

G. Schwarz, F. Lange

Vorsorgeforschung für Untertagedeponien – Mobilisierung und reaktiver Transport von Schadstoffen

Gegenwärtig werden alte Kalibergwerke (z. B. in Zielitz/Sachsen-Anhalt, Herfa-Neurode/Hessen und Heilbronn/Baden-Württemberg) als Untertagedeponien (UTD) für chemisch toxische Abfälle genutzt. Nach allen bisherigen Erfahrungen des Salzbergbaus werden in diese Anlagen in absehbarer Zeit Gebirgslösungen eindringen. Diese können aus den eingelagerten Abfällen Schadstoffe herauslösen. Die schadstoffbelasteten Wässer werden anschließend durch die Gebirgskonvergenz aus dem Nahbereich einer UTD ausgepresst und können sich dann mit oberflächennahen Grundwässern vermischen. Auf diese Weise können Schadstoffe in die Biosphäre gelangen.

Der Zutritt von Gebirgslösung, die Auslaugung von Schadstoffen aus Abfällen und der nachfolgende reaktive Transport in wässriger Phase sind daher Prozesse, die in einer Langzeitsicherheitsanalyse berücksichtigt werden müssen. Quantitative Aussagen zu potenziellen Schadstoffeinträgen in die Biosphäre setzen den Einsatz physiko-chemischer Laboruntersuchungen und spezieller Programme für den reaktiven Stofftransport sowie eine geochemische Modellierung voraus. Die Kopplung von Transportvorgängen mit geochemischen Prozessen entspricht dem derzeitigen Stand von Wissenschaft und Technik. Die Forschungsaktivitäten der GRS tragen dazu bei, das Systemverständnis zur Beurteilung solcher „hypothetischen“ Ereignisabläufe in Untertagedeponien zu verbessern und die thermodynamische Datenbasis weiterzuentwickeln.

mit fester Bestandteil des Langzeitsicherheitsnachweises.

Aus Masse und Volumen der abgelagerten Abfälle und aus dem Hohlraumvolumen der UTD wird zunächst das Feststoff-Lösungsverhältnis (Verhältnis von Abfallmasse zu Lösungsvolumen) berechnet. Der Einfachheit halber wird dabei angenommen, dass die Gebirgslösung das gesamte Hohlraumvolumen einer UTD zum Zeitpunkt Null ausfüllt („instantane Flutung“).

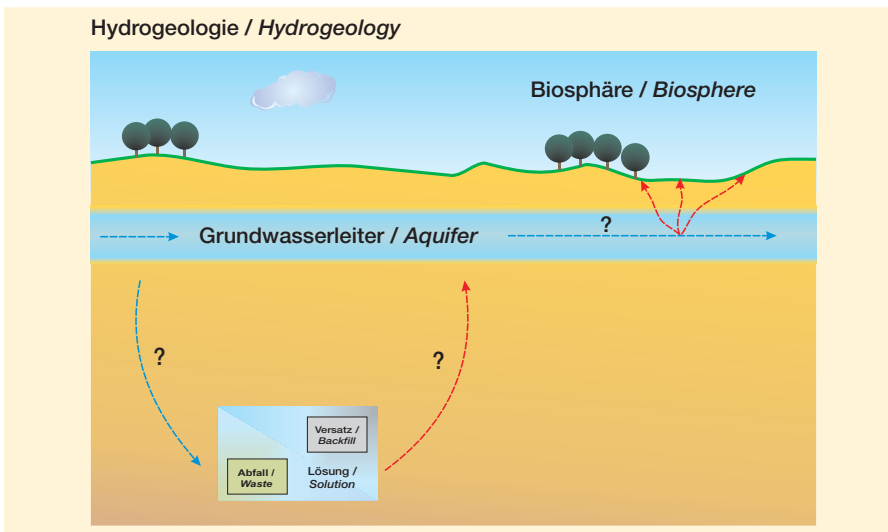
Schritt I: Abschätzung des maximalen Schadstoffeintrags in das Grundwasser

Der maximale Schadstoffeintrag in das Grundwasser wird auf Basis folgender Annahmen abgeschätzt:

Störfall: Wasserzutritt

Der Wasserzutritt in eine UTD ist beim Langzeitsicherheitsnachweis von besonderer Bedeutung. Um die Auswirkungen eines solchen hypothetischen Ereignisablaufs zu beurteilen, ist der von der UTD ausgehende, zeitlich aufgelöste Schadstoffstrom („Quellterm“) für die freigesetzten Schadstoffmengen sowie die Verdünnung der schadstoffbelasteten Lösung auf deren Transport durch das Deckgebirge bis zur Biosphäre zu ermitteln. Dabei empfiehlt sich eine schrittweise Vorgehensweise. Ausgehend von sehr einfachen konservativen Modellbetrachtungen werden Abschätzungen zur möglichen Kontamination des oberflächennahen Grundwassers durch zunehmend realistischere Randbedingungen verbessert, bis hin zu einer geochemischen Modellierung der Freisetzung und des reaktiven Transportes von Schadstoffen. In diesen mehrstufigen Prozess fließen Kenntnisse über das Wirtsgestein, das geotechnische Deponieumfeld, die hydrogeologischen Daten bis hin zu spezifischen Daten der Abfallzusammensetzung und seinen physiko-chemischen Eigenschaften ein. Diese Informationen sind nach Anhang 2 der Deponieverordnung Basisdaten und so-

Basisinformationen / Basic information	
Abfallzusammensetzung Waste composition	Kenngroßen sind die Dichte, Porosität und der quantitative Schadstoffgehalt des Abfalls (im einfachsten Fall beziehen sich die Angaben auf die Stoffmengen der Schadstoffelemente). <i>Parameters are the density, porosity and quantitative contaminant content of the waste (in the simplest case, the information refers to the material amounts of the contaminant elements).</i>
Aufbau und Größe der UTD Structure and size of the UDS	Eine UTD besteht aus einer Vielzahl von Deponieabschnitten. Daher müssen Informationen über das Gesamtvolumen jedes Abschnitts, die Volumina und Massen der eingelagerten Abfälle und ggf. des eingebrachten Versatzes vorliegen. <i>A UDS consists of a large number of emplacement sections. Therefore information has to be provided about the total volume of each section as well as about the volumes and masses of the waste emplaced and, as the case may be, the backfill material used.</i>
Hydrogeologie Hydrogeology	Die UTD ist in ein hydrogeologisches Umfeld eingebettet, dass u. a. durch ein Grundwasservolumen und eine Grundwassergeschwindigkeit gekennzeichnet ist. Darüber hinaus spielen mögliche Retardationsprozesse im Wirtsgestein (Ausfällung, Sorption von Schadstoffen) eine Rolle. <i>The UDS is embedded in a hydrogeological environment marked i.a. by a certain groundwater volume and groundwater flow velocity. Furthermore, possible retardation processes in the host rock (precipitation, sorption of contaminants) play a role.</i>



◀ Schritt I: Bei der Abschätzung des maximalen Schadstoffeintrags in das Grundwasser wird das analytisch erfassbare Gesamtinventar der Schadstoffe als vollständig gelöst im verfügbaren Lösungsvolumen der UTD angenommen und dem vorhandenen Grundwasservolumen zugeschlagen.

Step I: In the estimation of the maximum contaminant entry into the groundwater, the total contaminant inventory that can be recorded by analysis is assumed to be completely dissolved in the existing solution volume of the UDS and is added to the existing volume of groundwater.

Kaskadenauslaugverfahren der GRS Cascade leaching method of GRS

Belastbare Auslaugdaten für die Berechnung des Quellterms können nur durch den Einsatz geeigneter Verfahren gewonnen werden. Hierbei werden unter realistischen Bedingungen Prozesse, die zu einer Erhöhung der Auslaugbarkeit führen (Komplexbildung), ebenso berücksichtigt werden wie solche, die eine Reduzierung (Ausfällung, Sorption) bewirken. Das in Deutschland häufig eingesetzte Elutionsverfahren DEV S4 liefert in der Regel für die konkreten Umgebungsbedingungen einer UTD viel zu geringe Auslaugwerte, die zu falschen Ergebnissen der Modellbetrachtungen führen können.

Das von der GRS entwickelte Kaskadenauslaugverfahren stellt sicher, dass die Schadstoffauslaugung unter realistischen Bedingungen (Einsatz geogener entstehender Lösungen, pH- und Eh-Bedingungen, realistische Feststoff-Lösungsverhältnisse) analysiert wird. Kaskadenversuche sind mehrstufige Auslaugversuche, bei denen das Eluat eines Extraktionsschrittes jeweils abfiltriert und auf einen neuen auszulauenden Feststoff gesetzt wird. Dadurch konzentrieren sich im Eluat zunehmend Inhaltsstoffe auf. Mit fortschreitender Kaskadenanzahl werden sukzessive realistische Feststoff-Lösungsverhältnisse erreicht.

Reliable leaching data for the calculation of the source term can only be obtained by applying suitable methods. In this connection, processes that lead to an increase in leachability (complex formation) as well as those that effect a reduction (precipitation, sorption) are considered under realistic conditions. The elution method DEV S4 which is frequently applied in Germany usually yields leaching values that are far too low for the concrete ambient conditions of a UDS, leading to inaccurate results of the model calculations.

The cascade leaching method developed by GRS makes sure that the leaching of contaminants is analysed under realistic conditions (use of geogenic solutions, pH and Eh values, realistic solid-matter/solution ratios). Cascade experiments are leaching experiments involving various stages in which the leachate of each extraction stage is filtered out and superimposed on a different solid matter to be newly leached. This way, more and more substances are concentrated in the leachate. With a growing number of cascades, realistic solid-matter/solution ratios are gradually obtained.

- Das mobilisierbare Gesamtinventar wird aus der Zusammensetzung des abgelagerten Abfalls und dem Feststoff-Lösungsverhältnis ermittelt. Dabei wird eine vollständige und instantane Auflösung des gesamten Schadstoffinventars unterstellt.
- Die schadstoffhaltige Lösung gelangt innerhalb eines Jahres vollständig in das Deckgebirge.
- Der Verdünnungsfaktor für den Transport von der UTD zur Biosphäre errechnet sich aus dem Volumen und der Fließgeschwindigkeit des Grundwassers im Aquifer.

Die Zusammensetzung des kontaminierten Grundwassers wird zunächst aus der Mischrechnung des schadstoffbelasteten Lösungsvolumens mit dem beeinflussten Grundwasservolumen ermittelt und anschließend mit gesetzlichen Grenzwerten oder mit der ortsspezifischen geogenen Grundbelastung verglichen und bewertet. Nur wenn alle Grenzwerte für die zu betrachtenden Schadstoffe eingehalten werden, ist die Aussage zulässig, dass der „Störfall: Wasserzutritt“ keine negativen Auswirkungen auf die Beschaffenheit des Grundwassers haben wird. Auf weitere Untersuchungen bzw. geochemische Modellrechnungen kann dann verzichtet werden. Das tatsächlich mobilisierbare Schadstoffinventar kann jedoch um Größenordnungen kleiner sein als bei dieser konservativen Abschätzung.

Ein Beispiel aus GRS-Untersuchungen belegt dies deutlich: Ein Flugstaub aus der Glasschmelzbefeuerung (interne Bezeichnung „Ift96“) enthält als besonders überwachungsbedürftiger Abfall 36,6 g Blei und 0,1 g Cadmium pro kg Abfall. Die Feststoffdichte des Abfalls beträgt 3,2 g/cm³. Das Gesamtvolumen einer Kaverne von 300.000 m³ sei zu 80 Prozent mit diesem Abfall gefüllt, wobei die Porosität des Feststoffes 50 Prozent beträgt. Der verbleibende Hohlraum der Kaverne von 180.000 m³ wird von einer gesättigten NaCl-Lösung erfüllt. Anhand von Betrachtungen für einen UTD-Modellstandort wurde ein hydrologischer Verdünnungsfaktor von 1,5x10⁻⁴ für den Transport zum Grundwasserleiter abgeschätzt. Die resultierenden Blei- und Cadmiumkonzentrationen im Grundwasser werden mit

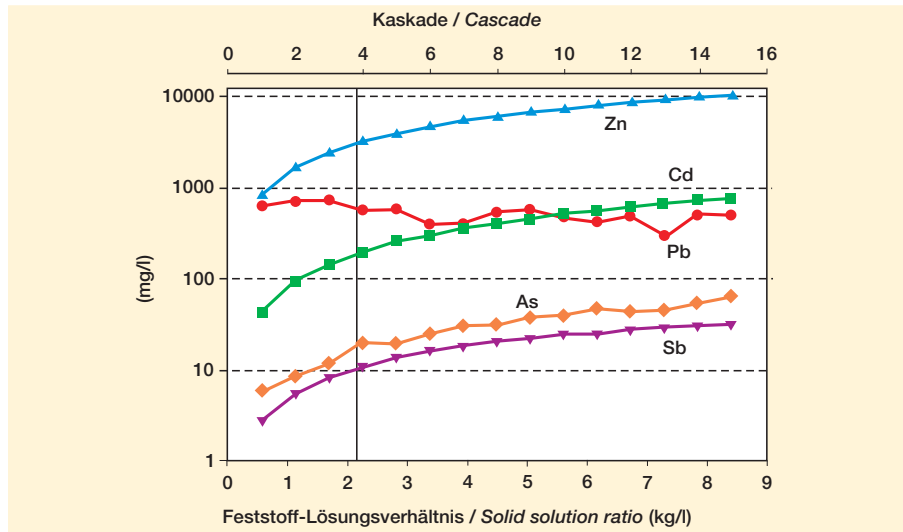
$$c_{GW} = \frac{c_{Abfall} \cdot V_{Abfall} \cdot d_{Abfall}}{V_{Lsg}} \cdot f_{hydr}$$

berechnet. Diese erste konservative Abschätzung liefert mit 11,7 mg/l Blei und 0,03 mg/l Cadmium im Grundwasser Werte, die z.T. mehrere Größenordnungen über den Grenzwerten der Trinkwasserverordnung (0,04 mg/l Pb bzw. 0,005 mg/l Cd) liegen. Deshalb ist hier eine verfeinerte Abschätzung des Quellterms notwendig.

Schritt II: Realitätsnahe Ermittlung des Quellterms mittels des GRS-Kaskadenauslaugverfahrens

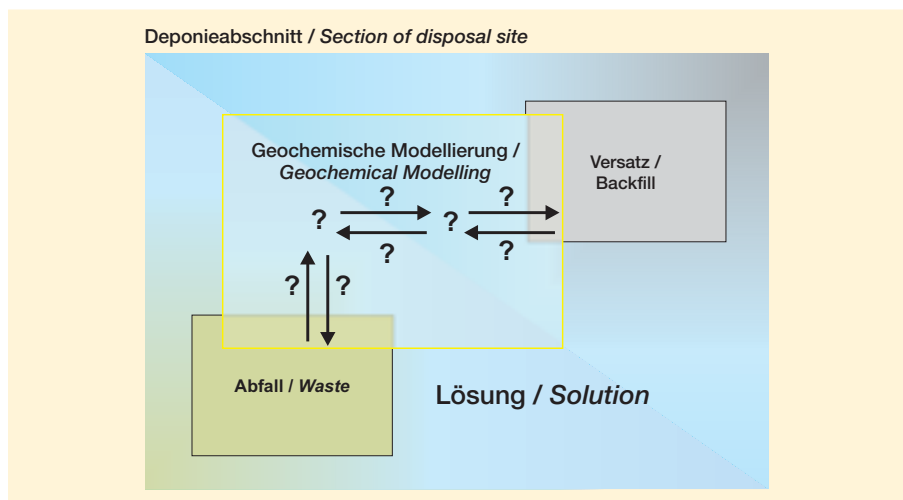
In Schritt II wird – auf Basis experimenteller Auslaugdaten – der Quellterm realitätsnah ermittelt. Hierbei kommt das von der GRS entwickelte Kaskadenauslaugverfahren zum Einsatz. Die weitere Vorgehensweise entspricht derjenigen von Schritt I.

Bei Berücksichtigung realistischer Auslaugdaten verringern sich die Schadstoffkonzentrationen (bei Blei um zwei Größenordnungen) im Vergleich zu jenen, die auf der Basis vereinfachter Modellannahmen für das Grundwasser berechnet werden. Allerdings liegen die Werte immer noch über den Grenzwerten, sodass eine weitere Verfeinerung erforderlich ist.



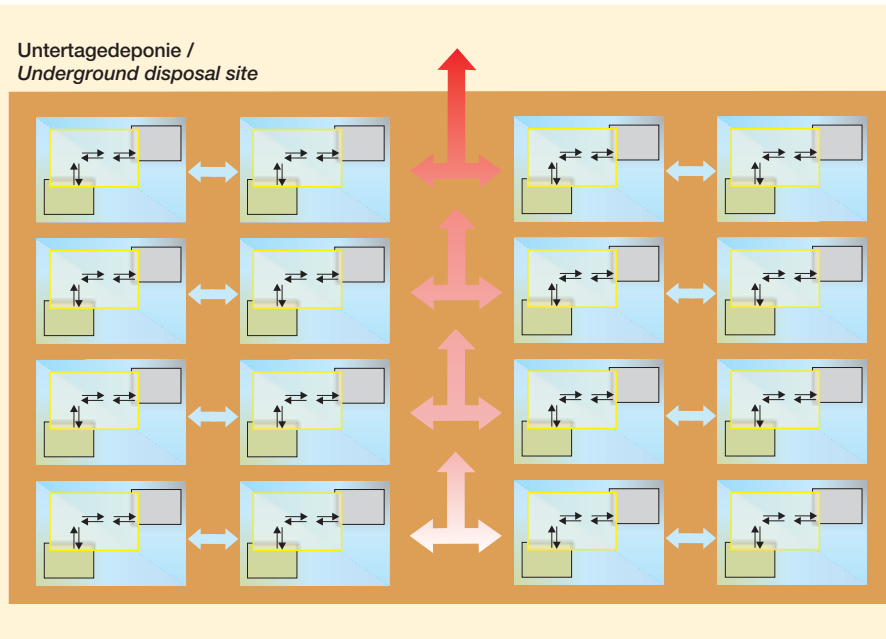
▲ Ergebnisse eines Kaskadenauslaugversuches von Flugstaub aus der Glasschmelzenbefeuerung („Ift96“) mit NaCl-Lösung. Der vertikale Strich bezeichnet das für die hier betrachtete Modellkaverne relevante Feststoff-Lösungsverhältnis von 2,13 kg/l (Die Dichte der Salzlösung beträgt 1,2 kg/l). Für dieses Massenverhältnis können die resultierenden Blei- und Cadmiumkonzentrationen in der Kaverne direkt in der Abbildung abgelesen werden. Sie liegen bei ca. 600 mg/l Pb und 190 mg/l Cd. Unter Berücksichtigung des hydrologischen Verdünnungsfaktors von 1,5x10⁻⁴ ergeben sich Konzentrationen im Grundwasser von 0,09 mg/l Blei und 0,029 mg/l Cadmium.

Results of a cascade leaching experiment with fly ash from a glass melting furnace (“Ift96“) with NaCl solution. The vertical line is the solid-matter/solution ratio of 2.13 kg/l that is relevant for this model cavity (the density of the saline solution is 1.2 kg/l). The lead and cadmium concentrations resulting for this mass ratio in the cavity can be read directly from the graph. They are approx. 600 mg/l Pb and 190 mg/l Cd, respectively. Taking the hydrological dilution factor of 1.5x10⁻⁴ into account, the resulting groundwater concentrations are 0.09 mg/l of lead and 0.029 mg/l of cadmium.



▲ Bei der geochemischen Modellierung wird für jeden Deponieabschnitt ein bestimmtes Volumen angenommen, das von Abfall, gegebenenfalls Versatz und Lösung ausgefüllt ist. Die möglichen chemischen Reaktionen, die zwischen diesen drei Kompartimenten stattfinden können, werden analysiert. Anschließend wird ein lokales, thermodynamisches Gleichgewicht errechnet.

The geochemical model assumes for each section of the disposal site a certain volume that is filled with waste, possibly backfill, and solution. The possible chemical reactions that may occur between these three compartments are analysed. Subsequently, a local thermodynamic equilibrium is calculated.



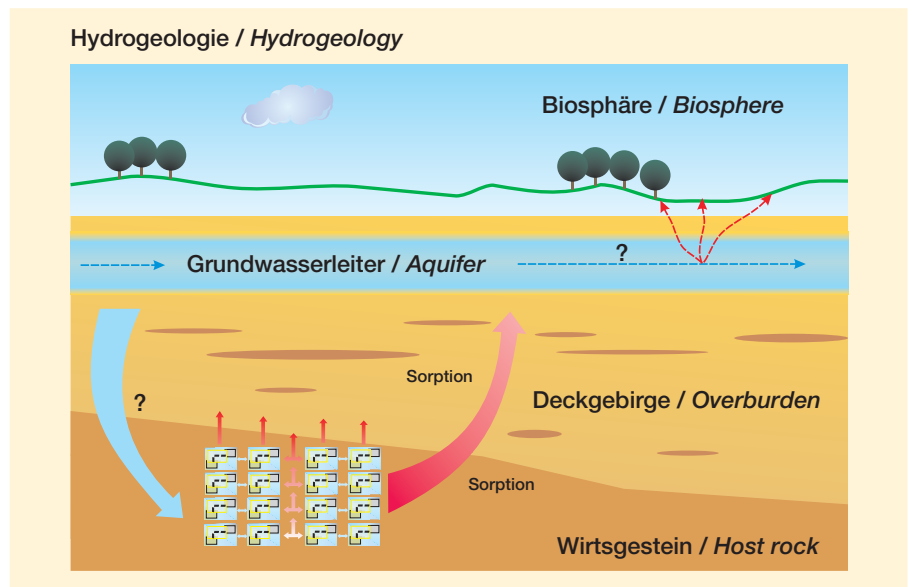
◀ Für eine differenzierte Betrachtung wird die zu analysierende UTD auf Grund ihres räumlichen Aufbaus in einzelne, miteinander verbundene Deponieabschnitte zerlegt. Jeder Deponieabschnitt wird pro Zeitschritt geochemisch modelliert. Dabei werden die mobilen Anteile der abgelagerten Schadstoffe berechnet. Nur diese Anteile werden innerhalb des Grubengebäudes transportiert und gelangen schließlich in die Geosphäre.

For a differentiated analysis, the general structural layout of the UDS is divided into several individual interconnected disposal site sections. Each disposal site section is geochemically modelled for each time step. In this connection, the mobile fractions of the emplaced contaminants are calculated. It is only those fractions that are transported within the underground structure of the mine and which finally reach the geosphere.

Schritt III: Geochemische Modellierung

In den bisherigen einfachen Abschätzungen, weit gehend verbal argumentativ auf Basis weniger Daten, waren geochemische Modellrechnungen nicht notwendig. Nur wenn konservative Betrachtungen wie im Beispielfall zeigen, dass es bei einem Wasserzutritt zu einer nachteiligen Beeinflussung des Grundwassers kommen kann, sind geochemische Modellrechnungen durchzuführen. Dabei werden folgende Randbedingungen angenommen:

- Einzelne Segmente der UTD (Ablagerungskammern oder Verbindungsstrecken) bzw. der betrachteten Deponieabschnitte stehen miteinander im Stoffaustausch. Jedes Segment wird als ein idealer Rührkessel angesehen, d. h. alle Inhaltsstoffe, die sich zu einem bestimmten Zeitpunkt als Folge der Anfangszusammensetzung und stofflicher Zu- und Abflüsse in dem Segment befinden, werden als homogen durchmischt angenommen.
- Zwischen allen Inhaltsstoffen innerhalb eines Segmentes besteht ein thermodynamisches Gleichgewicht, dessen Lage mittels einer geochemischen Modellierung berechnet wird. Für jeden Zeitschritt und jedes Segment kann festgestellt werden, welche Schad-



▲ Die Ausbreitung des von der UTD ausgehenden Schadstoffstroms wird unter Berücksichtigung des hydrogeologischen Umfelds berechnet. Er geht als Quellterm in ein hydrogeologisches Modell ein. Dieses enthält spezifische Informationen über die Struktur und den Aufbau von Wirtsgestein und Deckgebirge. Während des Transports zum Grundwasserleiter kann sich die transportierte Schadstofffracht aufgrund von Sorptions- und Ausfällungsprozessen weiter verringern. Die GRS entwickelte hierzu die Sorptionsdatenbank SODA. Sie umfasst alle relevanten Ergebnisse aus Experimenten zum Retardationsverhalten von Schadstoffen chemisch toxischer Abfälle im Deckgebirge einer UTD.

The diffusion of the contaminant flow from the UDS is calculated with consideration of the hydrogeological environment, and this flow is added as source term to a hydrogeological model. The latter contains specific information about the structure of the host rock and the overburden. During the course of the transport to the aquifer, the amount of contaminants transported can decrease further due to sorption and precipitation processes. On this issue, GRS has developed the SODA sorption database which contains all relevant experiment results relating to the retardation behaviour of contaminants in chemotoxic waste in the overburden of a UDS.

stoffanteile gelöst sind und welche als Festphasen immobil im Segment verbleiben. Diese Anteile können als Folge des Stoffaustausches innerhalb der UTD oder des Zustroms geogener Lösung zeitlich variieren.

- Das Modell berücksichtigt den räumlichen Aufbau der UTD. Die Flutungsbedingungen ergeben sich aus den zu erwartenden Konvergenzraten und den Eigenschaften geogener Lösungen.
- Es wird unterstellt, dass das kontaminierte Lösungsvolumen durch Konvergenz aus der UTD ausgepresst wird. Dabei wird eine jährliche Konvergenzrate von 1 Prozent angenommen, die typisch für Salzbergwerke in ca. 800 m Tiefe bzw. für offene oder verstürzte Kavernen ist. Bei dieser Konvergenzrate wird das gesamte, gelöste Schadstoffinventar der UTD in ca. 100 Jahren in das Grundwasservolumen des Aquifers eingetragen.

Reaktiver Stofftransport bei der Nahfeldmodellierung einer UTD für schwermetallhaltige Abfälle – ein Beispiel

Eine fiktive UTD im Salzgestein besteht in diesem Beispiel aus drei, linear angeordneten Segmenten. Das erste Segment repräsentiert eine Einlagerungskammer, in die der bleihaltige Beispielabfall „IfT96“ eingelagert wurde. Dieser Abfall wird bei den Modellrechnungen in guter Annäherung an die realen Verhältnisse als Mischung aus Blei-, Natrium-, Kalium-, Magnesium- und Calciumsulfaten betrachtet. Das zweite Segment repräsentiert eine Zugangsstrecke, die nach Einlagerung des Abfalls mit Braunkohlefilterasche (BFA) verfüllt wurde (BFA-Strecke). Das dritte Segment (Strecke-2) steht für den „Ausgang“ des Nahfelds und wird als gleich dimensionierte, mit Steinsalz verfüllte Kammer behandelt. Steinsalz wird hier mit reinem Halit angesetzt. Jedes Segment hat ein Anfangsvolumen von 10 000 m³.

Bei der Berechnung der anfänglichen Stoffzusammensetzung in jedem Segment muss die instantane Flutung durch die Gebirgslösung berücksichtigt werden, die zum Zeitpunkt Null den gesamten, in jedem Seg-

ment verfügbaren Porenraum ausfüllt. Als Gebirgslösung wird bei dieser Rechnung gesättigte NaCl-Lösung angenommen. Feststoffe und Lösungen aller drei Segmente werden in Elementstoffmengen umgerechnet, die als globale Randbedingungen für das thermodynamische Gleichgewicht in die geochemische Modellierung eingehen. Diffusion und Advektion (Strömung) sind für den Stofftransport verantwortlich. In diesem Fall hat jedoch die Diffusion an dem resultierenden Stoffstrom von Blei aus dem Nahfeld keinen signifikanten Anteil. Die Advektion wird durch eine angenommene Konvergenzbewegung des umgebenden Gebirges und die damit verbundene Volumenverminderung jedes einzelnen Segmentes bewirkt.

Die Abbildung auf Seite 93 zeigt die Änderung des Mineralphaseninventars in der BFA-Strecke im Verlaufe von einer Million Jahre. Der pH-Wert der Lösung in der Einlagerungskammer ist sehr viel niedriger als in der BFA-Strecke. Daher stellt sich in der Einlagerungskammer zunächst eine relativ hohe Blei-Gleichgewichtskonzentration ein. Beim Einstrom der bleihaltigen, relativ sauren Lösung in die BFA-Strecke kommt es zu komplexen Umlöseprozessen. Blei fällt als 3Pb(OH)₂PbCl₂ (Laurionit) aus. Der pH-Wert der Lösung in der BFA-Strecke ändert sich zunächst nicht, da das vorhandene Mineralphaseninventar als Puffer wirkt. Der Einstrom der sauren Lösung aus der Einlagerungskammer bewirkt zunächst nur, dass Chrysotil und Tobermorit aufgelöst werden. Diese beiden „Puffer-Mineralen“ sind nach etwa 100 000 Jahren aufgebraucht. Durch den anhaltenden Einstrom saurer Lösung in die BFA-Strecke fällt der pH auf einen Wert ab, bei dem amorphes Siliziumdioxid und (später) Gibbsite stabil sind. Parallel zu diesem Prozess kommt es zum diffusiven Einstrom alkaliner Lösung aus der BFA-Strecke in die Einlagerungskammer. Hier bilden sich nach etwa 1 000 Jahren Chrysotil und Monosulfat.

Die Umlöseprozesse in der BFA-Strecke bewirken in dieser Modellrechnung nach 10⁵ Jahren eine Löslichkeitszunahme des Bleis. Der durch die BFA in Strecke-1 bewirkte, hohe pH-Wert hat zur Folge, dass die dortige Bleikonzentration um etwa sieben Größenordnungen niedriger ist als in der Einlagerungskammer. Mit anderen Worten: der BFA-Versatz bremst den Austrag von Blei

aus dem Nahfeld dieser fiktiven UTD. Nach etwa 100 000 Jahren haben sich die Mineralphasen Chrysotil und Tobermorit aufgelöst und der pH-Wert in der BFA-Strecke sinkt von 12,6 auf 11,8 ab; die Bleikonzentration jedoch steigt um etwa eine Größenordnung an. Die Bleikonzentration in Strecke-2, aus der es in diesem einfachen Szenario keinen weiteren Abstrom gibt, steigt über die Jahre an, wobei nach etwa 100 000 Jahren ein sprunghafter Anstieg der Konzentrationszunahme zu verzeichnen ist. Gegen Ende der modellierten Zeit gleicht sich das Niveau dem der Strecke-1 an.

Insgesamt liegen die errechneten Bleikonzentrationen am Ausgang der Modell-UTD über den gesamten Zeitraum in so niedrigen Bereichen (< 0,003 mg/l Pb), dass auch ohne Berücksichtigung einer weiteren hydrologischen Verdünnung im Deckgebirge keine Beeinträchtigung des Grundwassers zu erwarten ist.

Schlussbetrachtung

In der sicherheitsanalytischen Praxis wird eine rein verbal argumentative Betrachtung des Wasserzutritts in eine UTD in der Regel nicht ausreichend sein, um die Auswirkungen auf das Grundwasser verlässlich quantifizieren zu können. Vielmehr empfiehlt sich die beschriebene schrittweise Vorgehensweise. Ausgehend von einfachen konservativen Annahmen werden die betrachteten Prozesse zunehmend verfeinert bis hin zu geochemischen Modellrechnungen zur Schadstoffmobilisierung und zum reaktiven Stofftransport.

Die hier beschriebene Modellierung des Schadstoffaustrags aus einer fiktiven UTD im Salzgestein stellt eine Momentaufnahme gemäß des aktuellen Stands von Wissenschaft und Forschung dar. Die Belastbarkeit solcher Modellrechnungen hängt jedoch wesentlich von der Qualität der verwendeten Datenbasis ab. Insbesondere für salzhaltige Lösungen sind zurzeit noch große Lücken zu konstatieren. Mehrere aktuelle Forschungsarbeiten in der GRS verfolgen daher das Ziel, die Voraussetzungen für eine realistische Modellierung des Quellterms weiter zu verbessern bzw. überhaupt erst zu schaffen. Letztlich muss die Datenbasis die nachfolgenden Anforderungen erfüllen:

- Es müssen alle milieuprägenden Mineralphasen des Wirtsgesteins und des Versatzes bekannt sein. Im letzteren Fall sind dies auch Si/Al-haltige Mineral- bzw. Zementphasen, die den pH-Wert der Lösung einstellen bzw. puffern.
- Für jeden interessierenden Schadstoff müssen die Löslichkeitsbestimmenden, festen Phasen bekannt sein.
- Für die gegebenen Bedingungen muss für jeden Schadstoff ein geeignetes Speziationsmodell vorliegen. Die hier beschriebenen Modellrechnungen für Blei wurden unter der vereinfachenden Annahme durchgeführt, dass dieses als Pb^{2+} in Lösung vorliegt. In hoch salinaren Lösungen liegt Blei aber komplexiert vor, sodass neue Bleispezies berücksichtigt werden müssen. Ferner führen hohe pH-Werte zu einer Komplexbildung mit Hydroxidionen. Hohe pH-Werte haben daher auf Schwermetalle eine Löslichkeitssteigernde Wirkung.
- Für alle relevanten Schadstoff-Spezies müssen geeignete Parameter zur Berechnung der Ionenaktivitätskoeffizienten bekannt sein.

Die Kombination von Transportrechnungen und thermodynamischen Gleichgewichtsrechnungen gewährt Einblicke in die Stoffdynamik innerhalb einer UTD. Es ist ferner möglich, quantitativ abzuschätzen, wie viel Gebirgslösung ein Grubengebäude aufnehmen darf, bis ein errechneter Schadstoffaustrag kritische Werte erreicht.

Derartige Modellrechnungen zum reaktiven Stofftransport erlauben prinzipiell sogar Rückschlüsse auf notwendige Auslegungsdetails des Grubengebäudes bzw. von Deponieabschnitten. Weiterhin könnte geprüft werden, ob es bei einer gezielten Ablagerung von verschiedenartigen Abfällen unter den Bedingungen eines Wasserzutritts auf Grund des sich einstellenden chemischen Milieus zu einer Immobilisierung der Abfallinhaltsstoffe kommen kann, wodurch sich die inhärente Sicherheit einer UTD weiter steigern ließe.

Auch nach Verlassen des Grubengebäudes, bei der Modellierung des Schadstofftrans-

ports durch Wirts- und Deckgestein, sind Elemente des reaktiven Stofftransports nützlich, um realistische Vorstellungen über den tatsächlichen Schadstoffaustrag in den Grundwasserleiter zu gewinnen.

Weltweit werden Modelle für den reaktiven Stofftransport eingesetzt. Die Kopplung von Transportvorgängen und geochemi-

schen Prozessen entspricht dem derzeitigen Stand von Wissenschaft und Technik. Die GRS arbeitet an der Verbesserung und Optimierung von Programmmodulen und trägt mit einem umfangreichen Laborprogramm zur Weiterentwicklung der thermodynamischen Datenbasis bei. Aus unserer Sicht bleiben diese Arbeiten auch weiterhin unverzichtbar.

Preventive Research for Underground Disposal Sites – Mobilisation and Reactive Transport of Contaminants

Disused potash mines (e. g. in Zielitz/Saxony-Anhalt, Herfa-Neurode/Hesse and Heilbronn/Baden-Württemberg) are presently used as underground waste disposal sites (UDS) for chemotoxic waste. Past experience with salt mining strongly suggests that rock solutions are going to enter these mine systems in the foreseeable future. These may then liberate contaminants from the waste emplaced. The contaminated waters are subsequently extruded from the near-field of a UDS by convergence of the rock and can then mix with surface-near groundwaters. This way, contaminants may be transported back into the biosphere.

The influx of rock solutions, the leaching of contaminants from waste and the subsequent reactive transport in the aqueous phase are therefore processes that have to be taken into account in a long-term safety analysis. Any quantitative statements on potential contaminant transport into the biosphere require physical and chemical laboratory tests and special computer codes for simulating the reactive material transport as well as geochemical modelling. The coupling of transport processes with geochemical processes is state of the art. The research done by GRS contributes to an improved understanding of the system for the assessment of such "hypothetical" event sequences in UDSs and to the further development of the thermodynamic database.

Accident: inflow of water

The inflow of water into a UDS is particularly relevant in connection with the long-term safety demonstration. To assess the consequences of such a hypothetical event sequence, the contaminant flow from the UDS over time ("source term") has to be determined for the amount of contaminants released, and the dilution of the contaminated solution upon its transport through the overburden to the biosphere has to be ascertained. Here, a step-wise procedure is advisable. Starting from very simple conservative model considerations, estimates of the possible contamination of the surface-near groundwater are improved by more and more realistic boundary con-

ditions, up to a geochemical modelling of the release and the reactive transport of contaminants. This multi-stage process uses the knowledge of the host rock, the geotechnical environment of the disposal site, the hydrogeological data, and even of specific data of the waste composition and its physical and chemical properties. According to Annex 2 of the Ordinance on Disposal Sites, these data represent basic information and are therefore a fixed part of a long-term safety demonstration.

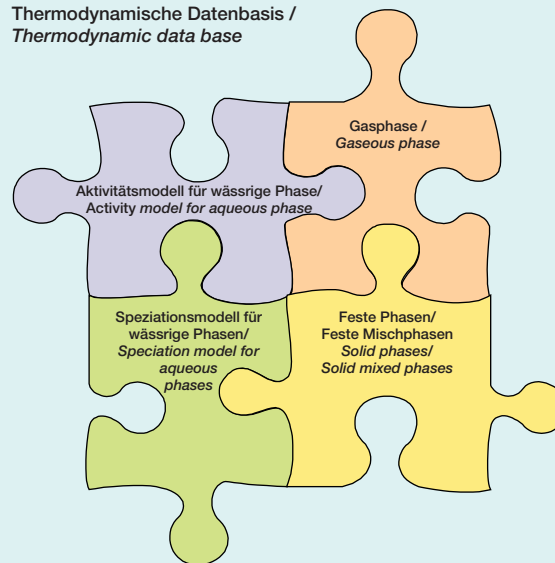
First, the solid-matter/solution ratio (ratio of waste mass and solution volume) is calculated from the mass and the volume of the waste emplaced and the cavity volume of the UDS. To keep things simple,

Bausteine für geochemische Modellrechnungen mit Stofftransport

Die Thermodynamische Datenbasis umfasst thermodynamische Daten für

- alle Konstituenten der gasförmigen und der wässrigen Phase und
- für alle relevanten stöchiometrisch-festen Phasen („Mineralphasen“), sowie gegebenenfalls für feste Mischphasen („feste Lösungen“).

Thermodynamische Datenbasis /
Thermodynamic data base



Elements for geochemical model calculations with material transport

The thermodynamic database contains thermodynamic data for

- all constituents of the gaseous and aqueous phases
- all relevant stoichiometric-solid phases (“mineral phases”) and, if applicable, for solid mixed phases (“solid solutions”).

Bei der Wahl der Konstituenten ist zu berücksichtigen, in welcher Form die Elemente in dem System vorliegen („Speziationsmodell“).

Ein weiterer wichtiger Baustein ist die Parametrisierung des Modells zur Berechnung von Ionenaktivitätskoeffizienten („Aktivitätsmodell für wässrige Phasen“).

Entwicklung und Erweiterung einer thermodynamischen Datenbasis sind aufwändige Prozesse, die physikalisch-chemische Laborexperimente einschließen.

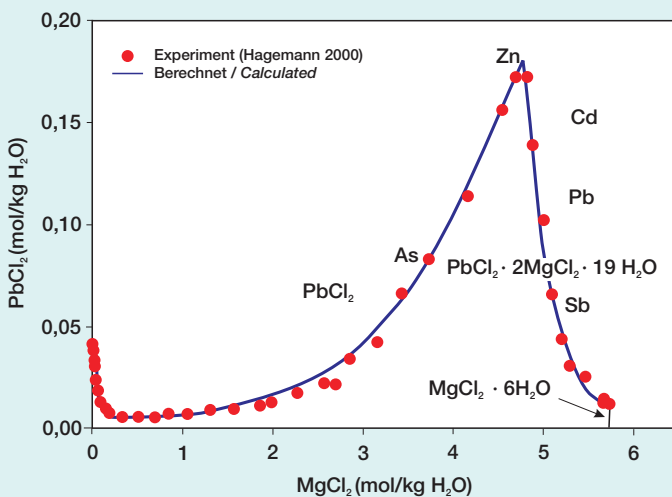
Die GRS stellt sich dieser Aufgabe und schaffte in den letzten Jahren durch entsprechende Forschungsarbeiten erfolgreich die Voraussetzungen für belastbare Prognosen zur Löslichkeit von einigen wichtigen, toxischen Schwermetallen, wie z. B. Blei, in gesättigten Salzlösungen.

Upon the choice of constituents it has to be taken into account in which form the elements occur in the system (“speciation model”).

A further important element is the parameterisation of the model for the calculation of ion activity coefficients (“activity model for aqueous phases”).

The development and extension of a thermodynamic database are costly processes that include physical and chemical laboratory experiments.

GRS has responded to this challenge. In recent years, corresponding research has successfully created the conditions for reliable predictions of the solubility of some important toxic heavy metals, as e. g. lead, in saturated saline solutions.

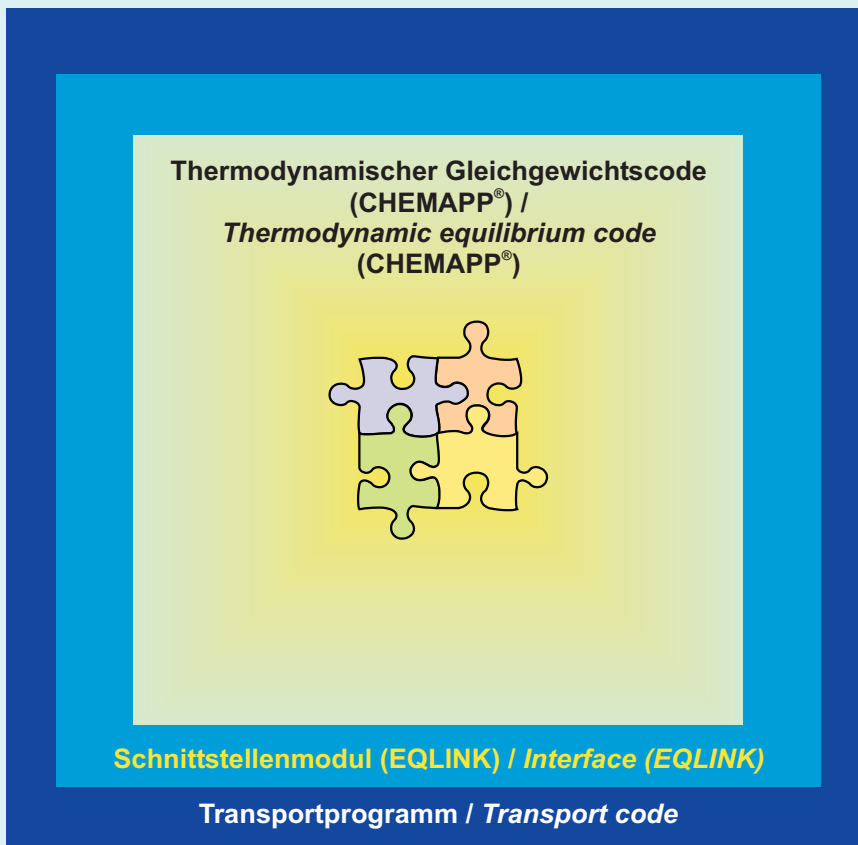


Die GRS erforschte in den letzten Jahren die Bleilöslichkeit in gesättigten Salzlösungen. Es gelang, belastbare Prognosen zur Löslichkeit zu erarbeiten, wie in diesem Diagramm abgelesen werden kann. Dargestellt sind auch die unter den gegebenen Bedingungen stabilen Mineralphasen des Schwermetalls Blei. Aus der Analyse solcher Labordaten werden Parameter für die thermodynamische Datenbasis abgeleitet. Experimentelle Ergebnisse und geochemische Modellierung stehen in exzellenter Übereinstimmung. GRS has been investigating the solubility of lead in saturated saline solutions. It was possible to work out reliable predictions of the solubility, as shown in this diagram. The mineral phases of the heavy metal lead, which are stable under the given conditions, are also shown. The analysis of such laboratory data allows the derivation of parameters for the thermodynamic database. Experimental results and geochemical modelling are in excellent agreement.

Thermodynamischer Gleichgewichtscod Thermodynamic equilibrium code

Der Thermodynamische Gleichgewichtscod ist ein Programm, das mithilfe einer geeigneten Datenbasis den Zustand berechnet, in dem sich alle im UTD-Segment vorhandenen Stoffe miteinander in einem thermodynamischen Gleichgewicht befinden. Die GRS nutzt hierzu die kommerzielle Programmierbibliothek CHEMAPP®, um eine Anbindung an Programme für die Langzeitsicherheitsanalyse bzw. für den reaktiven Stofftransport zu ermöglichen.

The thermodynamic equilibrium code is a program which calculates (with the help of a suitable database) the condition in which all materials occurring in the UDS segment are in thermodynamic equilibrium. For this purpose, GRS uses the commercial programming library CHEMAPP® to allow coupling to codes for long-term safety analyses and reactive material transport.



▲ Das von der GRS entwickelte Schnittstellenmodul EQLINK ermöglicht die Kopplung von unterschiedlichen Programmen für den reaktiven Stofftransport mit dem thermodynamischen Gleichgewichtscod CHEMAPP®. Vom aufrufenden Transportprogramm wird ein Vektor übergeben, der die aktuelle Systemkomposition angibt. EQLINK startet die Gleichgewichtsrechnung und gibt die Daten für das thermodynamische Gleichgewicht in aufbereiteter Form an das aufrufende Programm zurück.

The interface module EQLINK developed by GRS allows the coupling of various different reactive-material transport codes with the thermodynamic equilibrium code CHEMAPP®. The transport code hands over a vector indicating the current system composition. EQLINK then starts the equilibrium calculation and returns the processed data for the thermal equilibrium to the transport code.

it is assumed that the rock solution fills the entire cavity volume of a UDS at the point in time "zero" ("instantaneous flooding").

Step I: Estimate of the maximum contaminant entry into the groundwater

Maximum contaminant entry into the groundwater is estimated on the basis of the following assumptions:

- The mobilised total inventory is determined from the composition of the waste emplaced and the solid-matter/solution ratio. In this context, the full and instantaneous dissolution of the entire contaminant inventory is assumed.
- The contaminated solution has completely entered the overburden within a year.
- The dilution factor for the transport from the UDS to the biosphere is calculated from the volume and the flow velocity of the groundwater in the aquifer.

The composition of the contaminated groundwater is initially determined from the mixed calculation of the contaminated solution volume with the groundwater volume affected and is subsequently compared with legal limits or the underlying local geogenic contamination, followed by an assessment. Only if all limits for the contaminants to be considered are kept is the statement reliable that the "accident: inflow of water" will have no effects on the composition of the groundwater. It is then possible to do without further analyses or geochemical model calculations. The actually contaminant inventory that can be mobilised may, however, be smaller by several orders of magnitude than in this conservative estimate.

An example from the calculations of GRS shows this quite clearly: a certain quantity of fly ash from a glass melting furnace (internal marking "lft96") contains 36.3 g of lead and 0.1 g of cadmium per kg of waste, as residue subject to special supervision. The solid-matter density of the waste is 3.2 g/cm³. 80 % of the total volume of a

cavity of 300,000 m³ is assumed to be filled with waste, with the porosity of the solid matter being 50 %. The 180,000 m³ of remaining space of the cavity is filled with a saturated NaCl solution. Using data from a model UDS site, a hydrological dilution factor of 1.5x10⁻⁴ is estimated for the transport to the aquifer. The resulting lead and cadmium concentrations in the groundwater are calculated as

$$c_{GW} = \frac{c_{Abfall} \cdot V_{Abfall} \cdot d_{Abfall}}{V_{LW}} \cdot f_{hydr}$$

This first conservative estimate yields concentrations of 11.7 mg/l of lead and 0.03 mg/l of cadmium in the groundwater. These are values that in some cases lie several orders of magnitude above the limits of the Drinking Water Ordinance (0.04 mg/l Pb and 0.005 mg/l Cd, respectively). It is therefore necessary here to come to a more refined estimate of the source term.

Step II: Realistic determination of the source term by means of the cascade leaching method developed by GRS

In Step II, the source term is determined realistically on the basis of experimental leaching data. For this purpose, the cascade leaching method developed by GRS is applied. Otherwise, the procedure is as in Step I.

If realistic leaching data are considered, contaminant concentrations are reduced (in the case of lead by two orders of magnitude) compared to those data that are

calculated for the groundwater on the basis of simplified model assumptions. However, the values are still above the limits, which means that further refinement is necessary.

Step III: Geochemical modelling

In the estimates so far – largely made verbally by argument on the basis of only few data – no geochemical model calculations were necessary. Such calculations are only required if conservative calculations show (as in the example) that the groundwater may be negatively affected upon an intrusion of water. In this connection, the following boundary conditions are assumed:

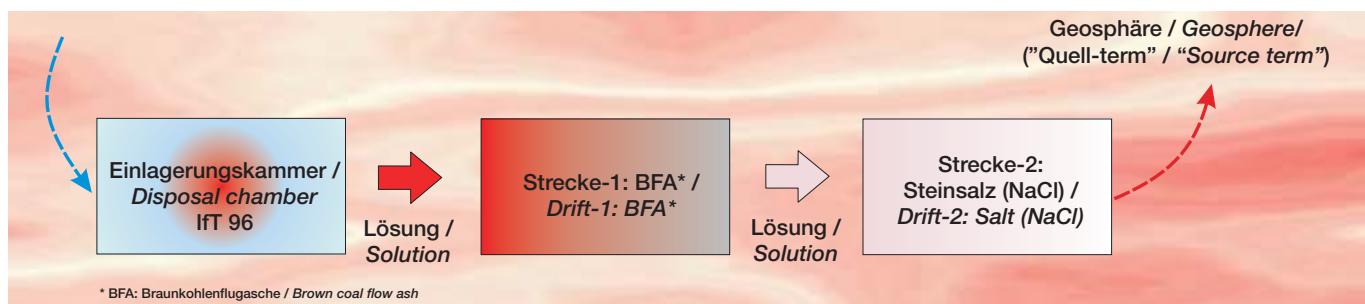
- An exchange of substances is taking place between individual segments of the UDS (emplacement chambers or connecting drifts) or of the disposal site sections to be investigated. Each segment is seen as an ideal “mixing pot”, i. e. all substances contained in the segment at a certain point in time as a result of the initial composition and of the flows into and out of the segment are assumed to be homogeneously mixed.
- All substances contained within one segment are in thermodynamic equilibrium, the position of which is calculated by geochemical modelling. For each time step and each segment it is possible to determine which contaminant fractions are dissolved and which remain immobile as solid phases in the segment. These fractions may

vary over time as a consequence of the exchange of substances within the UDS or of the inflow of geogenic solution.

- The model takes the structural layout of the UDS into account. The flooding conditions ensue from the expected convergence rates and the characteristics of geogenic solutions.
- It is assumed that the volume of contaminated solution is pressed out of the UDS by convergence. An annual convergence rate of 1 % is applied, which is typical of salt mines at a depth of approx. 800 m or for open or filled cavities. At this rate of convergence, the entire dissolved contaminant inventory of the UDS will be transported into the groundwater volume of the aquifer in approx. 100 years.

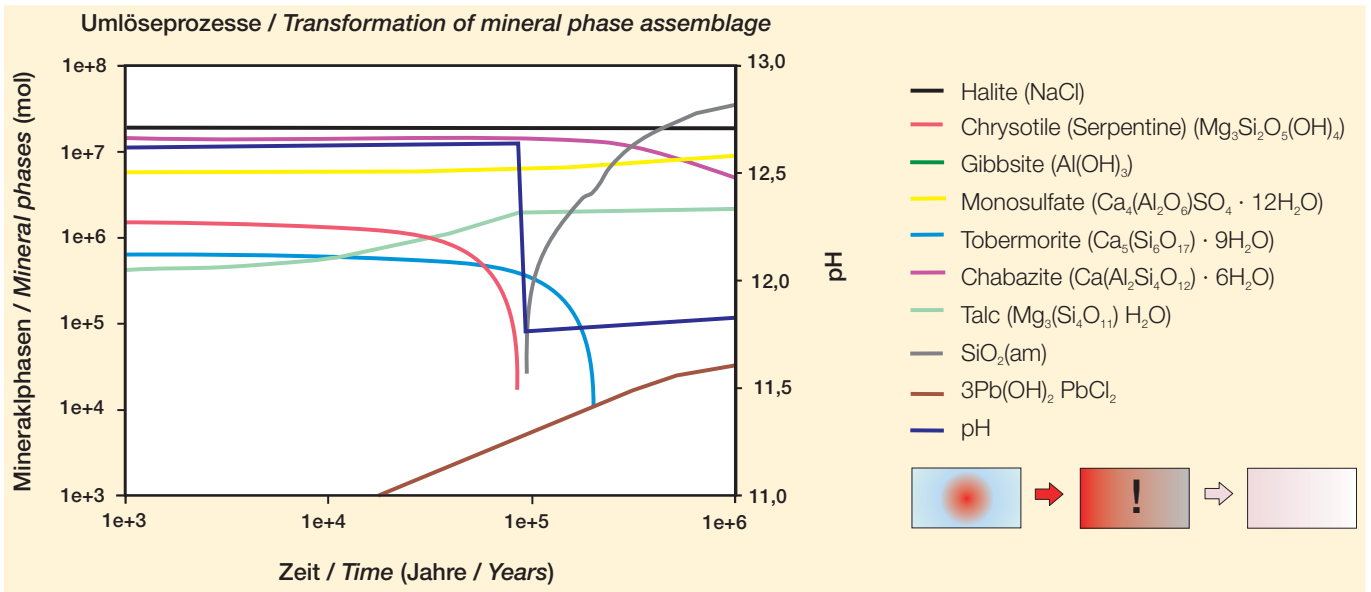
Reactive material transport in the near-field modelling of a UDS for waste containing heavy metals – an example

In this example, a fictitious UDS in salt rock consists of three linear segments. The first segment represents an emplacement chamber holding the lead-containing exemplary waste “IfT96”. This waste is considered in the model calculation in good approximation to the real conditions as a mixture of lead, sodium, potassium, magnesium and calcium sulphates. The second segment represents an access drift that was backfilled with brown-coal filter ash (BFA)



▲ Beispiel: Reaktiver Stofftransport bei der Nahfeldmodellierung einer UTD für schwermetallhaltige Abfälle

Example: Reactive material transport in the near-field modelling of a UDS for waste containing heavy metals



▲ Änderung des Mineralphaseninventars in der BFA-Strecke im Verlaufe von einer Million Jahre
Changes in the mineral-phase inventory in the BFA drift during the course of one million years.

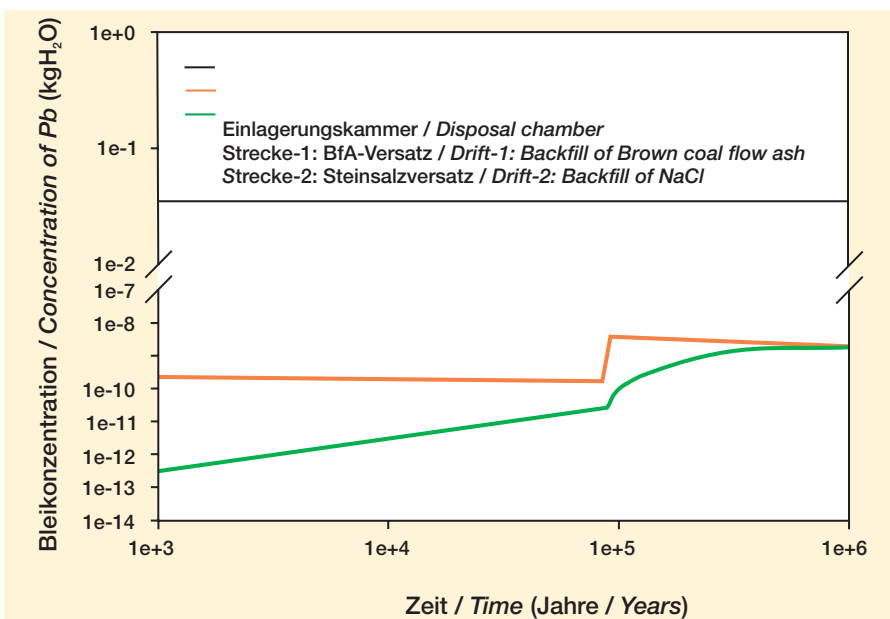
following emplacement of the waste (LFA drift). The third segment (Drift 2) stands for the “exit” from the near-field and is treated as a chamber of the same dimensions that is backfilled with rock salt. In this case, the rock salt is pure halite. Each segment has an initial volume of 10,000 m³.

Upon the calculation of the initial material composition in each segment, instantaneous flooding with rock solution has to

be considered which at the time zero fills the total available pore space in each segment. In this calculation, NaCl solution is assumed as rock solution. Solid matters and solutions of all three segments are converted into elementary-material amounts, which are entered in the geochemical model as global boundary conditions for the thermodynamic equilibrium. Diffusion and advection (flow) are responsible for material transport. In

this case, however, diffusion played no significant role in the resulting material flow of lead from the near-field. Advection is caused by an assumed convergence of the surrounding rock and the associated reduction in the volume of each segment.

The illustration (top) shows the changes in the mineral-phase inventory in the BFA drift during the course of one million years. The pH value of the solution in the emplacement chamber is by far lower than in the BFA drift. This is why initially a relatively high lead equilibrium concentration establishes itself in the emplacement chamber. Upon the inflow of the lead-containing, relatively acid solution into the BFA drift, complex dissolving and reprecipitation processes occur. Lead precipitates as 3Pb(OH)₂PbCl₂ (laurionite). The pH value of the solution in the BFA drift does not change at first as the exiting mineral phase inventory acts as a buffer. The inflow of the acid solution from



◀ Die Umlöseprozesse in der BFA-Strecke bewirken in dieser Modellrechnung nach 10⁵ Jahren eine Löslichkeitszunahme des Bleis.

In this model calculation, the dissolving and reprecipitation processes in the BFA drift cause a solubility increase of the lead after 10⁵ years.

the emplacement chamber initially only causes the dissolution of chrysotile and tobermorite. These two “buffer minerals” are used up after about 100,000 years. Due to the continuous inflow of acid solution into the BFA drift, the pH value drops to a level at which amorphous silicon dioxide and (later) gibbsite remain stable. In parallel to this process, there is a diffusive inflow of alkaline solution from the BFA drift into the emplacement chamber. Here, chrysotile and monosulfate form after approx. 1,000 years.

In this model calculation, the dissolving and reprecipitation processes in the BFA drift cause a solubility increase of the lead after 10^5 years. The high pH value in Drift-1, which is due to the BFA, leads to the fact that the lead concentration there is lower by about seven orders of magnitude than in the emplacement chamber. In other words: the BFA backfill slows down the migration of lead from the near-field of this fictitious UDS. After about 100,000 years, the mineral phases chrysotile and tobermorite have dissolved, and the pH value in the BFA drift drops from 12.6 to 11.8; however, the lead concentration rises by about one order of magnitude. The lead concentration in Drift-2, where there is no further extrusion in this simple scenario, rises over the years, with a sharp increase in the concentration observed after about 100,000. At the end of the modelled period, the level is similar to that of Drift-1.

Generally, over the entire period the calculated lead concentrations at the exit of the model UDS are so low (< 0.003 mg/l Pb) that even without consideration of further hydrological dilution in the overburden, no relevant contamination of the groundwater is expected.

Final observation

In safety-analytical practice, a purely verbally-argumentative consideration of water intrusion into a UDS will generally not be sufficient to quantify reliably the effects on the groundwater. It is rather more recommendable to apply the step-wise procedure described above. Starting from simple conservative assumptions, the

observed processes are more and more refined, finally resulting in geochemical model calculations on the mobilisation of contaminants and on reactive material transport.

The modelling of the transport of contaminants from a fictitious UDS in salt rock as it is described here is a snap-shot of the current state of the art in science and research. Still, the reliability of such model calculations depends largely on the quality of the database used. Especially for saline solutions, large gaps still exist. Several research activities at GRS therefore aim at further improving – or in some cases even just creating – the conditions for realistic modelling of the source term. In the end, the database has to meet the following requirements:

- All mineral phases of the host rock and the backfill that characterise the environment have to be known. Concerning the backfill, these are also Si/Al-containing mineral or cement phases that neutralise or buffer the pH value of the solution.
- For each contaminant of interest, the solubility-determining solid phases have to be known.
- For the given conditions, a suitable speciation model has to exist for each contaminant. The model calculations for lead that are described above were carried out under the simplified assumption that the lead occurs as Pb^{2+} in solution. In highly saline solutions, however, lead occurs in complexed form, so that new lead species have to be considered. Furthermore, higher pH values lead to complexing with hydroxide ions. High pH values therefore have a solubility-increasing effect on heavy metals.
- For all relevant contaminant species, suitable parameters for the calculation of the ion activity coefficient have to be known.

The combination of transport calculations and thermodynamic equilibrium calculations provides insights into the dynamics of

materials in a UDS. It is furthermore possible to make a quantitative estimate of how much rock solution a mine structure may take in until a calculated contaminant transport to the outside of the UDS reaches critical values.

Such model calculations of the reactive material transport generally even allow conclusions as to any necessary design details of the mine structure or of UDS sections. In addition it would be possible to check whether the intentional emplacement of various different kinds of waste may lead to an immobilisation of the materials contained in the waste upon the intrusion of water as a result of the chemical environment establishing itself. This would further enhance the inherent safety of a UDS.

Even outside the mine structure, in the modelling of contaminant transport through host rock and overburden, elements of reactive material transport are useful for gaining realistic ideas about the actual transport of contaminants into the aquifer.

Models describing reactive material transport are applied worldwide. The coupling of transport processes and geochemical processes is state of the art in science and technology. GRS is working on the improvement and optimisation of code modules, contributing to the further development of the thermodynamic database by carrying out a comprehensive programme of laboratory tests. We are convinced that this research will remain indispensable in the future as well.

H. C. Moog, J. Mönig, H.-J. Herbert

Literatur / References

- Brasser, Th., Bahadir, M. und Schramm, K.W. (1996): Erprobung und Anpassung ökotoxikologischer Methoden zur Bewertung UTD-relevanter Abfall-Eluate - Abschlußbericht-GRS-A-2592, 394 S.
- Brasser, Th., Mönig, J., Scherschel, C. und Veerhoff, M. (2002): Sorptionsdatenbank SODA: Datenbank zur Bestandsaufnahme und Bewertung geochemischer Informationen zum Verhalten von Abfallinhaltsstoffen im Deckgebirge einer UTD/UTV – GRS-182, 116 S.
- Hagemann, S. (2000): Thermodynamische Eigenschaften des Bleis in Lösungen der ozeanischen Salze, Dissertation, TU Braunschweig, 160 S.
- Herbert, H.-J. und Meyer Th. (2001): Experimentelle Untersuchungen von Einzeleffekten zur Langzeitsicherheit, GRS-Bericht GRS-A-2884 für das BfS, PSP-Element 9M 212 200 11, 171 S., 2001.

Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk – Vorschlag der GRS

Der Bundesminister des Inneren (BMI) veröffentlichte 1983 nach Beratung durch die Reaktorsicherheits- und die Strahlenschutzkommission Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk. Seither haben sowohl in Deutschland wie auch international wichtige Entwicklungen auf dem Gebiet der Endlagerung radioaktiver Abfälle und bei der Beurteilung der Sicherheit eines Endlagers stattgefunden.

Im Auftrag des BMU aktualisierte und präzierte die GRS in einem Vorschlag die deutschen Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk. Sie sollten dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen und soweit wie möglich im Einklang mit der internationalen Entwicklung stehen.

Die hier vorgestellten Sicherheitskriterien beziehen sich ausschließlich auf die radiologischen Schutzziele und Anforderungen, die das im Atomgesetz enthaltene Gebot der atomrechtlichen Schadensvorsorge konkretisieren. Dabei wurden die Sicherheitsprinzipien der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO), die Normen der Europäischen Gemeinschaften, die Empfehlungen der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) und der OECD, die der Nuclear Energy Agency (NEA) sowie die Entwicklung der Sicherheitskriterien in anderen Ländern berücksichtigt.

Rechtliche Einordnung der Sicherheitskriterien

Die IAEO legte 1995 in ihren „Principles of Radioactive Waste Management“ fundamentale Grundsätze für den sicheren Umgang mit radioaktiven Abfällen fest. Das „Übereinkommen über nukleare Entsorgung“ der IAEO ergänzte 1997 diese Prinzipien. Daraus entwickelten sich nationale Abfallmanagement-Programme zur Handhabung, zum Transport und zur Beseitigung der Abfälle. Die Konvention ist 1998 in deutsches Recht überführt worden.

In Deutschland ist geplant, radioaktive Abfälle in einem Bergwerk endzulagern. Die Art und Menge der radioaktiven Abfälle sowie die Gewährleistung der Sicherheit des Endlagers sind hierbei wesentliche Voraussetzungen, um eine Sicherheitsstrategie zu entwickeln. Sie bildet die Grundlage für die Genehmigung eines Endlagers. Für die Sicherheit einer solchen Anlage schreibt das Atomgesetz eine Schadensvorsorge nach dem Stand von Wissenschaft und Technik vor.

Derzeit sind die Sicherheitskriterien als untergesetzliche Regelungen festgelegt. Sie beziehen sich ausschließlich auf radiologische Schutzziele und Anforderungen, die das in § 1 Nr. 2 und § 7 Abs. 2 Satz 1 Nr. 3

des Atomgesetzes (AtG) enthaltene Gebot der atomrechtlichen Schadensvorsorge konkretisieren.

Die Sicherheitskriterien gelten für das Planfeststellungsverfahren für ein ausgewähltes Bergwerk, in dem geplant ist, radioaktive Abfälle endzulagern. (§ 9b Abs. 1 AtG).

Vorschlag der GRS für Sicherheitskriterien

Die hier vorgeschlagenen Sicherheitskriterien enthalten Sicherheitsprinzipien und Schutzziele für die Endlagerung sowie die grundlegenden Anforderungen für den Nachweis der Betriebs- und Langzeitsicherheit von Endlagern.

Sie umfassen jedoch nicht die Anforderungen für die Standortauswahl, da bereits der BMU-Arbeitskreis „Auswahlverfahren Endlagerstandorte“ ein Verfahren zur Standortauswahl sowie entsprechende Anforderungen und Kriterien vorgeschlagen hat. Ebenso unberücksichtigt bleiben nicht radiologische Anforderungen und Anforderungen zum Schutz gegen Einwirkung Dritter. Auch die Rückholbarkeit der radioaktiven Abfälle, wie in Art. 2 des „Übereinkommens über nukleare Entsorgung“ vereinbart, wird nicht einbezogen.

Sicherheitsprinzipien der Endlagerung

Die fundamentalen Grundsätze der Endlagerung sind:

- der langzeitige Schutz von Mensch und Umwelt vor potenziell schädlichen Auswirkungen der eingelagerten radioaktiven Abfälle und
- die Vermeidung unzumutbarer Lasten und Verpflichtungen für zukünftige Generationen.

Sie werden durch Sicherheitsprinzipien für die Endlagerung in tiefen geologischen Formationen konkretisiert:

- Die aus der Endlagerung resultierende Strahlenexposition für Mensch und Umwelt soll niedriger sein als die natürliche Strahlung.
- Die potenziellen Auswirkungen für Mensch und Umwelt dürfen auch in Zukunft das Maß heute akzeptierter Auswirkungen nicht übersteigen.
- Die potenziellen Auswirkungen für Mensch und Umwelt aus der Endlagerung radioaktiver Stoffe in Deutschland dürfen außerhalb der Grenzen Deutschlands nicht größer sein als innerhalb zulässig.
- Für die Betriebs-, Stilllegungs- und Nachbetriebsphase des Endlagers ist die Sicherheit nachzuweisen. Bestandteil dieser Nachweise sind standortspezifische Sicherheitsanalysen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik.
- Standortauswahl und Endlagerauslegung müssen die langzeitige Sicherheit gewährleisten. Der Nachweis der Sicherheit in der Nachbetriebsphase des Endlagers muss über einen Zeitraum von einer Million Jahre geführt werden können.
- Die Sicherheit des Endlagers in der Nachbetriebsphase darf sich nicht auf aktive Maßnahmen nach dem Verschluss abstützen.

Radiologische Schutzziele

Die radiologischen Schutzziele für die Endlagerung radioaktiver Stoffe sind im Atomgesetz, in der Strahlenschutzverordnung und im Gesetz zum Übereinkommen über nukleare Entsorgung formuliert.

Für die Betriebsphase eines Endlagers ergeben sich die radiologischen Schutzziele aus der Strahlenschutzverordnung. Radiologisches Schutzziel für den Menschen ist die Begrenzung der Individualdosis unter Beachtung der Anforderungen zur Vermeidung unnötiger Strahlenexposition und zur Dosisminimierung. Die Sicherheitskriterien sehen vor, dass für Dosisbelastungen unterhalb 0,01 mSv pro Kalenderjahr eine weitere Optimierung nicht erforderlich ist.

Die deutschen Gesetze und Verordnungen enthalten keine radiologischen Schutzziele für die Nachbetriebsphase von Endlagern. Diese werden in den Sicherheitskriterien definiert: Das Risiko, dass ein Individuum einen schweren gesundheitlichen Schaden aus der Strahlenexposition (Individualdosis) erleidet, ist zu begrenzen. Die Individualdosis bezieht sich auf den Menschen mit seinen heute geltenden Verhaltensweisen.

Die Sicherheitsstrategie

Grundlage der Sicherheitskriterien ist eine Strategie mit dem Ziel, die geforderte Sicherheit eines Endlagers an einem geeigneten Standort durch entsprechende Planung und Auslegung zu erreichen. Die Strategie enthält Anforderungen an die Standortcharakterisierung, Planungsgrundsätze, Anforderungen zur Qualitätssicherung sowie an den sicheren Betrieb des Endlagers.

Die Standorteigenschaften müssen in einem Erkundungsprogramm nach qualifizierten Methoden erhoben und bewertet werden, um ausreichende Kenntnis der Standortcharakteristika hinsichtlich der Eignung des Standorts und der Bewertung der Sicherheit zu erhalten. Auf der Basis der Erkundungsergebnisse müssen die sicherheitsrelevanten Standorteigenschaften dargelegt werden. Es sind die Ergebnisse der Standorterkundung und eine Standortcharakterisierung sowohl im Hinblick auf die betriebliche

Sicherheit als auch auf die Langzeitsicherheit darzulegen. Der Antragsteller hat die möglichen zukünftigen Entwicklungen des Endlagersystems in einer Langzeitprognose zu beschreiben.

Schwerpunkte der Planungsgrundsätze sind die

- Erstellung eines Sicherheitskonzeptes und seine technische Ausführung
- Forderung nach einem robusten Endlagersystem,
- Errichtung des Endlagers als Bergwerk in einer Mindesttiefe von einigen hundert Metern,
- Errichtung des Endlagers als Mehrbarrierensystem geologischer und technischer Barrieren,
- Erprobung der verwendeten Komponenten sowie
- Anwendung geeigneter Managementprinzipien.

Der Auslegung des Endlagers müssen standortspezifische Sicherheitsanalysen für den Betrieb, die Stilllegung und die Nachbetriebsphase zugrunde liegen. Zur Gewährleistung der Sicherheit in der Betriebs- als auch der Nachbetriebsphase ist ein umfassendes Qualitätssicherungsprogramm zu erstellen und einzuhalten.

Darüber hinaus werden grundlegende Anforderungen an den sicheren Betrieb der Anlage formuliert. Dies sind insbesondere Anforderungen an den sicheren Einschluss der radioaktiven Stoffe, die Vermeidung von Kritikalität, die Wärmeabfuhr, den Strahlenschutz, den Brand- und Explosionsschutz, äußere und innere Einwirkungen und die Betriebsführung.

Der Nachweis der Langzeitsicherheit

Der Nachweis der Langzeitsicherheit muss durch eine umfassende standortspezifische Sicherheitsbewertung erbracht werden. Er stützt sich auf

- die Standortcharakterisierung und eine geowissenschaftliche Langzeitprognose,
- die Charakterisierung der technischen Barrieren und die geotechnische Langzeitprognose,
- die Umsetzung des Sicherheitskonzeptes und die Beachtung der Planungsgrundsätze,
- die Gewährleistung der Kritikalitätssicherheit,
- die Langzeitsicherheitsanalyse zur Bestätigung des Sicherheitskonzeptes sowie
- den Nachweis, dass die Sicherheitsprinzipien für die Endlagerung und das Schutzziel für die Nachbetriebsphase eingehalten werden. Grundlage hierfür ist die Langzeitsicherheitsanalyse für den geforderten Nachweiszeitraum.

Unterstützend sollen Indikatoren zur Bewertung der Sicherheit des Endlagersystems, des Isolationsvermögens des Endlagersystems sowie zur Bewertung von Systemeigenschaften herangezogen werden.

Langzeitsicherheitsanalysen

Grundlage der Langzeitsicherheitsanalyse sind die potenziellen Entwicklungen des Endlagersystems. Außerdem sind Entwicklungen, die durch Aktivitäten des Menschen ausgelöst werden können, zu berücksichtigen. Hierbei bestehende Szenarien-, Daten- und Modellunsicherheiten sind im Langzeitsicherheitsnachweis zu berücksichtigen. Zur Beurteilung der Datenunsicherheiten werden Unsicherheitsanalysen gefordert, zu deren Bewertung ein Konfidenzintervall für ein Perzentil der Dosis festgelegt wird.

Der Nachweis der Langzeitsicherheit muss über den Zeitraum geführt werden, für den wissenschaftlich fundierte Prognosen zur Standortentwicklung möglich sind. Basierend auf den Anforderungen der Standortauswahl wird ein Zeitraum von einer Million Jahren zugrunde gelegt.

Nachweis der Einhaltung der Schutzziele

Die zu betrachtenden potenziellen Entwicklungen des Standortes werden unterteilt in wahrscheinliche und weniger wahrscheinliche Szenarien. Szenarien mit sehr geringen Eintrittswahrscheinlichkeiten brauchen nicht weiter berücksichtigt zu werden. Das unbeabsichtigte menschliche Eindringen in ein Endlager soll mittels repräsentativer Szenarien betrachtet werden.

Den Szenariengruppen werden Schutzziele zugeordnet.

Die in der Konsequenzenanalyse für wahrscheinliche Szenarien ermittelte Strahlenexposition für eine Einzelperson wird an dem Richtwert der effektiven Dosis von 0,1 mSv im Kalenderjahr gemessen.

Das Schutzziel ist so gewählt, dass die zugelassene Strahlenexposition innerhalb der mittleren Schwankungsbreite der natürlichen

Strahlenexposition in Deutschland (2,4 mSv pro Kalenderjahr) liegt. Auch wird der Grenzwert für die Bevölkerung von 1 mSv pro Kalenderjahr effektive Dosis der EU-Grundnormen deutlich unterschritten.

Zur Bewertung der Konsequenzen aus der Gesamtheit der weniger wahrscheinlichen Szenarien wird ein Richtwert der effektiven Dosis von 1 mSv im Kalenderjahr zugrunde gelegt.

Das Schutzziel ist so gewählt, dass die zugelassene Strahlenexposition innerhalb der natürlichen Strahlenexposition in Deutschland (2,4 mSv pro Kalenderjahr) liegt. Auch wird der Grenzwert für die Bevölkerung von 1 mSv pro Kalenderjahr effektive Dosis der EU-Grundnormen eingehalten.

Bei der Planung und Auslegung des Endlagers muss die Möglichkeit unbeabsichtigten menschlichen Eindringens in das Endlager berücksichtigt und analysiert werden.

Das Konzept, radioaktive Abfälle zu konzentrieren und zu isolieren, birgt inhärent das Risiko einer erhöhten radiologischen Belastung für diese Szenarien, dem nur bedingt begegnet werden kann. Es wird empfohlen, diesem Tatbestand bei der Standortauswahl Rechnung zu tragen. Gegebenenfalls sind angemessene Maßnahmen vorzusehen, die derartige Eingriffsmöglichkeiten verringern oder ihre möglichen radiologischen Auswirkungen begrenzen. Bei dieser Bewertung sind die Anzahl der betroffenen Personen, das räumliche Ausmaß einer möglichen Kontamination und die Möglichkeit der Begrenzung von Auswirkungen sowie von Gegenmaßnahmen zu betrachten.

Status und Ausblick

Der Entwurf aktualisierter Sicherheitskriterien wurde 2002 dem BMU übergeben und steht jetzt zur Diskussion.

Safety Criteria for the Final Disposal of Radioactive Waste in a Mine – Proposal by GRS

In 1983, following consultations with the Reactor Safety Commission and the Commission on Radiological Protection, the Federal Minister of the Interior (BMI) published safety criteria for the final storage of radioactive waste in a mine. Since then, there have been important developments in Germany and abroad in the fields of final radioactive waste disposal and repository performance assessment.

On behalf of the BMU, GRS has drafted a proposal updating and specifying the German safety criteria for the final disposal of radioactive waste in a mine. These safety criteria were to be in line with the state of the art in science and technology and, as far as possible, with international developments in this field.

The safety criteria introduced here relate almost exclusively to the radiological protection objectives and requirements that put the imperative of nuclear damage prevention contained in the Atomic Energy Act in concrete terms. In this connection, the safety principles of the International Atomic Energy Agency (IAEA), the standards of the European Communities, the recommendations of the International Commission on Radiological Protection (ICRP) and of the OECD, those of the Nuclear Energy Agency (NEA) as well as the development of safety criteria in other countries were considered.

Legal context of the safety criteria

In 1995, the IAEA laid down fundamental principles for the safe handling of radioactive waste in its "Principles of Radioactive Waste

Management". In 1997, the IAEA "Convention on spent fuel and radioactive waste management" supplemented these principles. They were then developed into national waste management programmes for the handling, transport and disposal of

the waste. The Convention became German law in 1998.

In Germany, radioactive waste is to be disposed of in a repository located in a mine. The kind and amount of the radioactive waste as well as the ensurance of the safety of the repository are essential prerequisites for the development of a safety strategy, which is the basis for the licensing of a repository. For the safety of such a facility, the Atomic Energy Act stipulates damage precaution in line with the state of the art in science and technology.

At present, the safety criteria are laid down as sublegal regulations. They relate exclusively to radiological protection objectives and requirements which put the imperative of nuclear damage precaution contained in Section 1 no. 2 and Section 7 para. 2 clause 1 no. 3 of the Atomic Energy Act (AtG) in concrete terms.

The safety criteria apply to the plan approval procedure to be carried out for a mine intended for the disposal of radioactive waste in a chosen location (Section 9b para. 1 AtG).

GRS proposal for safety criteria

The proposed safety criteria comprise safety principles and protection objectives for final disposal as well as fundamental requirements for the demonstration of the operational and long-term safety of repositories.

They do not, however, comprise the requirements for site selection as the “Committee on a Selection Procedure for Repository Sites” (AkEnd) set up by the BMU has already proposed a site selection procedure as well as corresponding requirements and criteria. Non-radiological requirements and requirements for the protection against interference by third parties are also not considered. In the same way, the irretrievability of radioactive waste – as agreed in Article 2 of the “Convention on spent fuel and radioactive waste management” – is not included.

Safety principles for disposal

The fundamental principles for disposal are:

- the long-term protection of man and the environment from the potentially harmful effects of the radioactive waste emplaced and
- the avoidance of unreasonable burdens and obligations for future generations.

These are put in concrete terms by safety principles for the disposal in deep geological formations:

- The radiation exposure resulting from disposal for man and the environment has to be low compared with natural background radiation.
- The potential effects for man and the environment must not in future exceed levels that are accepted today.
- The potential effects for man and the environment resulting from the disposal of radio-active substances in Germany must not exceed levels in neighbouring countries that would not be permissible within German borders.

- The safety of the operational, decommissioning and post-operational phases of the repository has to be demonstrated. The safety case has to include site-specific safety analyses in line with the state of the art in science and technology.
- The siting and design of the repository have to ensure long-term safety. It has to be possible to demonstrate the long-term safety of the repository for a period of one million years.
- The safety of the repository during the post-operational phase must not rely on active measures following the closure of the repository.

Radiological protection objectives

The radiological protection objectives applying to the disposal of radioactive waste ensue from the Atomic Energy Act (AtG), the Radiological Protection Ordinance (StrlSchV) and the Act on the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management.

For the operational phase of a repository, the radiological protection objectives ensue from the Radiological Protection Ordinance. The radiological protection objective for humans is the limitation of the individual dose with consideration of the requirements for the avoidance of unnecessary radiation exposure and for dose minimisation. The safety criteria provide that in the case of doses below 0.01 mSv per calendar year, optimisation of radiation protection is no longer required.

The German laws and ordinances do not contain any radiological protection objectives for the post-operational phase of a repository. These are defined in the safety criteria: the risk of an individual suffering severe damage to his/her health due to radiation exposure (individual dose) has to be limited. The individual dose relates to present-day humans and their behavioural patterns.

The safety strategy

The safety criteria are based on a strategy that aims at achieving the required safety of a repository at a suitable site by corresponding planning and design. The strategy contains requirements for the characterisation of the site, planning principles, quality assurance requirements, and requirements for the safe operation of the repository.

The site characteristics have to be surveyed and assessed with qualified methods in an exploration programme in order to obtain sufficient knowledge of the site characteristics with regard to the suitability of the site and the assessment of its safety. Based on the exploration results, the safety-relevant site characteristics have to be shown. The results of the site exploration and a site characterisation with regard to operational as well as long-term safety have to be presented. The applicant has to describe the possible future evolution of the repository system in a long-term prognosis.

The major planning principles are

- establishment of a safety concept and its technical implementation,
- requirement of a robust repository system,
- construction of the repository as a mine at a minimum depth of several hundred metres,
- construction of the repository as a multi-barrier system of geological and engineered barriers,
- testing of the components used
- application of suitable management principles.

The design of the repository has to be based on site-specific safety analyses for normal operation, for decommissioning, and for the post-operational phase. A comprehensive quality assurance programme has to be developed and adhered to which has to cover the operational as well as the post-operational phase.

In addition, fundamental requirements are made for the safe operation of the facility. These are in particular requirements for the safe confinement of the radioactive substances, the avoidance of criticality, heat removal, radiation protection, protection against fire and explosion, internal and external impacts, and operational management.

Demonstration of long-term safety

The demonstration of long-term safety has to be furnished as a comprehensive site-specific safety case and has to be based on

- the characterisation of the site and a geoscientific long-term prognosis,
- the characterisation of the technical barriers and the geotechnical long-term prognosis,
- the implementation of the safety concept and compliance with the planning principles,
- the assurance of criticality safety,
- the long-term safety analysis to confirm the safety concept as well as
- the demonstration of compliance with the safety principles for final disposal and the protection objective for the post-operational phase by means of the long-term safety analysis for the postulated demonstration time period.

In support, indicators are to be additionally applied for the assessment of the safety of the repository system and of its isolation capacity as well as for the assessment of system characteristics.

Long-term safety analyses

The long-term safety analyses are based on the potential evolution scenarios of the repository system. Also, developments that may be started by human activities have to be considered. The various existing uncertainties such as scenario, data and model uncertainties have to be taken into account in the long-term safety demon-

stration. Uncertainty and sensitivity analyses have to be performed to address relevant data uncertainties. For their assessment, a confidence interval for one percentile of the dose is defined.

The long-term safety demonstration has to be provided for a period for which it is possible to make a scientifically supported statement on the evolution of the site. In accordance with the requirements for site selection, a basic period of one million years is applied.

Demonstration of compliance with protection objectives

The potential evolution scenarios of the site to be considered are divided into likely and less likely scenarios. Scenarios with very low occurrence probabilities need not be considered any further. Inadvertent human intrusion into a repository is to be addressed by means of representative scenarios.

Specific protection objectives are assigned to the different groups of scenarios.

As assessment criterion in connection with the radiation exposure of an individual of the population identified in the consequence analysis for the likely scenarios, a reference level of an effective dose of 0.1 mSv per calendar year is applied.

The protection objective has been thus chosen that the admissible radiation exposure lies within the mean variation of natural radiation exposure in Germany (2.4 mSv per calendar year). The effective dose limit for the population of 1 mSv per calendar year stipulated according to the EU basic norms is not exceeded by far.

To assess the consequences of the radiation exposure of an individual from the entirety of all less likely scenarios, a reference level of an effective dose of 1 mSv per calendar year is applied.

The protection objective has been thus chosen that the admissible radiation exposure lies within the range of natural radiation exposure in Germany (2.4 mSv per calendar year). The effective dose limit

for the population of 1 mSv per calendar year stipulated according to the EU basic norms also kept.

The possibility of inadvertent human intrusion has to be taken into account and analysed in the planning and design of the repository. Owing to the concept of concentrating and isolating the radioactive waste, there is an increased risk of radiation exposure which can only be reduced to a limited extent. Here, the recommendation is to take this circumstance into account in the selection of a site. If necessary, suitable measures have to be taken that reduce such intervention possibilities or limit their potential radiological consequences. This assessment has to take into account the number of persons affected, the spatial extent of any possible contamination, and the possibility of mitigating the effects and of countermeasures.

Status and outlook

The draft of updated safety criteria was handed over to the BMU in 2002 and is presently under discussion.

*B. Baltés, A. Kindt,
K.-J. Röhlig*

Literatur / References

- Empfehlungen des AkEnd: Auswahlverfahren für Endlagerstandorte. Dezember 2002
- Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz - ATG) vom 23. Dezember 1959, Neufassung vom 15. Juli 1985 (BGBl. I. 1565), zuletzt geändert durch Gesetz vom 28. Dezember 2000 (BGBl. I. S. 1960)
- Bundesministerium des Innern (BMI): Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk. GMBL. 1983, S. 220.
- Gesetz zu dem Gemeinsamen Übereinkommen vom 5. September 1997 über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle (Gesetz zu dem Übereinkommen über nukleare Entsorgung). BGBl Teil II, Nr. 31, S. 1752, 1998.
- International Atomic Energy Agency (IAEA): The Principles of Radioactive Waste Management. Safety Series No. 111 - F, IAEA, Vienna, 1995.
- International Commission of Radiological Protection (ICRP): Radiation Protection Recommendations as Applied to the Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste. Publication 81. Annals of the ICRP, Vol. 28, No 4 1998.
- Strahlenschutzverordnung (StrlSchV): Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen in der Fassung der Bekanntmachung vom 20. Juli 2001 (BGBl. I. S. 1714, 2001).

Die Bedeutung von Untertagelabors auf dem Weg zu einem geologischen Endlager

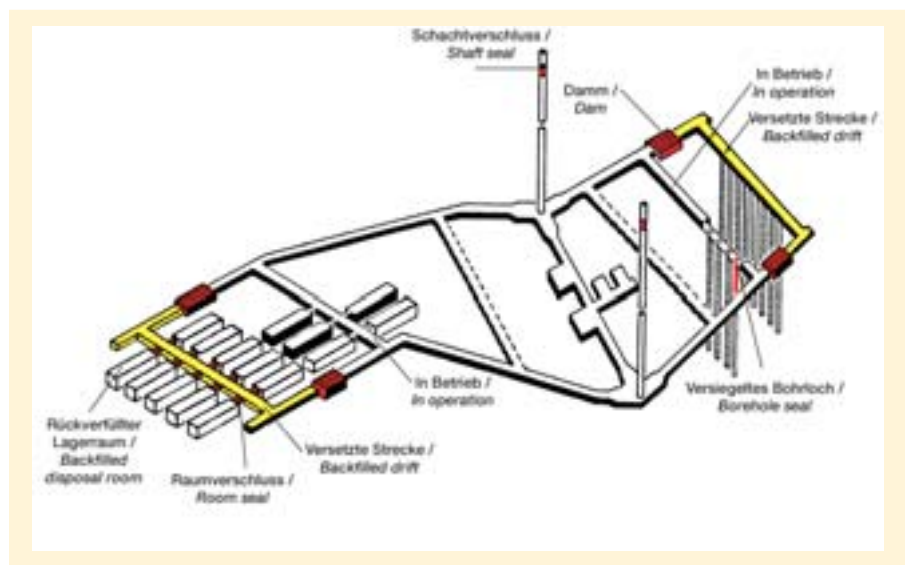
Im Dezember 2002 beendete der BMU-Arbeitskreis „Standauswahlverfahren Endlagerung“ (AkEnd) seine Aufgabe und veröffentlichte die von allen Mitgliedern getragene Empfehlung für ein transparentes und mittels wissenschaftlicher Kriterien gesteuertes Such- und Auswahlverfahren für ein Endlager. Die geologischen und hydrogeologischen Eigenschaften des Endlagerstandortes sind hierbei ausschlaggebend, da sie sicheren Einschluss der radioaktiven Abfälle und deren Abschluss von der Biosphäre für einen Zeitraum in der Größenordnung von einer Million Jahren gewährleisten sollen. Bei der Beurteilung der geologischen Gesamtsituation stehen die Integrität und das Isolationsvermögen des Barrierensystems, die Charakterisierbarkeit des Endlagerstandortes sowie die Prognostizierbarkeit aller sicherheitsrelevanter Eigenschaften über den Nachweiszeitraum im Vordergrund.

Um diese standortspezifischen Parameter zu ermitteln und die grundsätzliche Einhaltung der Kriterien, die den langfristigen Einschluss der radioaktiven Abfälle in der ausgewählten Gesteinsformation, bzw. in der geologischen Struktur gewährleisten sollen, zu überprüfen, empfiehlt der AkEnd als eine Möglichkeit die Errichtung von Untertagelabors („Underground Research Laboratory“ – URL). Eine auf dieser fachlich-technischen Grundlage erarbeitete Sicherheitsanalyse bestimmt dann das weitere Vorgehen und bildet gegebenenfalls die Grundlage für die Auswahl des Endlager-Standorts.

Festlegung und Anwendung von Sicherheitskriterien

Für den Prozess der Endlagersuche und Standortauswahl ist die frühzeitige Festlegung von Sicherheitskriterien wichtig. Als oberster Grundsatz für die Langzeitsicherheit gilt, dass innerhalb des ausgewiesenen Nachweiszeitraumes das Endlager nachsorgefrei ist und von den radioaktiven Abfällen keine zu besorgende Gefährdung für Mensch und Umwelt ausgeht. Derzeit liegen die aktualisierten Sicherheitskriterien im Entwurf vor, die sowohl die Prinzipien als auch die Schutzziele der Endlagerung in Deutschland weit gehender als bisher definieren. Danach soll das Endlagersystem eine gut begründete Prognose über einen Zeitraum von einer Million Jahre zulassen. Dies erfordert die rechtzeitige Entwicklung eines Sicherheitskonzeptes, in dem ein robustes Mehrbarrierensystem von entscheidender Bedeutung ist.

Mit einem Langzeitsicherheitsnachweis muss gezeigt werden, dass das Mehrbarrierensystem – bestehend aus der Abfallmatrix, der Verpackung, dem Versatz am Einlagerungsort, den geotechnischen Verschlüssen und der Abfolge der geologischen Barrieren – die geforderte Isolationswirkung erfüllt. Das heißt, dass die integrale Barrierenwirksamkeit, die auf den verschiedenen physikalischen und chemischen Mechanismen einzelner Barrieren sowie auf einer partiellen Redundanz und einer relativen funktionalen Unabhängigkeit der Barrieren



▲ Übersicht (geo)technischer Barrieren im Endlager (Quelle: DBE)
Overview of (geo)technical barriers in a repository (Source: DBE)

untereinander basiert, über den Nachweiszeitraum prognostizierbar ist. Darüber hinaus sind mögliche gekoppelte Effekte und die Lastenträge, die von den Abfällen ausgehen, zu betrachten und zu bewerten. Mittels einer integrierten Sicherheitsanalyse wird die Einhaltung der Schutzziele demonstriert. Der notwendige hohe Vertrauensgrad in diesen Nachweis rechtfertigt die weit gesteckten Anforderungen an die Standortcharakterisierung und die technische Auslegungsplanung des Endlagers mit der dafür erforderlichen Datenerhebung.

Weder die Sicherheitskriterien noch das Standortauswahlverfahren fordern explizit

die Errichtung eines Untertagelabors. Jedoch wird aus den komplexen Zusammenhängen deutlich, dass – vor dem Hintergrund des geltenden Standes von Wissenschaft und Technik – diese Anforderungen an das Systemverständnis und den Langzeitsicherheitsnachweis nur durch gezielte Untersuchungen im Labor- und in situ-Maßstab erfüllt werden können. Hinzu kommt, dass es sich bei einem Endlager um ein nicht normierbares System handelt, dessen bestimmende Parameter in jedem Einzelfall ermittelt werden müssen. Aus diesem Grund werden weltweit wichtige wissenschaftlich-technische Forschungsarbeiten in Untertagelabors durchgeführt.

Grundsätzliche Aufgaben der Untertagelabors

In den mit der Endlagerung befassten Ländern sind Untertagelabors integrale Bestandteile der jeweiligen nationalen Entsorgungsprogramme. Ziel dieser Einrichtungen ist es, durch in situ Tests und andere Untersuchungen

- die zum Nachweis der sicheren Endlagerung radioaktiver Abfälle in geologischen Formationen erforderlichen System- und Sicherheitskenntnisse zu erlangen,
- Endlagertechniken zu entwickeln, zu erproben und ihren funktionsgerechten Einsatz zu demonstrieren sowie
- den Standortauswahl-Prozess und das Genehmigungsverfahren zu unterstützen.

Durch untertägige in situ Untersuchungen können die geologischen, hydrogeologischen, geochemischen und geomechanischen Standortverhältnisse charakterisiert werden. Bergtechnische und endlagerbezogene Maßnahmen ermöglichen die Überprüfung von Belastungen des Gesteinsverbands und die Gewinnung der zur Interpretation von Langzeiteffekten erforderlichen Daten. Damit bilden die Arbeiten in den URLs eine wesentliche Grundlage, um konzeptuelle Modellvorstellungen zur Beschreibung des Verhaltens und der zeitlichen Entwicklung des Endlagersystems mit seinen wesentlichen Komponenten zu erarbeiten. Durch gut abgesicherte numerische Modelle wird das Vertrauen in den Nachweis der Langzeitsicherheit gestärkt.

Bei Errichtung eines Endlagers kann auf die langjährigen Erfahrungen aus dem konventionellen Bergbau zurückgegriffen werden. Für die technische Umsetzung eines Endlagerkonzeptes müssen dagegen endlager-spezifische Komponenten und neue Technologien entwickelt und erprobt werden, wie z. B. zur Erstellung von Endlagerhohlräumen, zur Einlagerung der Abfallgebände und zum Verschluss von Einlagerungshohlräumen und Schächten. Der Nachweis der Funktionstüchtigkeit dieser Komponenten erfordert z. T. endlagerspezifische Verhält-

Generisches URL <i>Generic URL</i>	Standortspezifisches URL <i>Site-specific URL</i>
<ul style="list-style-type: none"> • vorrangig eine FuE-Einrichtung für Grundlagenforschung <i>primarily R&D facility for pure research</i> • Unterschiedliche Konstruktionsverfahren sind möglich <i>different construction methods possible</i> • Einsatz zerstörender Methoden erlaubt <i>use of destructive methods allowed</i> • Entwicklung von Prüfmethode <i>development of examination methods</i> • Ermittlung generischer Daten, die nicht von übertage bestimmt werden können <i>acquisition of generic data that cannot be obtained from above ground</i> • Testen sicherheitsanalytischer Modelle <i>testing of safety-analytical models</i> • Ausbildungsprogramme für Wissenschaftler und Techniker <i>training programmes for scientists and technicians</i> 	<ul style="list-style-type: none"> • am realen Standort <i>at the real site</i> • vor Konstruktion sind die Standortverhältnisse bekannt und Monitoring-Systeme eingebaut <i>prior to construction, site conditions are known and monitoring systems installed</i> • stringentes QM-Programm <i>stringent QA programme</i> • Bau wird vom Endlagerkonzept und den vorgesehenen Techniken bestimmt <i>construction is determined by the repository concept and the techniques intended</i> • Minimierung der Gebirgsbelastungen <i>minimisation of loads on the rock mass</i> • Charakterisierung der Wirtsgesteine (Datenbasis) <i>characterisation of the host rock (data basis)</i> • FuE soll Datenunsicherheiten reduzieren und Daten für Sicherheitsanalyse liefern <i>R&D is to reduce data uncertainties and provide data for the safety analysis</i> • Demonstration von Endlagertechniken <i>demonstration of disposal techniques</i>

▲ Randbedingungen und Ziele für die Forschung in generischen und standortbezogenen Untertagelabors (n. OECD / NEA)

Boundary conditions and targets of the research in generic and site-specific underground research laboratories (according to OECD / NEA)

nisse, wie sie vornehmlich nur in einem URL bereitgestellt werden können.

Heute gibt es in einer Reihe von Ländern Untertagelabors, die nach ihrer jeweiligen Stellung in den nationalen Entsorgungsprogrammen und ihrem späteren Verwendungszweck unterschieden werden:

- **Generische URLs** werden sowohl in bereits vorhandenen bergmännisch er-

stellten Hohlräumen oder in einem eigens zu diesem Zweck angelegten Forschungsbergwerk betrieben. Sie sind nicht als Endlager vorgesehen.

- **Standortspezifische URLs** werden an potenziellen oder benannten Endlagerstandorten zur genaueren Charakterisierung der Standortverhältnisse und für weitergehende wissenschaftliche und technische Arbeiten eingerichtet

tet. Die Untersuchungen in diesen URLs und die resultierenden Ergebnisse sind Teil aller nationalen Endlagerprogramme und zum Teil Bestandteil des sechsten Rahmenprogramms der EU.

Generische Untertagelabors

In Deutschland wurden bereits seit Beginn der 1980er Jahre im Forschungsbergwerk Asse richtungsweisende Untersuchungen für die Endlagerung durchgeführt. Neben in situ Bestimmungen geologischer und geotechnischer Parameter im Salzgestein, stand die Erprobung spezieller Messverfahren und die Demonstration von Endlagertechniken im Vordergrund. So wurde

in den 1980er und 1990er Jahren z. B. ein Transport- und Einlagerungssystem für verglaste hochradioaktive Abfälle aus der Wiederaufarbeitung (Cogéma-Kokillen) in der Asse aufgebaut und nach erfolgreicher Demonstration von der zuständigen Bergbehörde für den Versuchsbetrieb zugelassen. Dies war ein entscheidender Schritt zur Genehmigungsfähigkeit der Bohrloch-Einlagerungstechnik für ein späteres Endlager im Salzgestein.

Von 1990 bis 1999 führten das Institut für Tief Lagerung der GSF und später die GRS in Braunschweig ein Simulationsexperiment zur direkten Endlagerung von bestrahlten Brennelementen in der Asse durch. Hierbei wurde über fast neun Jahre

das wärmeabhängige Kompaktionsverhalten von Salzgrusversatz in Einlagerungsstrecken beobachtet. Die erzielten Messergebnisse dienten der Verifikation der bisherigen Rechenmodelle. Es gelang, die rheologischen Modellansätze zu verbessern. An dem Experiment waren abwechselnd bis zu sechs europäische Forschungsinstitutionen beteiligt. Die Ergebnisse sind in das EU-Projekt BAMBUS eingeflossen. Dieses 2003 beendete Projekt stellt den Stand von Wissenschaft und Technik zum langfristigen thermo-hydro-mechanischen Verhalten von Salzgrus dar.

Seit mehr als zwanzig Jahren wird in Untertagelabors im granitischen Gestein geforscht. So beteiligen sich deutsche For-

Name/Name Ort/Location	Formation/ Formation	Tiefe/ Depth	Betreiber/ Operator	Experimente/ Experiments
Asse Bergwerk (Deutschland)	Steinsalz	490 – 800 m	GSF seit 1965 in Betrieb („Excavation Damage Zone“)	GRS-Experimente zum Versatzverhalten und zur EDZ
<i>Asse Mine (Germany)</i>	<i>Rock salt</i>	<i>490 – 800 m</i>	<i>GSF in operation since 1965 (excavation damage zone)</i>	<i>GRS experiments on backfill behaviour and on the EDZ</i>
Grimsel TestSite (Schweiz)	Granit	450 m	NAGRA seit 1983 in Betrieb („Gas Migration Test“)	GRS-Mitarbeit an Großversuchen FEBEX und GMT
<i>Grimsel TestSite (Switzerland)</i>	<i>Granite</i>	<i>450 m</i>	<i>NAGRA in operation since 1983 (gas migration test)</i>	<i>GRS participation in large-scale experiments FEBEX and GMT</i>
Mt. Terri (Schweiz)	Opalinus Ton (Jura)	400 m	SNHGS begonnen 1995, Ausbau stufenweise	GRS-Mitarbeit an Erhitzer- und Ventilationsexperimenten, Bohrlochverschluss
<i>Mt. Terri (Switzerland)</i>	<i>Opalinus clay (Jurassic)</i>	<i>400 m</i>	<i>SNHGS begun in 1995, step-wise extension</i>	<i>GRS participation in heater and ventilation experiment, borehole seal</i>
TournemireTunnel (Frankreich)	konsolidierter Jura-Tonstein	250 m	IRSN seit 1990 in Betrieb	GRS hat geoelektrische Messungen zur Feuchtemigration abgeschlossen
<i>TournemireTunnel (France)</i>	<i>consolidated Jurassic clay</i>	<i>250 m</i>	<i>IRSN in operation since 1990</i>	<i>GRS concluded geoelectrical measurements on humidity migration</i>

▲ Generische URLs eingerichtet in bestehenden untertägigen Hohlräumen (nach OECD / NEA)

Generic URLs established in existing mined cavities (acc. to OECD / NEA)



▲ Entwicklung und Erprobung eines HAW-Einlagerungssystems in der Asse (1992)
Development and trial of an HAW emplacement system in the Asse mine (1992)

schungseinrichtungen einschließlich der GRS maßgeblich an den Experimenten im schweizer Felslabor Grimsel und im schwedischen „Hard Rock Laboratory“ ÄSPÖ. Anders als im Salinar geht es dabei vorwiegend um die Charakterisierung hydraulischer Wegsamkeiten im Gebirge und die Bestimmung der die Radionuklid ausbreitung bzw. Rückhaltung bestimmenden Parameter. Die Entwicklung geeigneter Messverfahren ist in diesem Zusammenhang eine wichtige Aufgabe. Des Weiteren werden geotechnische Barrierensysteme und so genannte Buffermaterialien auf ihre Abdicht- und Verschlusseigenschaften hin untersucht (siehe auch Tabelle auf Seite 106).

Tonstein bildet ähnlich wie Steinsalz eine sehr dichte natürliche Barriere mit einem großen Isolationspotenzial für den langfristigen Einschluss radioaktiver Abfälle. Deshalb stehen hier Untersuchungen zur Integrität des Gesteins unter Last und die Quantifizierung von Diffusions- und Migrationsprozessen im Vordergrund. In einer speziellen Versuchsnische im schweizerischen Mt. Terri Untertagelabor simuliert zurzeit ein internationales Forscherteam in einem Aufheizexperiment die Wärmeabgabe hoch radioaktiver Abfälle und untersucht

die gekoppelten thermo-hydro-mechanischen Auswirkungen auf den Opalinus Ton.

Standortsspezifische Untertagelabors

Im Verlauf eines Standortauswahlverfahrens und in dem vom AkEnd definierten Verfahrensschritt der Untertageerkundung leistet ein standortsspezifisches Untertagelabor einen unverzichtbaren Beitrag für die fachliche Eignungsaussage und den nachfolgenden Entscheidungsprozess. Die fachliche Eignungsaussage ergibt sich aus der Bewertung aller bei der Über- und Untertageerkundung gewonnenen Erkenntnisse und unter Zugrundelegung eines auf der Basis der Sicherheitskriterien entwickelten generischen Endlagerkonzeptes. So gewonnene Erkenntnisse untermauern in einem späteren Genehmigungsverfahren den Nachweis der Langzeitsicherheit. Ebenso kann eine Standortentscheidung umso besser begründet werden, je mehr standortsspezifische Daten vorliegen, insbesondere auch von untertage.

Beispielhaft sei hier die Errichtung eines standortsspezifischen Untertagelabors in

Frankreich in Bure (Meuse/Haute-Marne) westlich von Paris genannt. Es wird in einer jurassischen Tonsteinformation (Callovo-Oxfordian) innerhalb des Pariser Beckens angelegt. Bereits während des Schachtabteufens werden umfangreiche hydrogeologische und geophysikalische/geomechanische Untersuchungen zur Charakterisierung des Deckgebirges und der Wirtsgesteinsformation durchgeführt. Im Untertagelabor selbst sind für die Zukunft verschiedene Untersuchungen und Experimente zur Prüfung der grundsätzlichen Eignung des Tonsteins als Wirtsgestein vorgesehen. Die GRS untersucht zurzeit in einem Vorprojekt die mechanischen Eigenschaften der Gesteine an Bohrkernen. Nach Fertigstellung der untertägigen Versuchsräume ist die Beteiligung an Erhitzerexperimenten geplant.

Die Rolle des URL nach der Standortentscheidung bzw. im Genehmigungsverfahren

Nach erfolgreicher Standortsuche und -entscheidung folgt das Genehmigungsverfahren. In dieser Phase übernimmt das standortsspezifische URL die Aufgabe, durch anlagenbezogene Forschung und Entwicklung die prognostizierten Standorteigenschaften im Hinblick auf die Langzeitsicherheit zu bestätigen sowie Endlagerauslegung und Einlagerungstechnologie entsprechend anzupassen bzw. weiterzuentwickeln. Insbesondere die extrem hohen Anforderungen an das Isolationsvermögen und die Wirkungsdauer der geotechnischen Barrieren erfordern vertiefende in situ Untersuchungen des einschlusswirksamen Gebirges. Das Durchlässigkeitsverhalten der Gesteine ebenso wie das des Gesamtsystems mit seinen geologischen und geotechnischen Barrieren und seinen mechanischen, hydraulischen und ggf. auch geochemischen Wechselbeziehungen stehen hierbei im Vordergrund der Forschungen.

Das experimentelle Programm in einem neu aufgefahrenen URL sollte daher bereits mit dem Schachtabteufen beginnen. Dabei können Daten in Gebirgsbereichen ermittelt werden, die nach Fertigstellung des Schachtes und seines Ausbaus nicht mehr direkt zugänglich sind. Im Untertagebereich sollte der Schwerpunkt auf der Untersu-

chung der geologischen Gegebenheiten sowie den technischen Maßnahmen liegen. Der Einfluss der Hohlraumauffahrung, der Abfalleinlagerung und des Wärmeeintrags auf die Integrität und Stabilität der Barriersysteme sollte Gegenstand weiterer Untersuchungen sein. Dabei spielt die Übertragbarkeit von Daten und Erkenntnissen aus dem Labor- in den Großmaßstab eine besondere Rolle.

Darüber hinaus gibt es spezielle Aspekte, die nur mit Hilfe von Untertagelabors zu eindeutigen, standortspezifischen Kenndaten führen:

- Charakterisierung der geochemischen und abfallchemischen Verhältnisse unter Einlagerungsbedingungen
- Untersuchung der bestimmenden Parameter für Radionuklidtransport und Rückhaltung
- Ermittlung der Korrosion von Behältermaterialien und Abfällen
- Untersuchung der Gasentwicklung und Gasausbreitung sowie des Mehrphasentransports
- Absicherung von numerischen Modellen und Rechenverfahren zu sicherheitsrelevanten Prozessen im Endlager

Für die langzeitige Nutzung der Untertagelabors sind z.T. unterschiedliche Konzepte vorgesehen. So kann z. B. ein URL bei entsprechender Eignung des Standortes Teil des zu errichtenden Endlagers werden oder aber es wird über einen längeren Zeitraum als ein Pilotendlager neben dem eigentlichen Endlager betrieben und messtechnisch überwacht, wie dies beispielsweise von der EKRA in der Schweiz vorgeschlagen wurde.

Wie aufgezeigt ist die Errichtung eines Untertagelabors zwingend geboten, um die für ein Genehmigungsverfahren erforderlichen Kenntnisse zu erwerben, Daten zu ermitteln und Technologien bereitzustellen. Abgesehen davon, trägt der Betrieb eines Untertagelabors erheblich zur Vermittlung von Wissen an die Öffentlichkeit und damit zur Akzeptanzbildung bei.



▲ Geoelektrische Messungen im HRL ÄSPÖ
Geoelectrical measuring in the ÄSPÖ HRL

The Importance of Underground Research Laboratories on the Way to a Geological Repository

In December 2002, the "Committee on a Selection Procedure for Repository Sites", which was set up by the BMU, completed its task and published a recommendation, supported by all its members, for a transparent search and selection of a repository site, to be guided by scientific criteria. Here, the geological and hydrogeological features of the repository site are crucial as they have to guarantee the safe confinement of the radioactive waste and its isolation from the biosphere for a period of one million years. In the assessment of the overall geological situation, the focus is on the integrity and the isolation capacity of the barrier system, the characterisability of the repository site, and the predictability of all safety-relevant features over the entire period of use.

To identify these site-specific parameters to check the principle keeping of the criteria that are to ensure the long-term confinement of the radioactive waste in the rock formation chosen or in the geological structure, the AkEnd recommends as one possible option the establishment of underground research laboratories (URL). A safety analysis subsequently prepared on this expert and technical basis will then determine the further procedure and may possibly form the basis for the decision in favour of the repository site.

Definition and application of safety criteria

For the process of the search for a repository and the selection of a site it is necessary that safety criteria be defined as early as possible. The supreme principle of long-term safety is that throughout the entire period covered by the safety demon-

stration, the repository's condition has to be such that it requires no maintenance whatsoever and that no hazard for man and the environment needs to be feared from the radioactive waste emplaced. A draft of updated safety criteria has recently been prepared, defining more precisely than before the principles as well as the protection objectives of final disposal in



▲ Blick auf den ausgegrabenen Erhitzer in einer TSS – Strecke nach Versuchsende

View of the dug-out heater in a TSS (Thermal Simulation of Drift Emplacement) drift after the end of the experiment.

Germany. According to these draft criteria, the repository system is to allow a scientifically well-founded prognosis covering a period of one million years. This requires the timely development of a safety concept in which a robust multi-barrier system is crucial.

A long-term safety assessment has to show that the multi-barrier system – consisting of the waste matrix, the packaging, the backfill material in the emplacement location and the succession of the geological barriers – fulfils the required isolation effect. This means that the integral barrier effectiveness, which is based on the different physical and chemical mechanisms of the individual barriers as well as on a partial redundancy and a relative functional independence among the barriers, can be predicted over the entire demonstration period. Furthermore, possible combined effects and the load input of the waste have to be taken into account and assessed. An integrated safety analysis has to demonstrate that protection objectives are met. The necessary high degree of confidence in this demonstration justifies the far-reaching requirements for the characterisation of the site and the planning of the technical design of the repository

with the requisite associated data acquisition.

Neither the safety criteria nor the site selection procedure demand explicitly the establishment of an underground research laboratory. Nevertheless, it is clear from the complex coherences that – against the background of the state of the art in science and technology – these requirements for the understanding of the system and the demonstration of long-term safety can only be met by specific investigations on laboratory and on-site scale. This is added by the fact that a repository is not a system that can be standardised; its determining parameters will have to be identified for each individual case. This is why all over the world, important scientific and technical research is carried out in URLs.

General functions of underground research laboratories

In countries where final disposal is an issue, URLs are an integral part of the respective national waste management programmes. By means of on-site testing and other investigations, these facilities are to

- provide the system- and safety-related information needed to demonstrate the safe disposal of radioactive waste in geological formations,
- develop and test disposal techniques and demonstrate their proper functional use, and
- support the site selection process and the licensing procedure.

With the help of underground on-site investigations it is possible to characterise the geological, hydrogeological, geochemical and geomechanical conditions at the site. Mining-related as well as repository-related research allows the investigation of the loads acting on the rock mass and the acquisition of the data necessary for the interpretation of long-term effects. The work performed in the URLs thus forms a crucial basis for the elaboration of conceptual models for the description of the behaviour and development over time of the repository system and its essential components. Confidence in the long-term safety demonstration is increased by verified numeric models.

In connection with the construction of a repository it is possible to draw on long-standing experience from conventional mining. For the technical implementation of a repository concept, on the other hand, repository-specific components and new technologies have to be developed and tested, e. g. for the digging of disposal cavities, the emplacement of the waste packages, and for the sealing of disposal cavities and shafts. Demonstration of the functional performance of these components sometimes requires repository-specific conditions as they can largely only be provided by a URL.

URLs exist today in a number of countries; they are distinguished according to their respective role in the national disposal programmes and their intended use at a later stage:

- **Generic URLs** are operated either in already existing mined cavities or in a research mine specially established for this purpose. They are not intended as repositories.

- **Site-specific URLs** are established at potential or dedicated repository sites for the more detailed characterisation of the site's conditions and for further scientific and technical work. The research carried out in these URLs and the ensuing results form part of all national repository programmes, some of them being part of the Sixth Framework Programme of the EU.

measuring techniques and the demonstration of disposal techniques. For example, a transport and emplacement system for vitrified high-active waste from reprocessing (Cogéma HAW canister) was developed in the Asse mine during the 80s and 90s and licensed for trial operation by the competent mining authority following its successful demonstration. This was a crucial step on the way to the licensability of the borehole emplacement technique for a future repository in salt rock.

measured data served for the verification of the current calculation models. It was possible to improve the rheological model approaches. Up to six European research institutions took turns in the experiment. The results were considered in the EU-sponsored BAMBUS project. This project, which was completed in 2003, represents the state of the art in science and technology with regard to the long-term thermo-hydro-mechanical behaviour of salt breeze.

Generic underground research laboratories

In Germany, investigations begun in the Asse Research Mine in the early 80s already pointed the way with regard to final disposal. Apart from the in-situ determination of geological and geotechnical parameters in salt rock, the focus was on the trial of special

From 1990 until 1999, the Institut für Tief Lagerung of GSF (which in the course of time became GRS Braunschweig) carried out a simulation experiment in the Asse mine on the direct final disposal of irradiated fuel elements. Over almost nine years, the thermally dependent compaction behaviour of salt breeze backfill in emplacement drifts was monitored. The

For more than 20 years, research has been performed in URLs in granite. German research institutions – including GRS – are substantially involved e. g. in the experiments in the Swiss Grimsel rock laboratory and in the Swedish ÄSPÖ “Hard Rock Laboratory”. Other than in saliniferous rock, the focus here is mainly on the characterisation of hydraulic pathways in the rock and the

Name/Name Ort/Location	Formation/ Formation	Tiefe/ Depth	Betreiber/ Operator	Experimente/ Experiments
HADES - URF High-Activity- Disposal Experiment Site (Belgien)	Boom clay, Mol/Dessel	230 m	EURIDICE Betrieb seit 1984	GRS-Mitarbeit an Experimenten zur Gasentwicklung in einem HAW-Endlager
HADES - URF High Activity Disposal Experiment Site (Belgium)	Boom clay, Mol/Dessel	230 m	EURIDICE In operation since 1984	GRS participation in experiments on gas formation in a HAW repository
Whiteshell URL (Kanada)	Granit, Lac du Bonnet	240 – 420 m	AECL Betrieb seit 1984	–
Whiteshell URL (Canada)	Granite, Lac du Bonnet	240 – 420 m	AECL In operation since 1984	–
Horonobe URL (Japan)	Sediment- gestein	ca. 500 m	JNC Bau seit 2002	–
Horonobe URL (Japan)	Sedimentary rock	approx. 500 m	JNC Under construction since 2002	–
ÄSPÖ HRL (Schweden)	Granit	200 – 450 m	SKB Betrieb seit 1995	GRS-Mitarbeit am „Prototype Repository Experiment“
ÄSPÖ HRL (Sweden)	Granite	200 – 450 m	SKB In operation since 1995	GRS participation in the “Prototype Repository Experiment”

▲ Generische URLs in eigens für die Forschung gebauten Bergwerken (nach OECD / NEA)

Generic URLs in mines built specially for research purposes (according to OECD / NEA)

identification of the parameters determining radionuclide propagation and retention. In this context, the development of suitable measuring methods is an important task. Furthermore, geotechnical barrier systems and so-called buffer materials are analysed with regard to their sealing and isolation properties.

Similar to rock salt, clay stone forms a very dense natural barrier with a high isolation potential for the long-term confinement of radioactive waste. Therefore the focus is on investigations into the integrity of the rock under load conditions and on the quantification of diffusion and migration processes. In a special test alcove in the Swiss Mt. Terri URL, a team of international scientists is currently performing a heat-up experiment, simulating the heat emission of high-active waste and investigating the combined thermo-hydro-mechanical effects on Opalinus clay.

Site-specific underground research laboratories

During the course of a site selection procedure and in the procedural step of underground exploration as defined by the AkEnd, a site-specific URL provides an indispensable contribution to the expert qualification assessment and the subsequent decision-making process. The expert qualification assessment follows from the assessment of the entire knowledge gained from exploration above and under ground and on the basis of a generic repository concept developed from the safety criteria. The knowledge gained so far underpins the long-term safety demonstration in a later licensing procedure. Also, a decision in favour on a particular site can be much better justified the more site-specific data are available, especially also from under ground.

An example of a site-specific URL is Bure (Meuse/Haute-Marne) west of Paris. It is being constructed in a Jurassic clay stone formation (Callovo-Oxfordian) in the Paris

Basin. Comprehensive hydrogeological and geophysical/geomechanical investigations with a view to the characterisation of the overburden and the host rock formation are already performed during the sinking of shafts. In the future URL itself, various studies and experiments to check the general qualification of clay stone as host rock are planned. In a preliminary project, GRS is currently investigating the mechanical properties of the different rock types on drill core samples. Once the underground test cavities are ready, the plan is to participate in heater experiments.

The role of the URL following a positive decision on a particular site and in the licensing procedure

After a successful search and a positive decision on a particular site, a licensing procedure is initiated. In this phase, the function of the site-specific URL is to confirm the predicted site characteristics with regard to long-term safety by R&D related to the site and to adapt or develop the repository design and emplacement technique correspondingly. In particular, the extremely strict requirements for the isolation capacity and the period over which the geotechnical barriers are effective demand in-dept on-site investigations of the isolating rock zone. Here, the research focuses on the hydraulic conductivity behaviour of the different types of rock as well as of the overall system with its geological and geotechnical barriers and its mechanical, hydraulic and perhaps also geochemical interrelations.

The experimental programme in a newly excavated URL should therefore start already with the sinking of the shafts. This allows the acquisition of data in rock areas which are no longer directly accessible after the shaft has been sunk and lined. Under ground, the focus of the investigations should be on the geological conditions as well as on the technical measures. The influence of the excavation of the cavities, the emplacement of the waste and the heat



▲ Gasprobennahme im HE-B Feld im Mt. Terri URL
Gas sampling in the HE-B field in the Mt. Terri URL



▲ Errichtung eines URL am Standort Bure
 Construction of a URL at the Bure site

input on the integrity and stability of the barrier system should be the object of further investigations. In this connection, the applicability of data and results from laboratory scale to real-scale conditions plays an important role.

In addition, there are some special aspects under which clear, site-specific parameters can only be obtained from a URL:

- characterisation of the geochemical and waste-related chemical conditions under emplacement conditions
- analysis of the parameters determining radionuclide transport and retention
- determination of the corrosion of storage cask material and the waste itself

- investigation of gas formation and propagation as well as of multi-phase transport
- verification of numerical models and calculation codes relating to safety-relevant processes in the repository.

Concepts for the long-term use of URLs differ in some ways. For example, if a site is found to be suitable, the URL may become part of the repository to be constructed, or it may be operated with monitoring measurements over a longer period as a pilot repository existing side by side with the repository proper, as has been proposed e. g. by EKRA in Switzerland.

The above reasons have shown that the construction of a URL is imperative in order to gain the knowledge required for a licensing procedure, acquire necessary

data, and provide relevant technologies. Apart from that, the operation of a URL contributes considerably to imparting knowledge to the general public and thereby to increasing public acceptance.

B. Baltes, W. Brewitz, T. Rothfuchs

Analysen zum Nuklidtransport bei variabler Salinität und nicht linearer Adsorption in einer heterogenen Geosphäre

Zur Abschätzung der Langzeitsicherheit eines Endlagers für radioaktive Abfälle in tiefen geologischen Salzformationen wird postuliert, dass Salzlösung in das Endlager eindringt. Die radioaktiven Substanzen dieser Abfälle können nach Lösung in der Salzlösung aus dem Endlager transportiert werden und schließlich in die Geosphäre eindringen.

Um den Nuklidtransport in der heterogenen hydrologischen Geosphäre oberhalb der „Gorlebener Rinne“ zu analysieren, werden variable Flüssigkeitsdichten unter Berücksichtigung der nicht linearen Nuklidadsorption in Abhängigkeit von der Salinität angenommen. Die Salzwasserströmung und der Nuklidtransport werden mithilfe eines von der GRS weiterentwickelten detaillierten zweidimensionalen Modells unter Einbeziehung einer stark ortsabhängigen Permeabilitätsverteilung berechnet.

Durch die Auswertung von Messdaten vieler Bohrungen gelang es, ein zweidimensionales hydrogeologisches Modell für die Geosphäre oberhalb des Salzstocks in der „Gorlebener Rinne“ zu entwickeln. Dieses Modell wurde, um die Heterogenität der hydrogeologischen Schichten abzubilden, in zwei hydrogeologische Einheiten „Ton“ und „Nicht-Ton-Schichten“ unterteilt.

Bereits in früheren Modellierungen konnte festgestellt werden, dass diese heterogenen Ton- bzw. Nicht-Ton-Schichten der „Gorlebener Rinne“ stark detaillierte ortsabhängige Permeabilitätsverteilungen aufweisen.

In Ergänzung zu diesen Arbeiten wurde 2002 im Rahmen einer orientierenden Analyse der Transport zweier fiktiver Nuklide bei salinitätsabhängiger Flüssigkeitsdichte in der Geosphäre oberhalb des Salzstocks in der „Gorlebener Rinne“ unter Berücksichtigung der nicht linearen Nuklidadsorption untersucht. Dabei charakterisieren nur zwei Gesteinsarten das verwendete zweidimensionale Modell (Ton und Nicht-Ton). Hierbei kam das von der GRS bezüglich der nicht linearen Nuklidadsorption in einer heterogenen Geosphäre weiterentwickelte Rechenmodell TOUGH2/EOS7R zum Einsatz.

Hydrogeologische Modellierung der Geosphäre in der „Gorlebener Rinne“

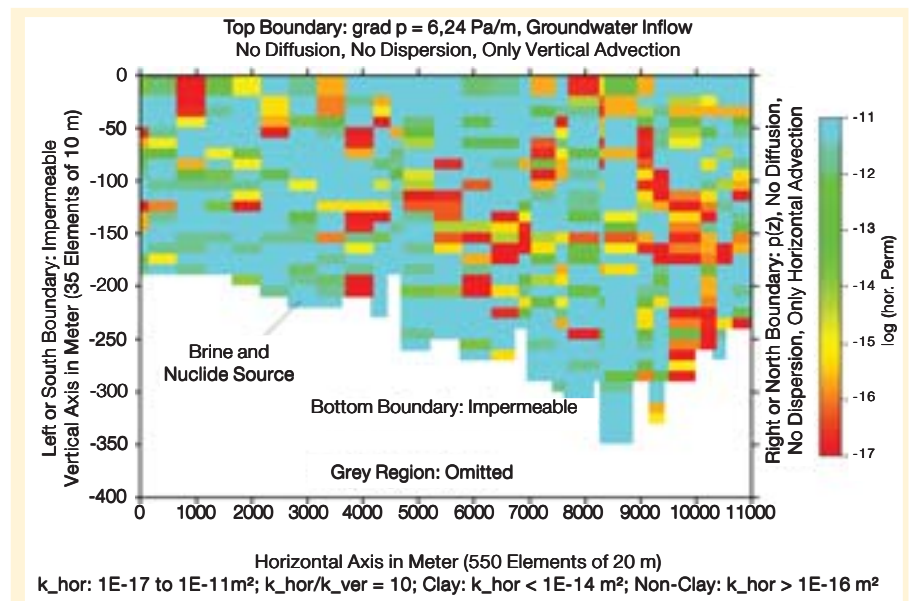
Bei dem hier postulierten zweidimensionalen Modell für die „Gorlebener Rinne“ fließt das Grundwasser infolge eines vorgeschriebenen Druckgefälles über eine Salzwasserquelle, die auch zwei fiktive gelöste Radionuklide (Mutter- und Tochternuklid) enthalten kann. Die Quelle befindet sich im unteren Teil

des Modellgebiets. Sie soll den Austritt kontaminierter Salzlösung aus einem Endlager im Salzstock, der sich unterhalb des Modellgebiets befindet, simulieren.

Die mit zwei fiktiven Radionukliden kontaminierte Salzlösung strömt in das Süßwasser ein und wird anschließend durch Advektion und Diffusion von unten nach oben und von links nach rechts transportiert. Die Radionuklide haben die gleichen Flüssigkeitseigenschaften, beeinflussen die Eigenschaften des Flüssigkeitsgemisches nicht und können an der Oberfläche des heterogenen porösen Mediums adsorbiert werden.

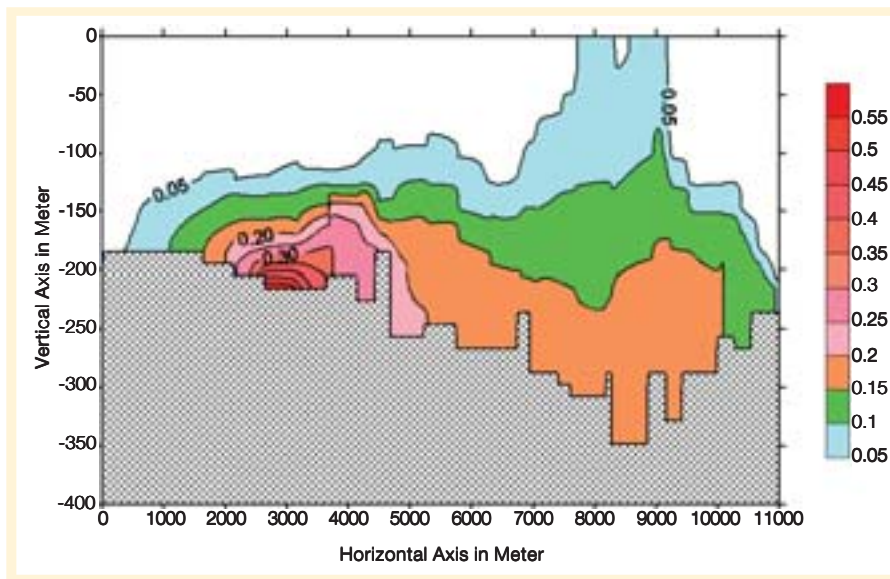
Porosität und Permeabilität

Nach der Auswertung von Bohrlochdaten wurden die Porositätsverteilung (zwischen 5 und 26 Prozent) und die horizontale Permeabilität (k_{hor} , zwischen $1E-17$ und $1E-11$ m^2)



▲ Verteilung der horizontalen Permeabilität im zweidimensionalen Modellgebiet: Bei dem hier postulierten zweidimensionalen Modell für die „Gorlebener Rinne“ fließt das Grundwasser infolge eines vorgeschriebenen Druckgefälles über eine Salzwasserquelle, die auch zwei fiktive gelöste Radionuklide (Mutter- und Tochternuklid) enthalten kann. Die Quelle befindet sich im unteren Teil des Modellgebiets. Sie soll den Austritt kontaminierter Salzlösung aus einem Endlager im Salzstock, der sich unterhalb des Modellgebiets befindet, simulieren.

Distribution of the horizontal permeability in the two-dimensional model area. In the two-dimensional model postulated here for the "Gorleben Channel" the groundwater flows through a source of brine due to a prescribed horizontal pressure gradient. This brine source may also contain two fictitious dissolved (parent and daughter nuclide) and is located at the bottom of the model area. It shall simulate the outflow of contaminated brine from a repository in a salt dome located below the model area.



▲ Stationäre Verteilung des Massenanteils in der Flüssigphase für den Fall GH1: Bei diesem Basisfall hängen Dichte und Viskosität der Flüssigphase von der variablen Salinität ab. Die Adsorption wird vernachlässigt. Die gesamte kontaminierte Salzwasserquelle besteht aus 10.000 kg/Jahr Salzlösung. Zusätzlich sind darin 1.000 kg/Jahr Mutternuklid und 100 kg/Jahr Tochter-nuklid enthalten.

Steady state brine mass fraction in liquid phase for Case GH1: In this basic case, liquid density and viscosity depend on variable salinity. The nuclide adsorption is neglected. The total contaminated brine source consists of brine to the amount of 10,000 kg/year. In addition it includes parent nuclides to the amount of 1,000 kg/year and daughter nuclides to the amount of 100 kg/year.

für das Modellgebiet (13.279 Volumenelemente bzw. Knotenpunkte) durch geostatische Methoden für 20 verschiedene Ton- und Nicht-Ton-Schichten ermittelt. Die vertikale Permeabilität k_{ver} beträgt nur 1/10 des zugehörigen horizontalen Werts.

Fünf Rechenfälle

Um den Einfluss einiger Schlüsselparame-ter, wie z.B. Flüssigkeitsdichte, Adsorptionsverhalten und Randbedingung, auf den Nuklidtransport zu klären, wurden u.a. folgende fünf Rechenfälle betrachtet, die bis zum Erreichen des weit gehend stationären Zustandes (abhängig vom Rechenfall zwischen 20 000 und 60 000 Jahre) ge-rechnet wurden:

- **Fall GH1:** Bei diesem Basisfall hängen Dichte und Viskosität der Flüssigkeitsphase von der variablen Salinität ab. Die Adsorption wird vernachlässigt. Die gesamte kontaminierte Salzwasserquelle besteht aus 10 000 kg/Jahr

Salzlösung. Zusätzlich sind darin 1 000 kg/Jahr Mutternuklid und 100 kg/Jahr Tochternuklid enthalten.

- **Fall GH2:** Wie Fall GH1, jedoch hängt die Flüssigkeitsdichte nicht von der Salinität ab.
- **Fall GH3:** Wie Fall GH1, aber die nicht lineare Nuklidadsorption nach Freundlich wird berücksichtigt.
- **Fall GH4:** Wie Fall GH1, aber der rechte Rand bleibt undurchlässig.
- **Fall GH5:** Wie Fall GH3, die Adsorption nimmt mit zunehmender Salinität ab.

Die Verteilung des Massenanteils und der Porengeschwindigkeit wird durch verschiedene Effekte beeinflusst:

Das Druckgefälle über der Salzwasserquelle bewirkt (Haupt-)Strömungen von links nach rechts. Die Diffusion wirkt in alle Rich-

tungen. Der Dichtegradient bedingt, dass sich schwere Flüssigkeiten von oben nach unten und leichtere Flüssigkeiten von unten nach oben bewegen.

Diese Effekte führen schließlich zu einer Zirkulationsströmung und, dadurch bedingt, zu einer signifikanten Schichtung der Salzlösung in tieferen Regionen sowie zu einem verzögerten Nuklidtransport aus der Quelle.

Die Abbildungen auf den Seiten 112 und 113 zeigen den Abfluss der Salzlösung und der Nuklide am oberen Rand im integralen Vergleich.

Fall GH2, in dem die Flüssigkeitsdichte nicht von der Salinität abhängt, zeigt, dass der Abfluss der Salzlösung und der Nuklide am oberen Rand höher ist als im Fall GH1, in dem sich die schwerere Flüssigkeit in tieferen Regionen schichtet.

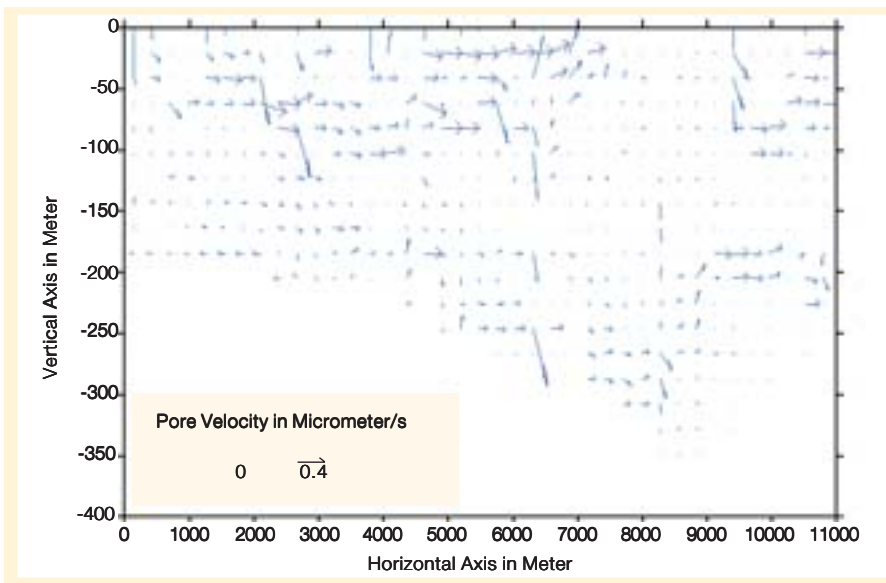
Hinsichtlich der Adsorption lässt sich feststellen, dass die Nuklidströme im Fall GH3 niedriger sind als im Fall GH1. Hingegen führen die verzögerten Nuklidadsorptionen in Abhängigkeit der Salinität im Fall GH5 zu einem höheren Abfluss als im Fall GH3.

Wie erwartet, treten die höchsten Nuklidströme am oberen Rand im Fall GH4 auf, wobei hier der rechte Rand als undurchlässig angenommen wird.

Zusätzliche Rechnungen mit Dispersion und verschiedenen Randbedingungen zeigen, dass mögliche Dispersionseffekte relativ gut durch geeignete Diffusionskoeffizienten eingegrenzt werden können, wobei der Rechenaufwand deutlich reduziert wird.

Zusammenfassend kann anhand verschiedener zwei- und dreidimensionaler Untersuchungen festgestellt werden, dass

- mit Zunahme des Salzanteils eine Zirkulationsströmung auftreten kann, die den Nuklidtransport substantiell reduziert,
- die von der Salinität abhängige Nuklidadsorption die Nuklidverteilung und das -rückhaltevermögen signifikant beeinflussen kann; mit zunehmender



▲ Stationäre Verteilung der Porengeschwindigkeit für den Fall GH1: Das Druckgefälle über der Salzwasserquelle bewirkt (Haupt)Strömungen von links nach rechts. Die Diffusion wirkt in alle Richtungen. Der Dichtegradient bedingt, dass sich schwere Flüssigkeiten von oben nach unten und leichtere Flüssigkeiten von unten nach oben bewegen. Diese Effekte führen schließlich zu einer Zirkulationsströmung und, dadurch bedingt, zu einer signifikanten Schichtung der Salzlösung in tieferen Regionen sowie zu einem verzögerten Nuklidtransport aus der Quelle.

Steady distribution of pore velocity for Case GH1: The pressure gradient over the brine source results in (main) flows from left to right. The diffusion acts in all directions. The density gradient moves denser liquid from the top to the bottom and the lighter liquid from the bottom to the top. These effects finally lead to a recirculating flow and, caused by this, to a significant stratification of the brine in lower regions delaying the nuclide transport away from the source.

Salinität werden Nuklidadvektion und -adsorption verringert,

- abhängig von der Salinität, der Problemdefinition und der Randbedingung die Heterogenität eines porösen Mediums den vertikalen Nuklidtransport substanziell erhöhen kann, im Vergleich zu einem homogenen Medium mit einer geschätzten äquivalenten Permeabilität und Porosität.

Schlussfolgerung

Wird die Ausbreitung kontaminierter Lösung nur mit Süßwasser berechnet, führt dies dazu, dass die Nuklidausbreitung überschätzt wird. Mit den von der GRS gerechneten Fällen konnte jedoch gezeigt werden, dass sich kontaminierte Salzlösungen bei Berücksichtigung von schwerem Salzwasser oder salinitätsabhängiger Flüssigkeitsdichte überwiegend horizon-

tal ausbreiten. Dabei sind auch Zirkulationsströmungen zu erwarten. Hierdurch kann der vertikale Nuklidtransport deutlich erschwert werden.

Bei anderen möglichen Verteilungen der hydrogeologischen Einheiten kann die variable Salinität das Strömungsbild und den Nuklidtransport noch stärker beeinflussen.

Das von der GRS bezüglich der nicht linearen Nuklidadsorption weiterentwickelte Rechenprogramm TOUGH2/EOS7R kann zur Analyse des Nuklidtransports bei salinitätsabhängiger Flüssigkeitsdichte in einer komplexen zwei- oder dreidimensionalen heterogenen Konfiguration mit stark ortsabhängigen hydrogeologischen Eigenschaften herangezogen werden. Zu einer quantitativen Überprüfung der vorliegenden orientierenden Untersuchungen sollten Vergleichsanalysen mit ähnlichen Rechenprogrammen, wie z.B. d^{9f} durchgeführt werden.

Analysis of Nuclide Transport Including Non-linear Adsorption Depending on Variable Salinity in a Heterogeneous Geosphere

To assess the long-term safety of a repository for radioactive waste in a deep salt rock formation, brine inflow into the repository is postulated. After being dissolved in brine, the radioactive substances of these wastes can be transported out of the repository and subsequently be released into the geosphere.

To analyse the nuclide transport in the heterogeneous hydrological geosphere above the "Gorleben Channel", variable liquid densities considering non-linear adsorption depending upon salinity are postulated. The brine flow and nuclide transport are calculated with a detailed two-dimensional model, further developed by GRS, under consideration of a highly space-dependent permeability distribution.

On the basis of measured data from bor-holes it was possible to develop a two-dimensional hydrogeological model for the geosphere above the salt dome of the "Gorleben Channel". This model was divided into two hydrogeological units to simulate "clay" and "non-clay layers".

Already with former models it was possible to conclude that these clay and non-clay layers of the „Gorleben Channel“ show highly detailed space-dependent permeability distributions.

Further to these studies, the transport of two fictitious nuclides in the case of salinity-dependent liquid density in the geosphere above the salt dome of the "Gorleben Channel" under consideration of the non-linear adsorption was investigated in 2002 within the framework of a transport analysis. In this respect, only two rock types characterise the two-dimensional model applied

(clay and non-clay). Here, the TOUGH2/ EOS7R code, further developed by GRS regarding the non-linear nuclide adsorption in a heterogeneous geosphere, was employed.

Hydrogeological modelling of the geosphere in the “Gorleben Channel”

In the two-dimensional model postulated here for the “Gorleben Channel”, the groundwater flows through a source of brine due to a prescribed horizontal pressure gradient. This brine source may also contain two fictitious dissolved (parent and daughter nuclide) and is located at the bottom of the model area. It shall simulate the outflow of contaminated brine from a repository in a salt dome located below the model area.

The brine contaminated with two fictitious radionuclides flows into the freshwater and is then transported from the bottom to the top boundary and from left to right by advection and diffusion. The radionuclides have the same liquid properties, do not influence the properties of the liquid mixture, and can be adsorbed at the surface of the heterogeneous porous medium.

Porosity and permeability

After evaluation of data from boreholes, the porosity distribution (between 5 and 26 %) and the horizontal permeability (k_{hor} between $1E-17$ and $1E-11$ m²) were calculated for the model area (13,279 volume elements or nodes) by means of geostatistical methods for 20 different clay and non-clay layers. The vertical permeability k_{ver} amounts to only 1/10 of the corresponding horizontal value.

Five calculation cases

In order to determine the influence of some key parameters, such as liquid density, adsorption behaviour and boundary conditions, on the transport of nuclides, five calculation cases were considered, among others, that were calculated until reaching

almost the steady state (depending on the calculation case between 20,000 and 60,000 years):

- **Case GH1:** In this basic case, the liquid density and viscosity depend on variable salinity. The nuclide adsorption is neglected. The total contaminated brine source consists of brine to the amount of 10,000 kg/year. In addition it includes parent nuclides to the amount of 1,000 kg/year and daughter nuclides to the amount of 100 kg/year.
- **Case GH2:** As Case GH1, but the liquid density does not depend on salinity.
- **Case GH3:** As Case GH1, but non-linear Freundlich adsorption for nuclides is included.
- **Case GH4:** As Case GH1, but the right boundary remains impermeable.
- **Case GH5:** As Case GH3, the adsorption decreases with increasing salinity.

The distribution of the mass fraction and pore velocity is governed by different effects:

The pressure gradient over the brine source results in (main) flows from left to right. The diffusion acts in all directions. The density gradient moves denser liquid from the top to the bottom and the lighter liquid from the bottom to the top.

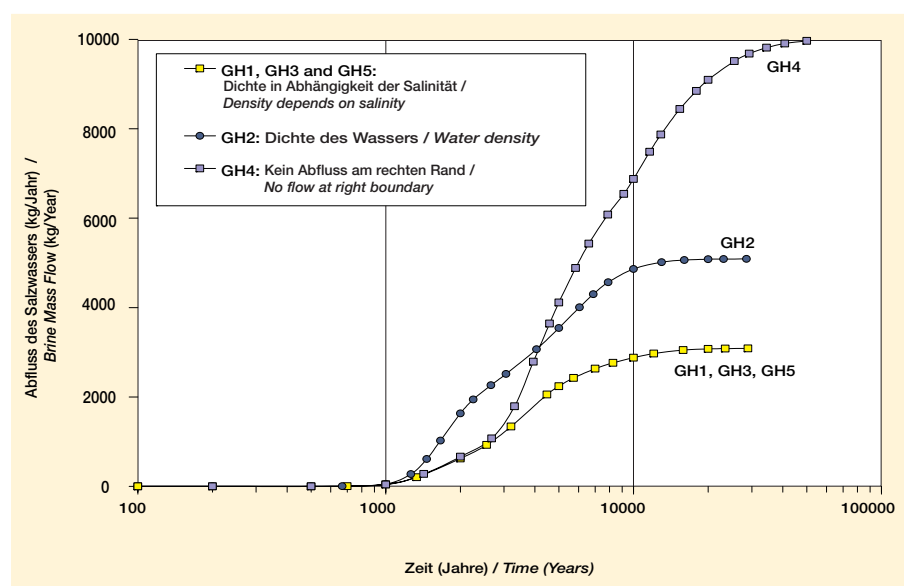
These effects finally lead to a recirculating flow and, caused by this, to a significant stratification of the brine in lower regions delaying the nuclide transport away from the source.

The figure on pages 112 to 113 show the outflows of the brine and the nuclides at the top boundary in the integral comparison.

Case GH2, where the liquid density does not depend on the salinity, shows that the outflow of the brine and the nuclides at the top boundary is higher than in Case GH1 with denser liquid stratifying in the lower region.

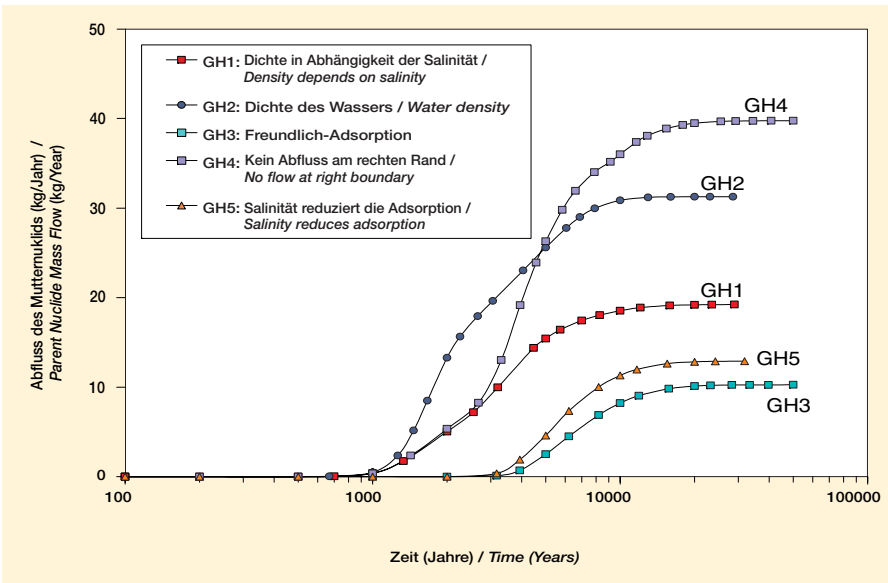
With regard to adsorption it can be stated that the nuclide fluxes in Case GH3 are lower than in Case GH1. The delayed nuclide adsorption due to salinity in Case GH5, however, leads to a higher nuclide outflow than in Case GH3.

As expected, the highest nuclide fluxes occur at the top boundary in Case GH4,

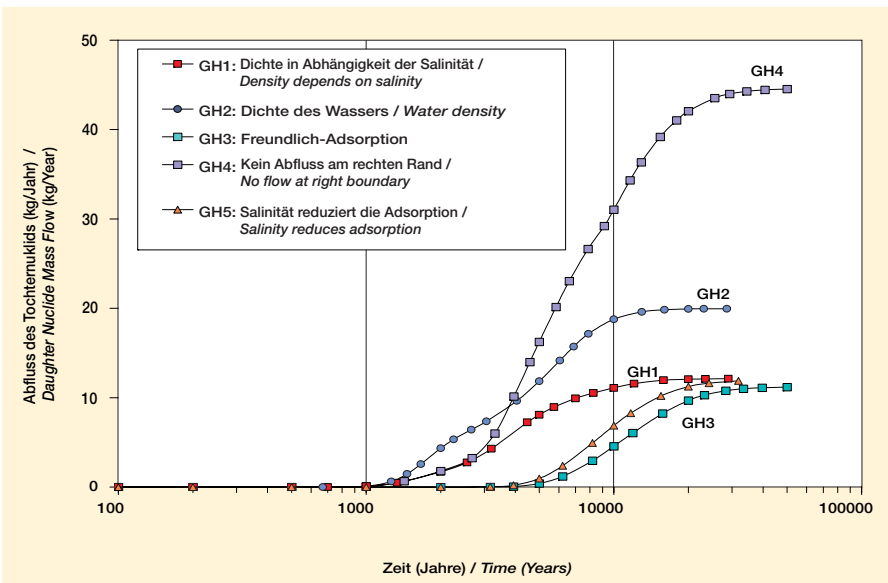


▲ Abfluss des Salzwassers am oberen Rand

Outflow of the brine at the top boundary



▲ Abfluss des Mutternuklids am oberen Rand
 Outflow of the parent nuclide at the top boundary



▲ Abfluss des Tochternuklids am oberen Rand
 Outflow of the daughter nuclide at the top boundary

nuclide advection and nuclide adsorption are reduced,

- depending on the salinity, the problem specifications and the boundary conditions applied, the heterogeneity of a porous medium can increase the vertical nuclide transport substantially compared to a homogeneous medium with an estimated equivalent permeability and porosity.

Conclusions

If calculating the transport of the contaminated solution only with freshwater, the transport of nuclides will be overestimated. However, the cases calculated by GRS showed that contaminated brine solutions, considering dense brine or salinity-dependent liquid density, mainly propagate in a horizontal direction. Here, recirculating flows are to be expected. This can limit the vertical nuclide transport significantly.

In case of other possible distributions of the hydrogeological units, the variable salinity can influence the flows and the nuclide transport to an even greater degree.

The TOUGH2/EOS7R code, further developed by GRS regarding the non-linear nuclide adsorption, can be employed for analysing the nuclide transport in the case of salinity-dependent liquid density in a complex two- or three-dimensional heterogeneous configuration with highly space-dependent hydrogeological properties. For a quantitative verification of the present scoping studies, comparative analyses should be performed with similar computer codes, such as d³f.

V. Javeri

postulating that the right boundary is impermeable.

In summary, it can be concluded from several two- and three-dimensional analyses that

Additional calculations considering dispersion and different boundary conditions show that possible dispersion effects can be enveloped relatively good by means of appropriate diffusion coefficients reducing the computational efforts significantly.

- with increasing brine fraction a recirculating flow may occur which reduces the nuclide transport substantially,
- the nuclide adsorption depending on salinity can influence the nuclide distribution and the nuclide retention significantly; with increasing salinity,

Einfluss der Behälterkorrosion auf das geochemische Milieu im Endlager

In Fachkreisen ist der Begriff „geochemisches Milieu“ weit verbreitet, jedoch gibt es oft nur diffuse Vorstellungen über seine Bedeutung. Der Autor subsummiert unter dem Terminus „geochemisches Milieu“ alle physikalisch-chemischen oder chemischen Umgebungsfaktoren, die Einfluss auf die Löslichkeit eines Schadstoffs haben könnten. Im thermodynamischen Sinne sind dies die Zustandsvariablen Druck, Temperatur und Volumen, sowie die Stoffmengen aller Elemente, die ein betrachtetes System konstituieren. Diese sehr weit gefasste Definition ist zwar wissenschaftlich exakt, jedoch sehr unanschaulich und damit unbrauchbar.

Bei der Behälterkorrosion in einem Endlager fokussiert sich das Interesse auf die Frage nach der Radionuklidlöslichkeit unter den speziellen Randbedingungen metallischer Korrosion in wässriger Lösung. Im engeren Sinne bezieht sich das „geochemische Milieu“ bei dieser Fragestellung somit auf die Parameter pH-Wert, Leitfähigkeit (Eh) sowie die Präsenz von Phasen, die als Sorptionssenken dienen können. Dabei muss betont werden, dass das Herausgreifen einzelner Parameter willkürlich ist, da – folgt man den Regeln der Gleichgewichtsthermodynamik – alle Konstituenten eines Systems miteinander im Gleichgewicht stehen und sich somit gegenseitig beeinflussen.

Korrosion von Eisen

Abfälle werden oft in Behältern, die im weitesten Sinne aus Stahl und damit hauptsächlich aus Eisen bestehen, in unterirdischen Endlagern gelagert. Dringt Lösung in den Nahbereich eines solchen Endlagers ein, so geht sie an der Oberfläche dieser Behälter komplexe Reaktionen ein. Diese Reaktionen haben zur Folge, dass metallisch gebundenes Eisen der Oxidationsstufe Null (Fe^0) zu kationischem Eisen der Oxidationsstufen Zwei (Fe^{2+}) und/oder Drei (Fe^{3+}) oxidiert und in die wässrige Phase überführt wird (metallische Korrosion).

Grob vereinfacht läuft der Korrosionsprozess wie folgt ab: Die Eisenkorrosion führt primär zur Freisetzung von Fe^{2+} an der Behälteroberfläche. Dabei werden ferner Hydroxidionen und Wasserstoffgas entwickelt. Ist kein Sauerstoff zugegen, bildet sich sekundär $\text{Fe}(\text{OH})_2$ und langfristig Fe_3O_4 (Magnetit). Ist Sauerstoff zugegen, so tritt dieser anstatt Wasser als Oxidationsmittel des Eisens auf. Wird mehr Sauerstoff an die Behälteroberfläche nachgeliefert als die Korrosion verbraucht, oxidiert dieser das in Lösung befindliche zweiwertige Eisen unter Bildung von zunächst gelartigen, über lange Zeiträume sich zu Kristallen formenden, basischen Eisenoxiden. An der Behälteroberfläche kann es unter solchen Randbe-

dingungen zu lokalen, voneinander zu differenzierenden Reaktionsräumen, so genannten Lokalelementen, kommen. An der Bildung solcher Lokalelemente sind oberflächlich Magnetit und basische Eisenoxide beteiligt. Der Halbleiter Magnetit bildet eine Elektronen leitende Schicht auf dem metallischen Eisen aus und fungiert in dieser Modellvorstellung als quasi inerte Kathode. Basische Eisenoxide sind von blättriger Struktur und bilden permeable Schuppen, welche oberflächlich Lösung einschließen. Diese Zonen setzen primär zweiwertiges Eisen frei und fungieren als Anode. Ausmaß und Geschwindigkeit des Korrosionsprozesses werden vom Verhältnis zwischen kathodisch und anodisch wirksamen Anteilen von Lokalelementen gesteuert. Dieses Verhältnis wird vom Salzgehalt der Lösung, von der Zusammensetzung der gelösten Salze und dem pH-Wert beeinflusst.

Obwohl die genaue Erforschung der zugrunde liegenden Reaktionsmechanismen nicht Gegenstand der GRS-Arbeiten ist, können auf Basis der vorhergehenden Ausführungen folgende Feststellungen machen:

- Der pH-Wert an der Oberfläche eines Einlagerungsbehälters hat einen großen Einfluss auf Kinetik und Reaktionsprodukte der Korrosion. Gleichzeitig beeinflussen die ablaufenden Reaktionen den pH-Wert. Es ist daher falsch

davon auszugehen, dass sich bei der Korrosion der pH-Wert der Lösung unabhängig einstellt. Je nachdem, welches Verhältnis zwischen (Lösungserfülltem) Porenraum und Behälteroberfläche im Nahfeld eines Endlagers besteht, wird der „Gleichgewichts“-pH-Wert von der Korrosion massiv beeinflusst.

- Die Korrosion ist ein kinetischer Prozess. Die Art der Reaktionsprodukte und die Korrosionsrate (mithin also die Korrosionsbeständigkeit des Einlagerungsbehälters) hängen von den hydrodynamischen Eigenschaften des umgebenden Milieus ab: Wie schnell und mit welcher Konzentration wird Sauerstoff nachgeliefert? Wie schnell werden Reaktionsprodukte von der Oberfläche fortgeführt? Wie viel Wasser steht an der Behälteroberfläche zur Verfügung und wie schnell kann weiteres Wasser nachgeführt werden?
- Der Verlauf und der Einfluss der Korrosion auf das geochemische Milieu können **nicht** durch eine thermodynamische Gleichgewichtsrechnung alleine, sondern immer nur in Verbindung mit einem Transport- und einem vermutlich speziell zu entwickelndem Oberflächenreaktionsmodell berechnet werden.

Bausteine für die Modellierung der Eisen-Korrosion

Die Kenntnis und die Berechenbarkeit bestimmter, geochemischer bzw. thermodynamischer Größen sind wichtige Bausteine für die Modellierung der Eisenkorrosion. Beispielhaft sind zu nennen:

- Die Zusammensetzung bzw. die Speziesaktivitäten der Lösung, die sich im Nahfeld entwickelt und den Ausgangspunkt für weitere Reaktionen auf der Behälteroberfläche darstellt.
- Die Berechnung von Einzelionenaktivitäten des zwei- und dreiwertigen Eisens im unmittelbar an der Oberfläche angrenzenden Lösungsvolumen sowie die Berechnung des pH-Werts.
- Ein Speziationsmodell für das dreiwertige Eisen, das bei pH-Werten über Eins

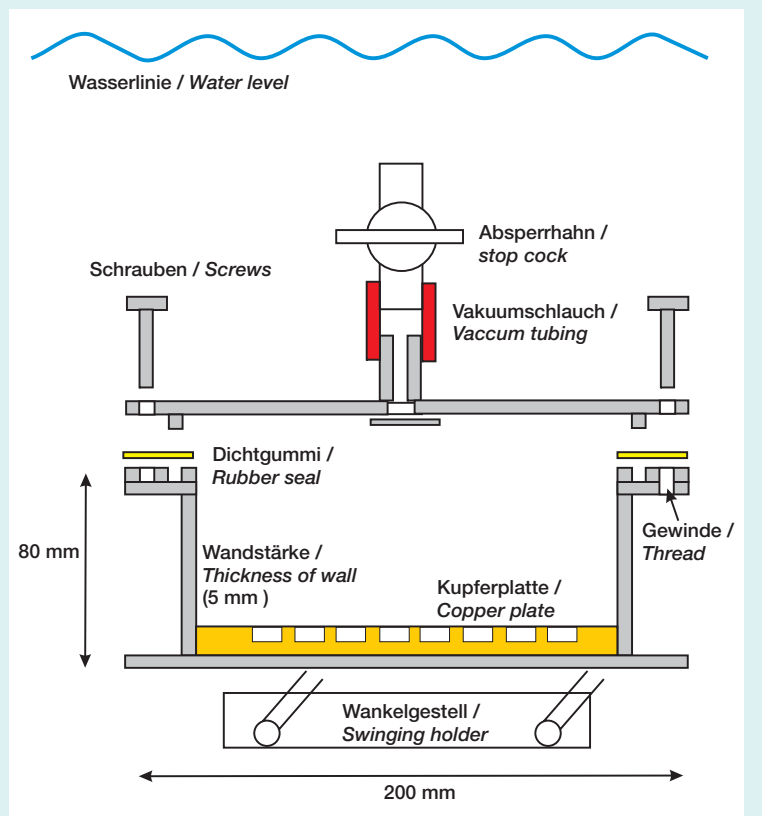
Schematischer Aufbau eines isopiesticen Topfs / *Schematic design of an isopiestic chamber*

Topf und Deckel wurden aus je einem Stück Turbinenstahl gedreht. Auf dem Boden des Topfs liegt eine Kupferplatte mit kreisförmigen Vertiefungen, die so bemessen sind, dass in jede ein Tiegel aus korrosionsbeständigem Tantal passt. Die Vertiefungen geben den Tantaliegeln einerseits Halt, andererseits bewirken die hierdurch vergrößerten Kontaktflächen zwischen Kupferplatte und Tiegel eine optimierte Einstellung des thermischen Gleichgewichts, denn durch Verdampfung und Kondensation von Wasser wird den Lösungen Wärme entzogen oder hinzugefügt.

Zu Beginn des Versuchs werden die Tiegel mit den eingewogenen Lösungen in die Vertiefungen der Kupferplatte gestellt. Anschließend wird der Deckel aufgesetzt und verschraubt. Über das Absperrventil wird der Topf evakuiert, woraufhin sich im Gasraum über den Tiegel eine reine Wasserdampf-atmosphäre bildet. Schließlich wird der Topf in einem großen mit Wasser gefüllten Aquarium auf ein Gestell gestellt, das durch leichte Schaukelbewegungen eine schnellere Durchmischung der Lösungen in den Tiegel bewirkt. Das Wasser im Aquarium wird auf exakt 298,15 K eingeregelt.

Chamber and cover were rotary-drilled from a piece of turbine steel each. On the bottom of the chamber, there is a copper plate with circular depressions that are dimensioned for the insertion of one open cup made of corrosion-resistant tantalum each. On the one hand, the depressions hold the tantalum cups and, on the other hand, the contact surfaces between copper plate and cups increased by it lead to an optimised thermal equilibrium, because heat is transferred from or to the solutions by vaporisation and condensation.

At the beginning of the tests, the cups are put into the depressions of the copper plate with the initial solutions. After that, the cover is put on and screwed. Via the stop cock, the chamber is evacuated which leads to the formation of a pure water vapour atmosphere in the gas space above the open cups. Finally, the chamber is put on a slowly rocking rack in a large aquarium filled with water which leads to a faster mixing of the solutions in the cups. The water in the aquarium is adjusted to exactly 298.15 K.



▲ Schematischer Aufbau eines isopiesticen Topfs und die in der GRS im Betrieb befindliche Apparatur zur isopiestic Bestimmung von Wasseraktivitäten. Erkennbar ist ein thermostatisiertes Aquarium, in dem sich vier „Töpfe“ (entsprechend vier Isoaktivitätslinien) befinden. Rechts oben taucht der Thermostat ein.

Schematic design of an isopiestic chamber and the equipment used at GRS for the isopiestic determination of water activities. The figure shows a thermostated aquarium with four “chambers” (corresponding to four isoactivity lines). Top right, a thermostat is immersed.

in wesentlichen Anteilen komplexiert vorliegt. Für alle Komplex-Spezies des dreiwertigen Eisens müssen die jeweiligen Einzelionenaktivitäten ebenfalls berechenbar sein.

- Die Entwicklung von Komplexbildungskonstanten für alle relevanten Spezies des dreiwertigen Eisens. Diese müssen mit den für das vorgenannte Speziationsmodell entwickelten Parametern kompatibel sein und daher simultan mit diesen ermittelt werden.
- Die Entwicklung von Löslichkeitskonstanten für bestimmte, die Löslichkeit von Eisen im Nahbereich limitierende feste Phasen. Auch die Löslichkeitskonstanten müssen kompatibel zu den für das gewählte Speziationsmodell ermittelten Parametern sein.

Die Berechenbarkeit von Einzelionenaktivitäten für zwei- und dreiwertiges Eisen ist ein wichtiger Baustein für die Modellierung metallischer Korrosion. Sie stellt ein komplexes Problem dar, an dem international bereits viel gearbeitet wurde. Aufgrund seiner ausgeprägten Neigung zur Hydrolyse und der damit verbundenen Vielfalt an Spezies in wässriger Lösung bedarf es insbesondere für das dreiwertige Eisen neuartiger Ansätze. Als einen ersten Schritt auf das Ziel hin, die Modelle der metallischen Korrosion mit geochemischen Modellen zu verknüpfen, ergriff GRS die Initiative und führte in einem Forschungsvorhaben internationale Arbeiten und eigene Forschungsergebnisse zusammen.

Grundlegende GRS-Untersuchungen für die thermodynamische Modellierung von zwei- und dreiwertigem Eisen in hoch salinaren Lösungen

Zur Berechnung von Einzelionenaktivitäten und Löslichkeiten in hoch salinaren Lösungen wird in der GRS das Modell von Pitzer verwendet. Dieses erweitert den bekannten Ansatz von Debye-Hückel um Terme, die spezifische Ion-Ion-Wechselwirkungen explizit berücksichtigen. Im Falle des Eisens

bedeutet dies, dass sowohl für Fe^{2+} als auch Fe^{3+} aus experimentellen Daten Koeffizienten (so genannte „Pitzer-Parameter“) bestimmt werden müssen.

Eine Stärke des Pitzer-Ansatzes besteht darin, dass mit Pitzer-Parametern, die in Zwei- oder Dreionensystemen bestimmt wurden (so genannte „binäre“ oder „ternäre“ Systeme), auch wesentlich kompliziertere Systeme beschrieben werden können. Darum „reduzieren“ sich die zu untersuchenden Systeme auf alle mit Fe^{2+} oder Fe^{3+} möglichen binären oder ternären Subsysteme mit Na^+ , K^+ , Mg^{2+} , Ca^{2+} , Cl^- und SO_4^{2-} .

Prinzipiell sind für die experimentelle Bestimmung von Pitzer-Parametern alle Verfahren geeignet, die es erlauben, für ein System neben der Zusammensetzung gleichzeitig Daten zu messen, die auf die Aktivität einer oder mehrerer Spezies zurückschließen lassen. Dies soll beispielhaft anhand von Messungen der Wasseraktivität und der Löslichkeit aufgezeigt werden:

Wasseraktivitäten in eisenhaltigen Lösungen

Die Messung von Wasseraktivitäten bei bekannter Lösungszusammensetzung ist ein brauchbares Mittel, um Pitzer-Parameter zu ermitteln. Wasseraktivitäten können entweder durch direkte Dampfdruckmessungen oder durch isopiestic Messungen bestimmt werden. Das Prinzip der letztgenannten Methode besteht darin, dass man unbekannte Messlösungen mit bekannten Referenzlösungen in einem gemeinsamen isothermen Gasraum (nachfolgend „Topf“ genannt) äquilibriert. Für die Referenzlösungen muss der Zusammenhang zwischen Zusammensetzung und Wasseraktivität bekannt sein. Da sich innerhalb des isolierten Systems in allen Reaktionsgefäßen dieselbe Wasseraktivität einstellt, ist dadurch auch eine indirekte Bestimmung in den Messlösungen (beispielsweise Eisenlösungen) möglich.

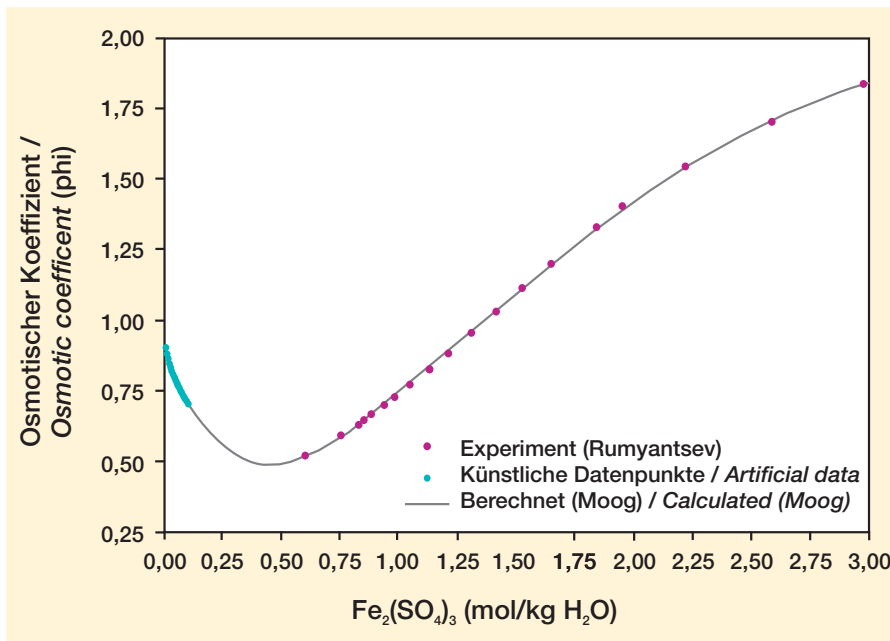
Stellt man nun durch gezielte Einwaagen Ausgangslösungen des Typs $\text{MX-CA-H}_2\text{O}$ her (M , C = Kation; X , A = Anion), in denen die Anteile von MX zu CA systematisch variiert werden, so stellen sich als Ergebnis

einer Äquilibrierung in einem isopiesticen Topf Gleichgewichtslösungen ein, die untereinander gleiche Wasseraktivität aufweisen. Ihre molale Zusammensetzungen, aufgetragen als $m(\text{MX})$ über $m(\text{CA})$, zeigen häufig (aber nicht immer!) einen linearen Verlauf. Man spricht dann von „Isoaktivitätslinien“. Die Achsenabschnitte solcher Isoaktivitätslinien stellen untereinander isoaktive, jeweils binäre Lösungen in Bezug auf die Teilsalze MX oder CA dar. Daraus folgt, dass die binären Wechselwirkungen zwischen M und X bzw. C und A (beispielsweise $\text{Fe}^{2+} - \text{Cl}$ oder $\text{Fe}^{3+} - \text{SO}_4$) beschreibenden Pitzer-Parameter jeweils aus den Endpunkten von Isoaktivitätslinien entwickelt werden müssen. In jedem Topf kann in einem Versuch nur genau ein Wert für den Zusammenhang zwischen Wasseraktivität und Konzentration des Teilsalzes MX und CA gewonnen werden. Für die Entwicklung von ternären Wechselwirkungen zwischen M-C , M-C-X , M-C-A , M-X-A oder C-X-A beschreibenden Pitzer-Parametern stehen alle anderen Punkte auf einer Isoaktivitätslinie zur Verfügung.

Da die Zusammensetzung der eingewogenen Lösungen genau bekannt ist und da während der Gleichgewichtseinstellung zwischen den Tiegeln nur Wasser ausgetauscht werden kann (dies ist eine Voraussetzung für die Anwendbarkeit dieses Verfahrens!), werden die Gleichgewichtskonzentrationen indirekt durch eine zweite Wägung der Tiegel bestimmt.

Die Untersuchung des Systems $\text{Fe}_2(\text{SO}_4)_3 - \text{H}_2\text{SO}_4 - \text{H}_2\text{O}$ führte Rumyantsev im Rahmen eines Unterauftrags am Institut für Chemie der St. Petersburger Universität durch. Reine Fe(III) -Sulfat Lösungen lassen sich wegen der starken Hydrolyseneigung des dreiwertigen Eisens nur schwer untersuchen bzw. führen unter Umständen zu schwer interpretierbaren Resultaten. Durch das Ansäuern mit Schwefelsäure lässt sich die Bildung von Hydroxokomplexen des Eisens zurückdrängen. Da hierdurch dem Wasser keine weitere flüchtige Komponente zugefügt wird, ist die isopiestic Untersuchung dieses Systems möglich.

Jede der 19 ermittelten Isoaktivitätslinien kann durch ein Polynom zweiten Grades in guter Näherung auf einen Schwefelsäure-



▲ Osmotische Koeffizienten für das System Fe(III) - SO_4 - H_2O . Die hier dargestellten experimentellen Daten wurden durch Extrapolation auf eine Schwefelsäurekonzentration = Null der Isoaktivitätslinien des Systems $\text{Fe}_2(\text{SO}_4)_3$ - H_2SO_4 - H_2O berechnet. Der über der Konzentration aufgetragene osmotische Koeffizient stellt ein Maß für die Wasseraktivität dar.

Osmotic coefficients for the system Fe(III) - SO_4 - H_2O . The experimental data presented here were calculated via extrapolation to a sulfuric acid concentration = zero of the isoactivity curves of the system $\text{Fe}_2(\text{SO}_4)_3$ - H_2SO_4 - H_2O . Water activity can be calculated from the osmotic coefficient plotted over the concentration axis.

gehalt = Null extrapoliert werden. Die so gewonnenen Zusammensetzungen entsprechen theoretischen, so nicht realisierbaren Lösungen von nicht hydrolysiertem, dreiwertigem Eisen in einer neutralen Lösung. Anhand dieser Daten wurden Pitzer-Parameter für die Wechselwirkung Fe^{3+} - SO_4^{2-} berechnet.

Da keine Daten für Fe(III)-Konzentrationen kleiner als 0,6 mol/kg vorliegen, erfasst der durch die Anpassung abgedeckte Konzentrationsbereich nur Werte, die darüber liegen. Es kann daher keine Aussage darüber gemacht werden, wie gut die dargestellten Parameter osmotische Koeffizienten für kleinere Fe(III)-Konzentrationen abbilden können. Um zu gewährleisten, dass die berechneten osmotischen Koeffizienten für sehr kleine Konzentrationen gegen Eins streben, wurden den experimentellen Daten „künstliche Datenpunkte“ hinzugefügt. Dazu wurden unter Einbeziehung von Komplexbildungskonstanten für $\text{Fe}(\text{OH})_2^+$, $\text{Fe}(\text{OH})_3^+$, $\text{Fe}(\text{OH})_3(\text{aq})$, $\text{Fe}(\text{OH})_4^-$, $\text{Fe}_2(\text{OH})_2^{4+}$, $\text{Fe}_3(\text{OH})_4^{5+}$,

FeCl_2^+ , FeCl_3^+ , $\text{FeCl}_3(\text{aq})$, FeSO_4^+ und $\text{Fe}(\text{SO}_4)_2^-$ für ebenso viele Konzentrationen zwischen 0 und 0,01 mol/kg der osmotische Koeffizient berechnet wie experimentelle Daten vorlagen und diesen zugefügt. Für eine korrekte Gewichtung der künstlichen Datenpunkte wurde bei der Anpassung ferner davon ausgegangen, dass der „Messfehler“ dem Mittelwert jener experimenteller Daten entspricht.

Der ermittelte Parametersatz für dieses System gilt jedoch nur exakt für den Konzentrationsbereich, für den experimentelle Daten vorliegen. Aktivitäts- und Speziationberechnungen bei niedrigeren Konzentrationen und damit höheren pH-Werten erfordern weitere Untersuchungen bei kleinen Fe-Konzentrationen unter Hinzunahme von Speziationsbestimmungen.

Für die Analyse des Systems Fe(II)-Cl- H_2O wurden Arbeiten von Rumyantsev und Daten aus der wissenschaftlichen Literatur herangezogen. Daten für binäre Wechsel-

wirkungen wie für Fe(II)-Cl- H_2O sind insofern grundlegend, als die mit ihnen ermittelten Pitzer-Parameter in die Berechnung von Pitzer-Parametern für komplexere Lösungen, in denen Fe(II)-Cl- H_2O ein Subsystem darstellt, mit eingehen.

Löslichkeiten in eisenhaltigen Lösungen

Das Ziel von Löslichkeitsversuchen ist es, die Zusammensetzung einer gesättigten Lösung in Beziehung zur Löslichkeitskonstante einer (oder mehrerer) mit dieser Lösung im Gleichgewicht stehenden Mineralphasen zu bringen. Aus einer solchen Beziehung lassen sich Pitzer-Parameter für die in Lösung befindlichen Spezies errechnen.

Das Ansetzen eines Löslichkeitsversuches besteht darin, dass bestimmte Massen der erforderlichen Salze zusammen mit Wasser in Glasgefäße eingewogen, verschraubt und in thermostatisierten Wasserbädern unter stetigem Rühren bei 298,15 K unter Ausschluss des Luftsauerstoffs gelagert werden.

Hat sich das Gleichgewicht nach Tagen oder Monaten eingestellt, werden Zusammensetzung und Dichte der Lösung bestimmt. Dazu werden die vom Bodenkörper entnommenen Proben sowohl röntgendiffraktometrisch als auch nasschemisch charakterisiert.

Als Beispiel sei hier das System Fe(II)-NaCl- H_2O aufgeführt. Erkennbar sind die in isopiesticen Versuchen aufgenommenen Isoaktivitätslinien, die die ungesättigten Bereiche des dargestellten Phasendiagramms beschreiben. Die mit „NaCl“ und „ $\text{FeCl}_2 \cdot 4\text{H}_2\text{O}$ “ gekennzeichneten Abschnitte stellen Zustandspunkte dar, an denen eine der beiden genannten Mineralphasen stabil wird, d. h. aus der gesättigten Lösung als Bodenkörper ausfällt. Auch in diesem Diagramm stellen die durchgezogenen Linien bereits das Ergebnis von Modellierungen dar, die mithilfe der in diesen Experimenten ermittelten Pitzer-Parameter durchgeführt wurden. Die Pitzer-Parameter werden dabei simultan mit allen isopiesticen und Löslichkeitsdaten und für beide Subsysteme

mit gleichem Kation angepasst; im vorliegenden Beispiel also simultan für die Systeme Fe(II)-Na-Cl-H₂O und Fe(II)-Na-SO₄-H₂O (hier nicht dargestellt).

Löslichkeitsdiagramme können für alle ternären Subsysteme des Systems Fe(II),Fe(III) – Na,K,Mg,Ca – Cl,SO₄ – H₂O bestimmt und gemeinsam mit den entsprechenden Isoaktivitätslinien für die Berechnung von Pitzer-Parametern verwendet werden.

Schlussbetrachtung

Mit verhältnismäßig einfachen Experimenten können Daten erzeugt werden, die es erlauben, die Chemie des Eisens auch in komplexeren Lösungen vorzuberechnen. Gleichwohl muss an dieser Stelle nochmals betont werden, dass für das **drei-**

wertige Eisen erst die Hälfte des Weges zurückgelegt wurde. Insbesondere für die Berechnung des für die Modellierung von Redoxreaktionen so wichtigen Eh-Wertes ist die Möglichkeit der Berechnung von Aktivitäten des zwei- **und** des dreiwertigen Eisens aber wesentlich.

Die in zurückliegenden Forschungsprojekten erhobenen Daten für Fe³⁺ stellen einen wichtigen Schritt in Richtung dieses Ziels dar, sind jedoch alleine nicht ausreichend. Zukünftige Berechnungsmodelle müssen die bei relevanten pH-Werten dominante Erscheinung tretenden komplexen Spezies des dreiwertigen Eisens explizit berücksichtigen und für diese Pitzer-Parameter bestimmen. Hierfür sind spektroskopische Methoden und Titrationsexperimente in Erwägung zu ziehen.

Fe₃O₄ (magnetite) in the long run. In the presence of oxygen, the oxygen is the oxidant for the iron. If more oxygen is transported to the surface than used in the corrosion process, it oxidises the divalent iron in solution under formation of iron oxides that are gel-like at the beginning and, over long periods of time, form basic ferric oxides. Under such boundary conditions, locally separated reaction spaces, so-called local galvanic elements, are formed at the surface of the containers. Magnetite and basic iron oxides are involved in the formation of such local elements at the surface. The semiconductor magnetite forms an electron-conducting layer on the metallic iron and acts in this model assumption as quasi inert cathode. Basic iron oxides have a foliated structure whose permeable scales enclose solution at the surface. These zones primarily release divalent iron and act as anode. Extent and velocity of the corrosion process depend on the ratio between cathodically and anodically acting local elements. This ratio is influenced by the salt content of the solution, the composition of the dissolved salt and the pH value.

Although the detailed investigation of the underlying reaction mechanisms are not object of the GRS work, the following statements can be made on the basis of the above explanations:

- The pH value at the surface of containers for waste disposal greatly influences the kinetics and reaction products of the corrosion. At the same time, the reactions that take place influence the pH value. Therefore, it is wrong to assume that the respective pH value of the solution is reached independently. Depending on the ratio between (solution-filled) pore space and container surface in the near field of a repository, the "equilibrium" pH value is massively influenced by corrosion.
- Corrosion is a kinetic process. The type of reaction products and the corrosion rate (thus, also the corrosion resistance of the containers) depend on the hydrodynamic properties of the surrounding environment: How fast

Influence of Container Corrosion on the Geochemical Environment in a Repository

Among experts, the term "geochemical environment" is widely used, but often there are only diffuse ideas about its meaning. Under the term "geochemical environment", the author subsumes all physical-chemical or chemical environmental factors that might influence the solubility of a contaminant. In the thermodynamic sense, these are the state variables pressure, temperature and volume, as well as the masses of all elements that constitute the system under consideration. This very broad definition is scientifically exact but not very illustrative, thus being unusable.

Regarding the container corrosion in a repository, the interest is focussed on the question of radionuclide solubility under the special boundary conditions of metallic corrosion in aqueous solution. In this narrower sense, the "geochemical environment" in connection with this question refers to the parameters pH, electrical conductivity / redox potential (Eh) and the presence of phases that may serve as sorbents. In this respect, it has to be pointed out that the singling out of individual parameters is arbitrary since – if applying the rules of equilibrium thermodynamics – all constituents of the system are in equilibrium with each other and thus influence each other.

Iron corrosion

Wastes are often stored in underground repositories in containers that consist, in the broadest sense, of steel and thus mainly of iron. If solution enters into the near field of such repository, it gets involved in complex reactions at the surface of these containers. Due to these reactions, metallic-bound iron with an oxidation state of zero (Fe⁰) oxides to cationic iron with an oxidation

state of two (Fe²⁺) and/or three (Fe³⁺) and is transferred to the aqueous phase (metallic corrosion).

Simplified, the corrosion process is as follows: The iron corrosion primarily leads to the release of Fe²⁺ at the container surface. Further, this also leads to the formation of hydroxide ions and hydrogen gas. The absence of oxygen secondarily leads to the formation of Fe(OH)₂ and of

and with which concentration oxygen is supplied to the surface? How fast are reaction products released from the surface? How much water is available at the container surface and how fast is more water going to approach?

- The reaction path of the corrosion and its influence on the geochemical environment **cannot** be calculated by means of thermodynamic modelling alone, but only in combination with a transport model and a surface reaction model that probably has to be developed especially for this purpose.

Fundamentals for the modelling of iron corrosion

The knowledge about and calculability of specific, geochemical and thermodynamic parameters are important fundamentals for the modelling of iron corrosion. Examples are:

- The composition or activities of species in aqueous solution which are generated in the near field representing the basis for further reactions at the container surface.
- The calculated single-ion activities of the di- and trivalent iron in the solution volume adjacent to the surface and the calculated pH value.
- A speciation model for the trivalent iron which at pH values greater than 1 predominantly is complexed. For all complex species of the trivalent iron, the respective single-ion activities also have to be calculable.
- The development of complex formation constants for all relevant species of the trivalent iron. These have to be compatible with the above-mentioned parameters and thus to be calculated simultaneously with them.
- The development of solubility constants for specific solid phases limiting the solubility of iron in the near field. In addition, the solubility constants also have to be compatible with

the parameters calculated for the speciation model chosen.

The calculability of single-ion activities for di- and trivalent iron is an important fundamental for the modelling of metallic corrosion. It represents a complex problem that has already been dealt with to a large extent internationally. Due to its extreme inclination to hydrolysis and the variety of species in aqueous solution connected with it, new approaches are required especially for the trivalent iron. As a first step towards this goal, GRS took the initiative and within the framework of a research project combined international work and own results.

Basic GRS studies for the thermodynamic modelling of di- and trivalent iron in highly saline solutions

For the calculation of single-ion activities and solubilities in highly saline solutions, the Pitzer model is applied at GRS. This model extends the well-known Debye-Hückel approach by terms that explicitly account for specific ionic interactions. In the case of iron, this means that both for Fe^{2+} and Fe^{3+} coefficients (so-called "Pitzer parameters") have to be determined on the basis of experimental data.

One of the strengths of the Pitzer approach is that by means of the Pitzer parameters, determined in systems with two or three ions (so-called "binary" or "ternary" systems), systems can be described that are even much more complicated. Therefore, the systems to be considered are "reduced" to all binary or ternary subsystems with Na^+ , K^+ , Mg^{2+} , Ca^{2+} , Cl^- und SO_4^{2-} containing Fe^{2+} or Fe^{3+} .

In principle, all those methods are appropriate for the experimental determination of Pitzer parameters which allow for the determination of speciation in aqueous solution and the activity of one or more species simultaneously. This shall be exemplified in the following chapters with measurements of water activity and solubility.

Water activities in ferric solutions

The measurement of water activities for known solution compositions is a useful approach to determine Pitzer parameters. Water activities can either be determined by direct vapour pressure measurements or by isopiestic measurements. The principle of the latter is to equilibrate solutions of interest with known reference solutions in a common isothermal gas space (in the following referred to as "chamber"). For the reference solutions, the relationship between composition and water activity has to be known. Since at equilibrium within the isolated system the same water activity is attained in all open cups, this also allows for their indirect determination in the solutions of interest (for example iron-containing solutions).

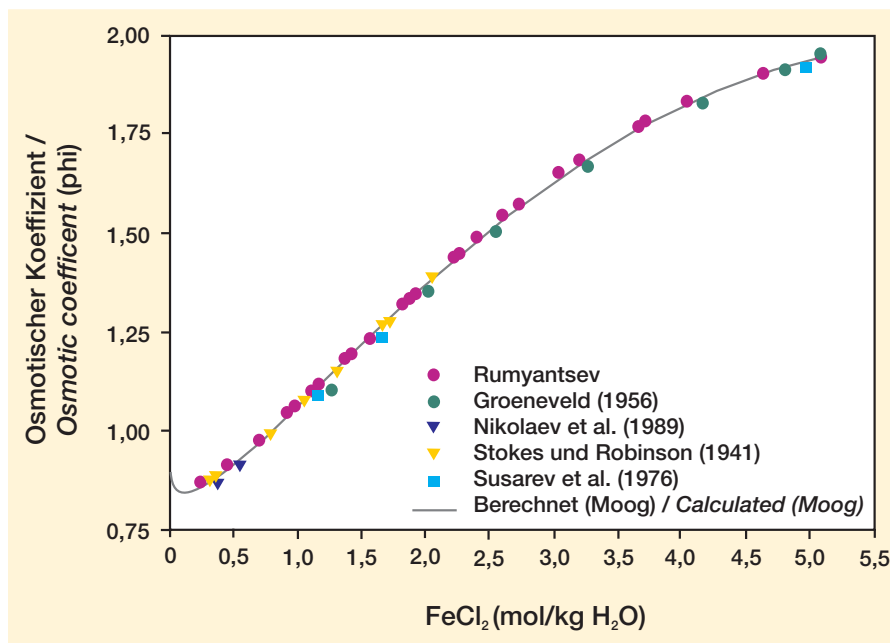
Having prepared initial solutions of the type $\text{MX-CA-H}_2\text{O}$ (M, C = cation; X, A = anion) where mass fractions of MX to CA are varied systematically, equilibration in an isopiestic chamber produces solutions (reference ones and those of interest) which exhibit the same water activity. Their molal compositions, plotted as $m(\text{MX})$ over $m(\text{CA})$, referred to as "isoactivity lines", often (**not always!**) are linear. The axis intercepts of such isoactivity curves represent isoactive, binary solutions with regard to the constituent salts MX or CA. From this it follows that the Pitzer parameters describing the binary interactions between M and X and C and A alone (for example $\text{Fe}^{2+} - \text{Cl}$ or $\text{Fe}^{3+} - \text{SO}_4$) have to be derived from the end points of isoactivity lines. In each chamber, only one value per experiment can be determined for the interrelation between water activity and concentration of the constituent salts MX and CA. For the determination of Pitzer parameters describing ternary interactions between M-C, M-C-X, M-C-A, M-X-A or C-X-A, all other points at the isoactivity curve are applicable.

Since the composition of the initial solutions is exactly known and since during attainment of equilibrium only water can be exchanged between the open cups (this is a prerequisite for the applicability of this method!), the equilibrium concentrations are indirectly determined by a second weighing of the open cups.

The system $\text{Fe}_2(\text{SO}_4)_3 - \text{H}_2\text{SO}_4 - \text{H}_2\text{O}$ was analysed by Dr. Rumyantsev within the framework of a subcontract at the Institute of Chemistry of the St. Petersburg University. Due to the extreme inclination to hydrolysis of ferric (trivalent) iron, it is very difficult to analyse pure Fe(III)-sulfate solutions and the analysis might lead to results that are difficult to interpret. The formation of ferric hydroxo complexes can be suppressed by acidification with sulphuric acid. Here, the isopiestic analysis of this system is possible because no further volatile component is added to the water.

Each of the 19 isoactivity curves determined can be extrapolated by a second order polynomial to a sulfuric acid concentration = zero in good approximation. The compositions determined this way are theoretical solutions of non-hydrolysed trivalent iron in neutral solution that cannot be realised experimentally. On the basis of these data, Pitzer parameters were calculated for the $\text{Fe}^{3+} - \text{SO}_4^{2-}$ interaction.

Since there are not data available for Fe(III) concentrations lower than 0.6 mol/kg, the concentration range covered by the estimation of Pitzer parameters is valid for values exceeding this concentration level only. Thus, it is not possible to give a statement on how good the parameters presented can model the osmotic coefficients for lower Fe(III) concentrations. In order to ensure that the calculated osmotic coefficients for very low concentrations tend towards One, the experimental data were supplemented with "artificial data". For this purpose, osmotic coefficients were calculated for diluted solutions between 0 and 0.01 mol/kg taking into consideration the complex Fe(III)-species $\text{Fe}(\text{OH})^{2+}$, $\text{Fe}(\text{OH})_2^+$, $\text{Fe}(\text{OH})_3(\text{aq})$, $\text{Fe}(\text{OH})_4^-$, $\text{Fe}_2(\text{OH})_2^{4+}$, $\text{Fe}_3(\text{OH})_4^{5+}$, FeCl^{2+} , FeCl_2^+ , $\text{FeCl}_3(\text{aq})$, FeSO_4^+ und $\text{Fe}(\text{SO}_4)_2^-$, whose stability constants were taken from the NAGRA/PSI database. To avoid undue bias, as many concentrations between 0 and 0.01 mol/kg as experimental data were generated. For a correct weighing of the artificial data, the adjustment was also based on the assumption that the "measurement error" of artificial



▲ Osmotische Koeffizienten im System Fe(III)-Cl-H₂O. Literaturdaten von Groeneveld (1956), Nikolaev et al. (1989), Stokes und Robinson (1941) und Susarev et al. (1976).

Osmotic coefficients in the system Fe(III)-Cl-H₂O. Literature data from Groeneveld (1956), Nikolaev et al. (1989), Stokes and Robinson (1941) and Susarev et al. (1976).

points corresponds to the mean value of those of the experimental data.

However, the calculated parameter set for this system is only valid exactly for the concentration range for which experimental data are available. Activity and speciation calculations with low concentrations and thus higher pH values require further investigation at low Fe concentrations under consideration of speciation of ferric iron.

For the analysis of the system Fe(III)-Cl-H₂O, studies of Rumyantsev and data from scientific literature were referred to. Data for binary interactions, such as for Fe(II)-Cl-H₂O, are in so far fundamental as the Pitzer parameters determined with them are considered in the calculation of Pitzer parameters for more complex solutions, where Fe(II)-Cl-H₂O represents a subsystem.

Solubility in ferric solutions

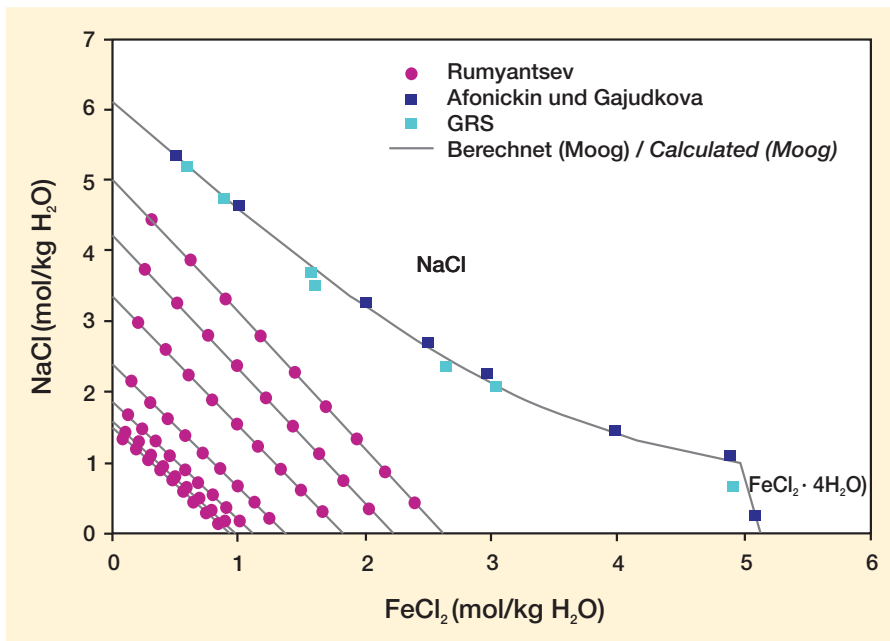
The objective of solubility experiments is to determine the interrelation between the composition of a saturated solution and the solubility constant of one (or more)

mineral phases that are in equilibrium with this solution. On the basis of such an interrelation, Pitzer parameters can be calculated for the species in solution.

For a solubility experiment, certain masses of the necessary salts are weighed into glass flasks, together with water, closed and stored in thermostated water bathes under continuous stirring at 298.15 K with absence of atmospheric oxygen.

After attainment of equilibrium (taking days or months), composition and density of the solution are determined. The solid is characterised by both X-ray diffractometric and by wet analysis.

As an example, the system Fe(II)-Na-Cl-H₂O is presented here. The isoactivity lines determined in isopiestic experiments are shown that describe the unsaturated areas of the presented phase diagram. The sections marked with "NaCl" and "FeCl₂·4H₂O" represent points at which one of the two mineral phases mentioned becomes stable, i. e. precipitates from the saturated solution as solid at the bottom. Also in this diagram, the solid lines already



▲ Löslichkeitsdiagramm des Systems Fe(II)-Na-Cl-H₂O. Referenzen: A = Afonickin und Gajdukova 1975. Im untersättigten Bereich sind die ermittelten Gleichgewichtskonzentrationen bei den isopiesticen Versuchen dargestellt. Alle zu einer Linie gehörenden Zustandspunkte stellen Lösungen dar, die untereinander gleiche Wasseraktivität aufweisen. Die mit „NaCl“ und „FeCl₂ · 4H₂O“ gekennzeichneten Abschnitte stellen Zustandspunkte dar, an denen eine der beiden genannten Mineralphasen stabil wird, d. h. aus der gesättigten Lösung als Bodenkörper ausfällt. Auch in diesem Diagramm stellen die durchgezogenen Linien bereits das Ergebnis von Modellierungen dar, die mithilfe der in diesen Experimenten ermittelten Pitzer-Parameter durchgeführt wurden.

Solubility diagram of the system Fe(II)-Na-Cl-H₂O. References: A = Afonickin and Gajdukova 1975. In the undersaturated area, the measured equilibrium concentrations in isopiestic experiments are represented. All points on one curve represent solutions which have the same water activity. The sections marked with "NaCl" and "FeCl₂ · 4H₂O" represent points at which one of the two mineral phases mentioned becomes stable, i. e. precipitates from the saturated solution as solid at the bottom. Also in this diagram, the solid lines already represent the result of model calculations performed by means of Pitzer parameters derived from these experiments.

represent the result of model calculations performed by means of Pitzer parameters derived from these experiments. In the presented example, Pitzer parameters were estimated simultaneously with all isopiestic and solubility data and for the two subsystems with the same cation; thus, in the present example simultaneously for the systems Fe(II)-Na-Cl-H₂O and Fe(II)-Na-SO₄-H₂O (not illustrated here).

Solubility diagrams can be determined for all ternary subsystems of the system Fe(II), Fe(III) – Na, K, Mg, Ca – Cl, SO₄ – H₂O and used, together with the corresponding isoactivity lines, for the calculation of Pitzer parameters.

Conclusion

Data can be generated with relatively simple experiments which allow to precalculate the chemistry of iron even in more complex solutions. Anyhow, it has to be pointed out again that for the **trivalent iron** only half of the way has been done. Particularly for the calculation of the Eh value, being so important for the modelling of redox reactions, the possibility of calculating the activities of the di- **and** trivalent iron is essential though.

The data acquired in the previous research projects for Fe³⁺ represent an important step towards this objective, but they alone

are not sufficient. Future calculation models explicitly have to consider the complex species of trivalent iron that dominantly occur at relevant pH values and to determine Pitzer parameters for them. In this respect, spectroscopic methods and titration experiments have to be taken into consideration.

H. C. Moog

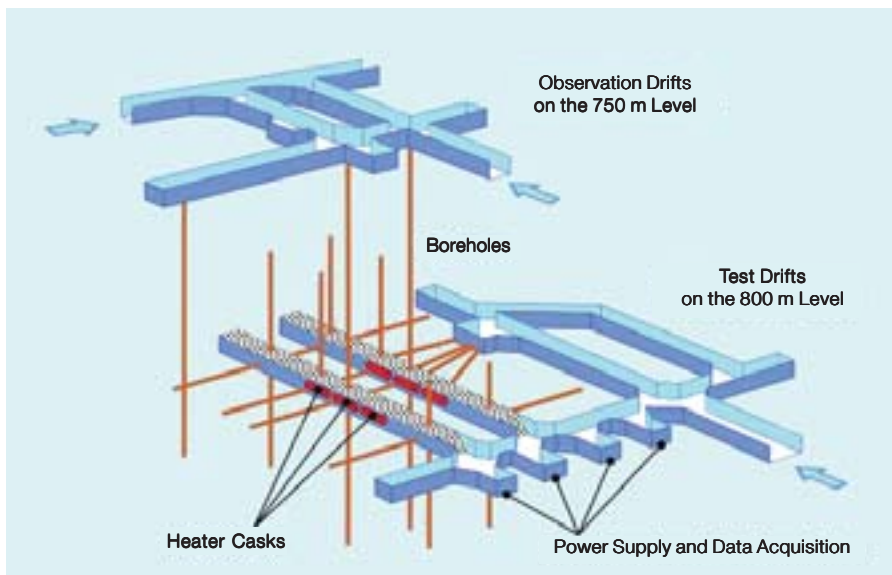
Literatur / References

- Afonickin, O. V.; Gajdukova, T. I. (1975): Rastvorimost' solej v sistemach NaCl-FeCl₂-H₂O i MgCl₂-FeCl₂-H₂O, Trudy Vsesoyuz. Nauch.-Issledovatel Inst. Gal-urgii, Ministersvo Khim. (74), 30-34.
- Groeneveld, A. (1956): Ein Beitrag zur Thermodynamik konzentrierter wässriger Lösungen, Ph. D. Thesis (), 62 S.
- Hummel, W.; Berner, U.; Curti, E.; Pearson, F. J.; Thoenen, T. (2002): Nagra / PSI Chemical Thermodynamic Data Base 01/01, Technical Report 02-16, ISSN 1015-2636.
- Nikolaev, V. P.; Dikaya, N. N.; Stanish-Levitska, M.; Vorob'ev, A. F. (1989): Activity coefficients of Iron(II) sulfate in the systems FeSO₄-H₂O and FeSO₄-FeCl₂-H₂O at 298 K, The Journal of general chemistry of the USSR (59,2), 241-244.
- Pabalan R. T. and Pitzer K. S. (1987) Thermodynamics of concentrated electrolyte mixtures and the prediction of mineral solubilities to high temperatures for mixtures in the system Na-K-Mg-Cl-SO₄-OH-H₂O. Geochim. Cosmochim. Acta (51) 2429-2443.
- Pitzer K. S. (1973) Thermodynamics of electrolytes I. Theoretical basis and general equations. J. Phys. Chem. (77) 268-277.
- Pitzer K. S. and Kim J. J. (1974) Thermodynamics of electrolytes IV. Activity and osmotic coefficients for mixed electrolytes. J. Am. Chem. Soc. (96) 5701-5708.
- Pitzer K. S. (1975) Thermodynamics of electrolytes V. Effects of higher-order electrostatic terms. J. Solution Chem. (4) 249-265.
- Stokes, R. H.; Robinson, R. A. (1941): A thermodynamical study of bivalent metal halides in aqueous solution. Part VIII. The activity coefficient of ferrous chloride, Trans. Faraday Soc. 419-421.
- Susarev, M. P.; Gorelik, L. I.; Toikka, A. M.; Lyzlova, R. V.; Ponomarev, Yu. L. (1976): Vapor pressure of water over ferrous chloride solutions, J. Appl. Chem. USSR (Engl. Transl.) (49), 1086-1089.

Zuverlässige Prognosen zum Langzeitverhalten von Salzgrusversatz im Endlager für radioaktive Abfälle

Die Endlagerung in tiefen geologischen Formationen, wie z. B. im Steinsalz, ermöglicht den langfristig sicheren Ausschluss radioaktiver Abfälle von der Biosphäre. Die Langzeitsicherheit des Endlagers wird dabei durch ein kombiniertes Mehrbarrierensystem aus geotechnischen Barrieren und Wirtsgestein gewährleistet. Jedes Teilsystem – z. B. Streckenverfüllungen, Bohrloch-, Schacht- oder Kavernenverschlüsse – muss im System eine spezifische Aufgabe übernehmen.

Der Bund und die Europäische Union fördern seit vielen Jahren interdisziplinäre Forschungen, um die Auslegung und den Bau von Endlagern zu optimieren und die Prognosen zum Langzeitverhalten des Mehrbarrierensystems zu verbessern. Von 1990 bis 1999 wurde im Rahmen des BMFT-Projektes „Direkte Endlagerung“ der Simulationsversuch „Thermische Simulation der Streckenlagerung – (TSS-Versuch)“ im Forschungsbergwerk Asse durchgeführt. Im Projekt BAMBUS II (**B**ackfill **a**nd **M**aterial **B**ehaviour in **U**nderground **S**alt Repositories) wurden Nachuntersuchungen zur Absicherung der erzielten Messergebnisse vorgenommen. An den abschließenden Arbeiten waren als Projektpartner neben der GRS das Forschungszentrum Karlsruhe (FZK), die Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) in Hannover, die Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern für Abfallstoffe (DBE) in Peine und das Institut für Gebirgsmechanik (IfG) in Leipzig beteiligt. Internationale Partner waren die niederländische Nuclear Research and Consultancy Group (NRG), die spanische Universidad Politécnica de Catalunya (UPC) in Barcelona, die Gruppe G.3S der französischen École Polytechnique in Palaiseau sowie das Department of Energy der USA (US/DOE).



▲ Versuchsfeld im Forschungsbergwerk Asse. Die beiden Versuchsstrecken auf der 800-m-Sohle der Asse sind jeweils 70 m lang, 3,5 m hoch und 4,5 m breit. Hier wurden je drei Pollux-Behälterattrappen mit einer Länge von 5,5 m, einem Durchmesser von 1,5 m und einer Masse von 65 t eingelagert.

Test field at the Asse research mine. The two test drifts on the 800-m level are 70 m long, 3.5 m high and 4.5 m wide. In each test drift, three Pollux dummies with a length of 5.5 m, a diameter of 1.5 m and a mass of 65 t were deposited.

Das Projekt BAMBUS gliederte sich in drei Aufgabenbereiche:

- Untersuchung des Wirtsgesteins einschließlich der Auflockerungszone in der Umgebung der untertägigen Einlagerungsräume,
- Untersuchung des Versatzmaterials Salzgrus und
- Untersuchungen des Korrosionsverhaltens von Behältermaterialien.

Numerische Simulationen des gekoppelten thermo-hydro-mechanischen Verhaltens des Wirtsgesteins Steinsalz und des Versatzmaterials Salzgrus ergänzten die in situ- und Laboruntersuchungen im TSS-Versuch. Durch den Vergleich der Simulationsergebnisse mit den über einen relativ langen Zeitraum erzielten Messergebnissen konnten die aus früheren Laboruntersuchungen abgeleiteten Stoffmodelle weitgehend bestätigt werden.

TSS-Versuch im Forschungsbergwerk Asse

Zur Simulation der direkten Endlagerung bestrahlter Brennelemente in Pollux-Behältern wurden von 1990 bis 1999 im Forschungsbergwerk Asse je drei elektrisch beheizte Pollux-Behälterattrappen in zwei parallele Versuchsstrecken auf der 800-m-Sohle eingelagert. Im Verlauf des mehr als acht Jahre andauernden Versuchs wurden die Behälter auf Temperaturen zwischen 170°C und 210°C erwärmt. Das gebirgsmechanische Verhalten des umliegenden Steinsalzgebirges und des Streckenversatzes wurde durch eine Vielzahl geotechnischer Messungen beobachtet.

Ziele des TSS-Versuches waren,

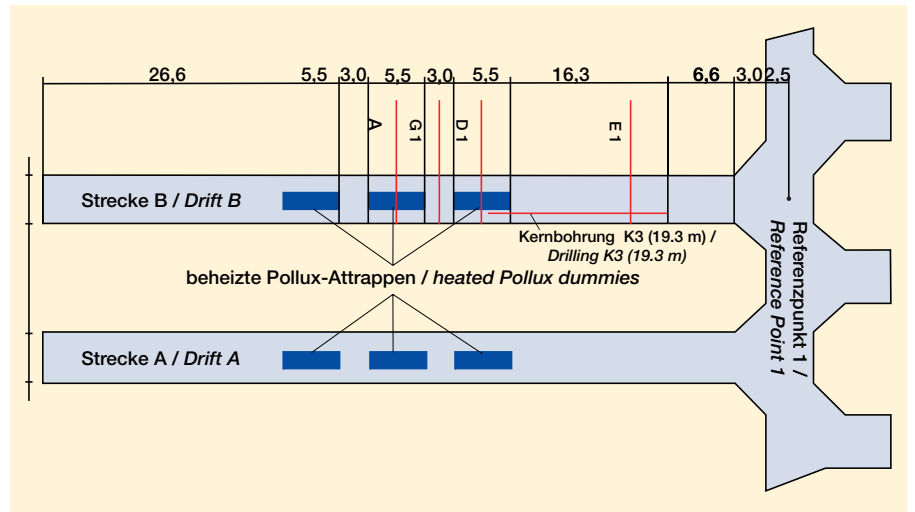
- die Kompaktion des Streckenversatzes infolge wärmeinduzierter Spannungen und der daraus resultierenden beschleunigten Konvergenz der Einlagerungsstrecken zu untersuchen und
- die vorhandenen Material- und Rechenmodelle im Hinblick auf verlässliche Endlager-Langzeitprognosen zu überprüfen und gegebenenfalls zu verbessern.

Nach einer Abkühlphase zwischen Februar 1999 bis August 2000 schlossen sich Nachuntersuchungen im Rahmen des Projektes BAMBUS II bis April 2003 an. Dabei wurden aus einer der Versuchsstrecken Proben des kompaktierten Versatzmaterials, zwei Behälterattrappen und eine Vielzahl von Messinstrumenten zurückgewonnen.

Die GRS übernahm bei den Nachuntersuchungen die Aufgabe, die mechanischen und hydraulischen Eigenschaften des kompaktierten Versatzes im Labor zu analysieren sowie die eingesetzten Messinstrumente auf ihre Zuverlässigkeit und Messgenauigkeit nach der langen Versuchsdauer zu überprüfen und zu recalibrieren.

Kompaktion des Salzversatzes im TSS-Versuch

Die Aufheizphase begann am 25. September 1990. Bereits nach fünf Monaten wurde auf der Behälteroberfläche die maximale Temperatur von 210°C erreicht. Bis zum Versuchsende am 1. Februar 1999 sank sie auf ca. 170°C ab. Dies war auf die zunehmende Wärmeleitfähigkeit des kompaktierenden Versatzmaterials zurückzuführen.



▲ Grundriss des Versuchsfeldes mit Probenahmequerschnitten. B bis L1 kennzeichnen Schnitte, in denen ausgewählte Messungen durchgeführt wurden.

Ground plan of the test field with sampling cross sections. Selected measurements were performed in sections B to L1.

Das Aufheizen bewirkte im umgebenden Gebirge ebenfalls einen raschen Temperaturanstieg. Die dadurch induzierten Gebirgsspannungen beschleunigten die Konvergenz der Versuchsstrecken und führten zur Kompaktion des Versatzes. Die Versatzporosität nahm in mehr als acht Ver-

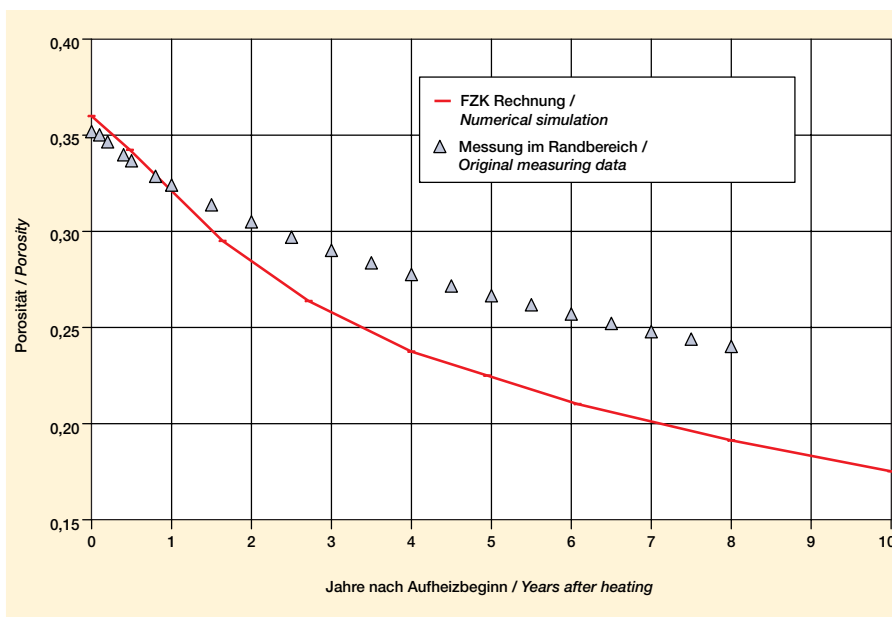
suchsjahren von ursprünglich 35 Prozent auf ca. 20,6 – 24,5 Prozent ab.

Der Vergleich von Mess- und Rechenergebnissen (Pudewills, 1998) zeigte, dass die Streckenkonvergenz, die Abnahme der Versatzporosität und die Zunahme der Versatzkompaktion im Zentralbereich des Versuchs scheinbar langsamer verliefen als in den Rechnungen prognostiziert. Demzufolge hätte sich das Versatzmaterial in situ wesentlich steifer verhalten als in Laborexperimenten, auf deren Basis die verwendeten Kompaktionsmodelle entwickelt worden waren.

Nachuntersuchungen zwischen August 2000 und Mai 2001 ermöglichten es, die Diskrepanz zwischen Mess- und Rechenergebnissen aufzuklären und nicht repräsentative Messergebnisse von der Auswertung auszuschließen.

Nachuntersuchung der Porositätsverteilung im TSS-Versatz

Laboruntersuchungen an Versatzproben aus dem zentralen Erhitzerbereich im Messquerschnitt B+1 (direkt neben Querschnitt A) ergaben eine mittlere Porosität von rund 20 Prozent. Dieser Wert stimmt recht gut



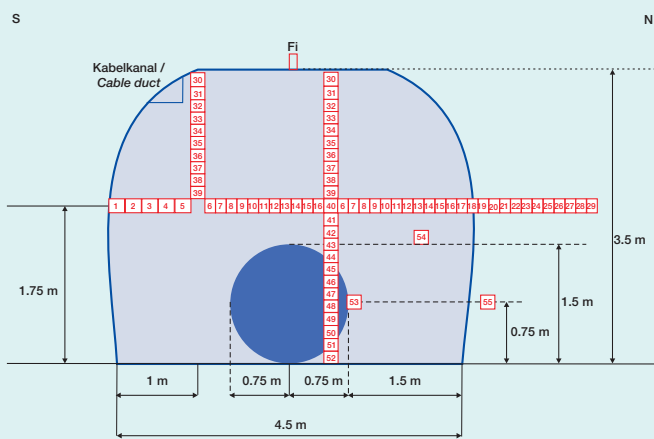
▲ Porositätsentwicklung im Randbereich der Erhitzer; Vergleich von Mess- und Rechenergebnissen (Pudewills, 1998)

Porosity development in the edge zone of the heater; comparison between the measured and calculated results (Pudewills, 1998)

Nachuntersuchung der Porositätsverteilung im TSS-Versatz / Post-test investigation of the porosity distribution in the TSDE backfill

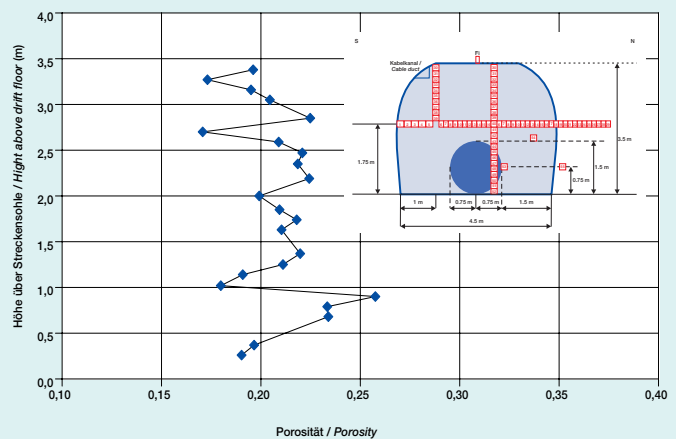
Die aus korrigierten Konvergenzdaten abgeleiteten in situ Porositäten für den zentralen Erhitzerbereich zeigen eine deutlich bessere Übereinstimmung mit den Ergebnissen der Prognoserechnungen. Es ergibt sich eine Porosität am Ende der Aufheizung von ca. 20 Prozent, die mit den nachuntersuchten Proben gut übereinstimmt.

The in-situ porosities for the central heater zone derived from corrected convergence data show a considerably better agreement with the results of the prediction calculations. At the end of the heating period, the porosity was about 20 percent, which agrees well with the value calculated for the samples subjected to post-test analyses.



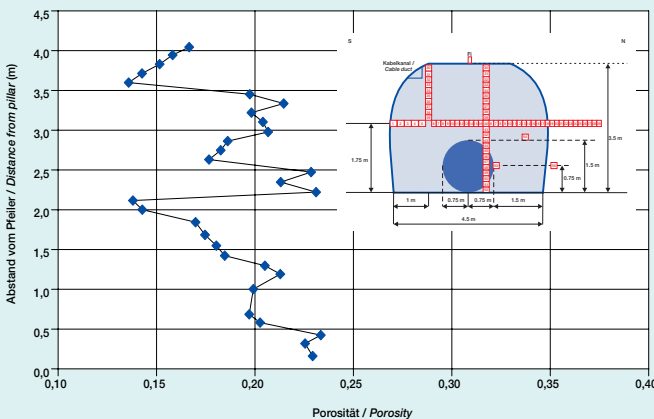
▲ Probenprofile am Streckenquerschnitt B+1

Sample profiles at drift cross section B+1



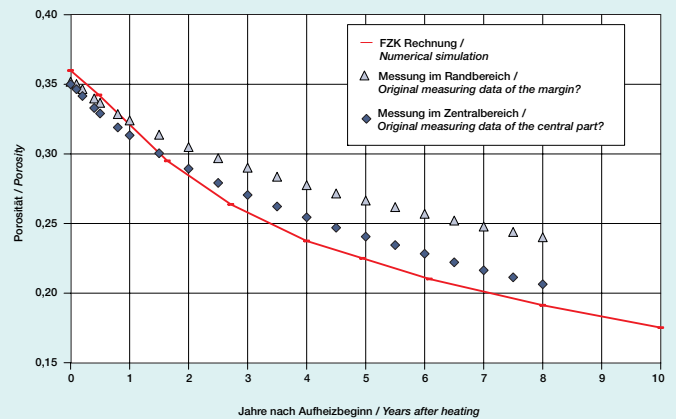
▲ Vertikalverteilung der Versatzporosität am Streckenquerschnitt B+1

Vertical distribution of the backfill porosity at drift cross section B+1



▲ Horizontalverteilung der Versatzporosität am Streckenquerschnitt B+1

Horizontal distribution of the backfill porosity at drift cross section B+1



▲ Porositätsentwicklung im zentralen Erhitzerbereich

Porosity development in the central heater zone

mit der von Pudewills (1998) berechneten Endporosität von 18 Prozent überein, womit die numerischen Modelle weitgehend bestätigt werden. Gleichzeitig stellte sich heraus, dass die aufgrund von Messgeberausfällen bei den bisherigen Auswertungen verwendeten Konvergenzmessdaten aus den randlichen Erhitzerbereichen deutlich von denjenigen im zentralen Erhitzerbereich abweichen.

Um nachträglich dennoch in situ Werte für diesen Bereich und damit für einen zulässigen Vergleich mit den 2D-Simulationsergebnissen zur Verfügung zu stellen, wurden die Messwerte des Querschnittes G1 herangezogen, die während der ersten beiden Jahre der Heizphase fast identisch mit den gemessenen Konvergenzen im Messquerschnitt B+1 waren. Mit den Daten dieses Gebers wurden in situ Porositätswerte

für den Querschnitt B+1 mithilfe eines neuen Ansatzes berechnet, in welchem zusätzlich zu früheren Auswertungen nunmehr auch das Volumen des nicht kompaktierbaren Polluxbehälters berücksichtigt wird.

Die aus den so korrigierten Konvergenzmessungen für den zentralen Erhitzerbereich abgeleiteten in situ Porositäten von ca. 20 Prozent zeigen eine deutlich bessere

re Übereinstimmung mit den Ergebnissen der Prognoserechnungen.

Nachuntersuchung des Kompaktions- und Festigkeitsverhaltens des TSS-Versatzes

Kompaktionsverhalten

Bei früheren Laboruntersuchungen zur Ableitung der Stoffmodelle wurde stets lockeres Versatzmaterial verwendet. An Proben aus dem im in situ Versuch kompaktierten Versatz sollte nun untersucht werden, ob sich die Eigenschaften des über acht Jahre im in situ Experiment kompaktierten Versatzes deutlich von denen des bisher im Labor verwendeten lockeren Versatzes unterscheiden.

Die an Großbohrkernen des TSS-Versuchs im Labor durchgeführten Kompaktionsversuche wurden mit dem auf der Basis früherer Laboruntersuchungen entwickelten Modell von Zhang (1993) simuliert. Die Rechenergebnisse stimmen recht gut mit den neuen Laborergebnissen überein, wodurch bestätigt wird, dass das Materialverhalten des im TSS-Versuch kompaktierten und des in früheren Laborversuchen verwendeten lockeren Versatzes vergleichbar ist und die vorhandenen Modellansätze somit vertrauenswürdige Ergebnisse liefern.

Die Versuche zeigten ferner, dass die Steifigkeit bzw. Stützwirkung des Versatzes mit zunehmender Kompaktion schnell ansteigt und damit der Weiterentwicklung von Auflockerungszonen in der Streckenumgebung deutlich entgegenwirkt.

Festigkeitsverhalten

Mit triaxialen Druckversuchen wurde das Festigkeitsverhalten des kompaktierten TSS-Versatzes charakterisiert. Sechs Großbohrkerne wurden dazu in der großen GRS-Triaxialzelle bei ansteigendem Manteldruck mehrstufig belastet.

Die Laborversuche zeigten, dass niedrige Anfangsporositäten zu höheren Festigkeiten führen. Die Werte von grobkörnigem Salzgrus mit einer maximalen Korngröße über

16 mm, die von verschiedenen Autoren ermittelt wurden, sind gut miteinander vergleichbar. Gravierende Unterschiede sind nicht festzustellen. Generell zeigt Salzgrus eine niedrige Kohäsion kleiner 0,6 MPa, aber einen großen Reibungswinkel von 43° – 53°. Eine Erhöhung der Temperatur führte zu einer Zunahme der Kohäsion zwischen den Salzkörnern. Damit steigt die Tragfähigkeit des Versatzes im höheren Temperaturbereich an, wodurch eine Stabilisierung des durch die Hohlräumstellung gestörten Gebirges bewirkt wird.

Schlussfolgerungen

Die am Versatzmaterial des TSS-Versuchs durchgeführten geotechnischen Nachuntersuchungen führten zu einer wichtigen Korrektur der im in situ Experiment aufgrund von Messgeberausfällen zunächst unterschätzten Versatzkompaktion. Mit den neuen Messdaten der Porositätsverteilung konnten die in Prognoserechnungen verwendeten Stoffmodelle weit gehend bestätigt werden.

Der kompaktierte Salzversatz zeigt mechanische Eigenschaften, die sehr gut mit Daten vergleichbar sind, die in früheren Labor-

versuchen an lockerem Material gewonnen wurden. Die aus den früheren Laborversuchen abgeleiteten Modelle werden damit auch durch das mechanische Verhalten des im in situ Experiment kompaktierten Versatzes bestätigt.

Der Versatz zeigt niedrige Kohäsion aber große Reibung zwischen den Salzkörnern. Eine Erhöhung der Temperatur führt zu einer Zunahme der Kohäsion und somit zur Erhöhung der Festigkeit. Mit zunehmender Kompaktion nimmt die Tragfähigkeit des Versatzes deutlich zu.

Die Ergebnisse zeigen, dass es möglich ist, die Temperatur-, Spannungs- und Verformungsfelder im Gebirge und im Versatz mithilfe der entwickelten Stoffmodelle hinreichend zu prognostizieren. Es verbleiben jedoch Inkonsistenzen bei der Modellierung des zeit- und temperaturabhängigen Materialverhaltens, die der Aufklärung durch weitere gezielte Laboruntersuchungen bedürfen. Mit den vorhandenen Ansätzen ist jedoch schon heute eine vertrauenswürdige Prognose des Endlager-Langzeitverhaltens möglich.

Reliable Predictions on the Long-term Behaviour of Crushed Salt Backfill in a Repository for Radioactive Wastes

The disposal of radioactive wastes in deep geological formations, as e. g. rock salt, provides the possibility of long-term safe isolation of radioactive wastes from the biosphere. In this respect, the long-term safety of the repository is ensured by a combined multi-barrier system comprising geotechnical barriers and host rock. Each subsystem – e. g. backfilled drifts, borehole, shaft or cavity seals– has to fulfil a specific task within the system.

For many years, the Federal Government and the European Union have been sponsoring interdisciplinary research activities to optimise the design and construction of repositories and to improve the predictions on the long-term performance of the multi-barrier system. From 1990 to 1999, the simulation test "Thermal Simulation of Drift Emplacement – (TSDE test)" was performed within the framework of the BMFT project "Direct Disposal of Spent Fuel" at the Asse research mine. Post-test studies were performed within the framework of the BAMBUS II (Backfill and Material Behaviour in Underground Salt Repositories) project to verify the measuring results achieved. Besides GRS, the project partners Forschungszentrum Karlsruhe (FZK), the Federal Institute for Geosciences and Natural Resources in Hanover (BGR), the German Service Company for the Construction and Operation of Waste Repositories in Peine (DBE) and the Institut für Gebirgsmechanik in Leipzig (IfG) were involved in the final work. International partners were the Dutch Nuclear Research and Consultancy Group (NRG), the Spanish Technical University of Catalonia in Barcelona (UPC), the G.3S group of the French École Polytechnique in Palaiseau and the Department of Energy of the USA (US/DOE).

The BAMBUS project comprised three tasks:

- Investigation of the host rock including the excavation disturbed zone (EDZ) around underground disposal rooms,
- investigation of the backfill material crushed salt, and
- investigation of the corrosion behaviour of container materials.

Numerical simulations of the coupled thermo-hydro-mechanical behaviour of the host rock rock salt and the backfill material crushed salt supplemented the in-situ and the laboratory investigations in the TSDE test. By comparison of the simulation results with the measuring results achieved over a relatively long period of time, it was possible to largely confirm the constitutive models derived from previous laboratory studies.

TSDE tests at the Asse research mine

From 1990 to 1999, three electrically heated Pollux dummies have been emplaced in two parallel test drifts each on the 800-m level of the Asse research mine to simulate the direct disposal of spent fuel elements in Pollux casks. In the course of the test with a duration of more than eight years, the casks were heated to temperatures between 170°C and 210°C. The rock-mechanical behaviour of the surrounding salt rock and the drift backfill was observed by a large number of geotechnical measurements.

The objectives of the TSDE test were

- to investigate the compaction of the backfill due to heat-induced stresses and the resulting accelerated convergence of the emplacement drifts, and
- to review the available material and calculation models with regard to reliable long-term assessments of repository performance and to improve them, if necessary.

After a cool-down phase between February 1999 until August 2000, post-test investigations were performed within the framework of the BAMBUS II project until April 2003. Here, samples of the compacted backfill material, two cask dummies and a large number of measuring instruments were retrieved from one of the test drifts.

Within the framework of the post-test investigations, GRS assumed the task to analyse the mechanical and hydraulic properties of the compacted backfill material in the laboratory and to check the applied measuring instruments for reliability and measuring accuracy after the long test period and to recalibrate them.

Compaction of the salt backfill in the TSDE test

Heating was started on 25th September 1990. After only five months, the maximum temperature of 210°C was reached at the cask surface. Until the end of the test on 1st February 1999, the temperature decreased to about 170°C. This was due to the increased thermal conductivity of the compacted backfill material.

The heating also led to a fast temperature increase in the surrounding rock. The rock stresses induced by it accelerated the convergence of the test drifts and led to compaction of the backfill material. The initial backfill porosity of 35 percent decreased over more than eight test years to about 20.6 – 24.5 percent.

The comparison between the measured and calculated results (Pudewills, 1998) showed that the evolution of drift convergence, decrease of the backfill porosity and the increase of backfill compaction in the central part of the test field seemed to be slower than predicted in the calculations. Accordingly, the behaviour of the backfill material would have been much stiffer in situ than in the laboratory experiments on whose bases the applied compaction models had been developed.

The discrepancy between measured and calculated results were clarified by the post-test investigations and not representative

measuring results were excluded from the evaluation.

Post-test investigation of the porosity distribution in the TSDE backfill

Laboratory analyses of samples from the central heater zone in measuring cross section B+1 adjacent to cross section A showed an average porosity of about 20 percent. This value agrees fairly well with the final porosity of 18 percent calculated by Pudewills (1998) so that the numerical models are largely confirmed. At the same time, it showed that the convergence measuring results from the heater edge zones used in previous evaluations due to sensor failures significantly deviate from those in the central test field.

However, to make in-situ values for this zone available, and thus for a reliable comparison with the 2D simulation results, the measured values of the cross section G1 were referred to, which, during the first two years of the heating period, were nearly identical with the measured convergences in the measuring cross section B+1. With the data of this sensor, in-situ porosity values were calculated for the cross section B+1 by means of a new approach in which also the volume of the non-compactable Pollux cask is considered now in addition to previous evaluations.

The in-situ porosities of about 20 percent for the central heater zone derived from the convergence measurements corrected this way show a considerably better agreement with the results of the prediction calculations.

Post-test analysis of the compaction and strength behaviour of the TSDE backfill

Compaction behaviour

In previous laboratory experiments loose backfill material was always used for the development of the constitutive models.

Festigkeitsverhalten / Strength behaviour

Die Beanspruchungen bewirkten im Wesentlichen plastische Verformungen (bzw. eine Konsolidation) des Salzversatzes. Die Erhöhung des Manteldruckes führte zur hohen Steifigkeit und Festigkeit des Materials.

Loading of the samples primarily led to plastic deformations (or a consolidation) of the salt backfill. The increase of the confining pressure resulted in high stiffness and strength of the material.

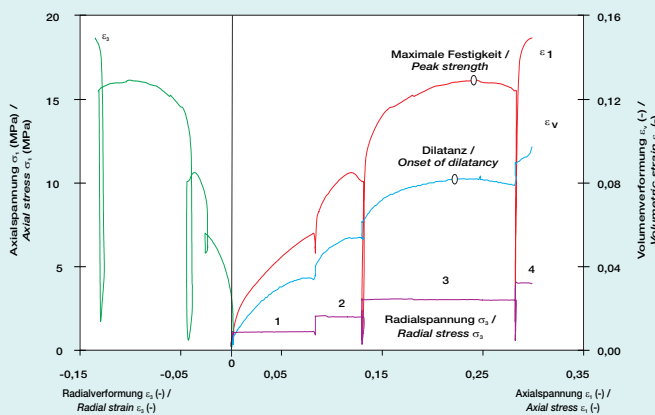


▲ Großbohrkerne aus dem kompaktierten Salzversatz (Durchmesser 280 mm; Länge 510 – 710 mm). Die Porosität der Bohrkerne lag im Bereich von 25,5 – 26,5 Prozent. Die Prüfkörper wurden in der großen GRS-Triaxialzelle bei einer Raumtemperatur von 24°C mit Belastungsgeschwindigkeiten von 0,01 und 1 MPa/min hydrostatisch und deviatorisch kompaktiert.

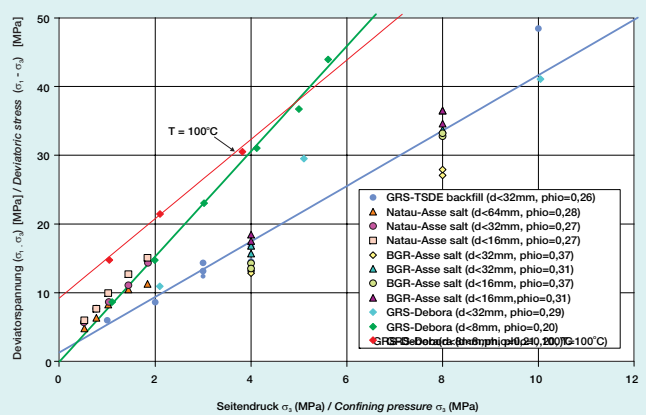
Large drilling cores from the compacted salt backfill (diameter 280 mm; length 510 – 710 mm). The porosity of the drilling cores was in the range of 25.5 – 26.5 percent. The test samples were compacted in the large GRS triaxial cell under hydrostatic and deviatoric stresses at an ambient temperature of 24°C with loading rates of 0.01 and 1 MPa/min.



▲ Prüfkörper nach dem Triaxial-Versuch
Test sample after a triaxial test



▲ Mehrstufiges Kompaktionsverhalten des TSS-Versatzes
Compaction behaviour in multistage tests



▲ Festigkeit des TSS-Versatzes
Strength of the TSDE backfill

With samples of the backfill compacted over eight years during the in-situ test, it was to be investigated whether the properties of the backfill in situ significantly differs from those of the loose backfill used in the laboratory until then.

Compaction tests performed in the laboratory with large drilling cores taken from the compacted backfill in the TSDE test field were simulated with the model of Zhang (1993) developed on the basis of previous laboratory studies. The calculation results agree fairly well with the new laboratory results, which confirms that the behaviour of the material compacted during the TSDE test and that of the loose backfill used in previous laboratory studies is comparable, and thus reliable results are obtained by means of the available model approaches.

Further, the tests showed that the stiffness and supporting effect of the backfill quickly increases with increasing compaction, thus considerably counteracting the further development of excavation disturbed zones in the surrounding area of the drift.

Strength behaviour

The strength behaviour of the compacted TSDE backfill was characterised by means of triaxial pressure tests. For this purpose, six large drilling cores were subjected to triaxial stress conditions in the large GRS triaxial cell with increasing levels of confining pressure.

The laboratory experiments showed that low initial porosity leads to higher strengths. The values of coarse grained salt backfill with a maximum grain size larger than 16 mm, determined by different authors, can be

compared well with each other. Major differences cannot be found. In general, the cohesion of the salt backfill is low with less than 0.6 MPa, but the friction angle is large and varies in the range of $43^\circ - 53^\circ$. Temperature increase resulted in increased cohesion between the salt grains. This increases the load-carrying capacity of the backfill in the higher temperature range which results in a stabilisation of the rock disturbed by excavations.

Conclusions

The geotechnical post-test investigations within the TSDE test led to an important correction of the backfill compaction that had been underestimated in the in-situ experiment due to sensor failures. With the new measured data of the porosity distribution, it was possible to largely confirm the constitutive models applied in the prediction calculations.

The compacted salt backfill shows mechanical properties that can be compared well with data obtained from previous laboratory experiments with loose material. The models derived from previous laboratory experiments are thus also confirmed by the mechanical behaviour of the backfill compacted in the in-situ experiment.

The backfill shows a low cohesion but large friction between the salt grains. Temperature increase results in increased cohesion between the salt grains and thus to increased strength. The load-carrying capacity of the backfill increases significantly with increasing compaction of the backfill.

The results show that it is possible to predict the temperature, stress and

deformation fields in the rock and in the backfill adequately by the constitutive models developed. However, there are still inconsistencies in the modelling of the time- and temperature-dependent material behaviour which need to be resolved by further systematic laboratory experiments. With the available approaches, however, reliable predictions on the long-term behaviour of a repository can already be made today.

T. Rothfuchs, C.-L. Zhang

Literatur / References

- Bechthold, W., T. Rothfuchs, A. Poley, M. Ghoreychi, S. Heusermann, A. Gens & S. Olivella: Backfilling and Sealing of Underground Repositories for Radioactive Waste in Salt (BAMBUS Project), European Commission, EUR 19124 EN, 1999.
- Droste, J., Feddersen, H.-K., Rothfuchs, T.: "Experimental investigations on the backfill behaviour in disposal drifts in rock salt (VVS-Project)", Abschlussbericht zum Forschungsvorhaben „Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten von Versatz in Endlagerstrecken im Salinar (VVS)“, FKZ 02E8805, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-173, 2001.
- Pudewills, A.: „Thermomechanical analysis of the TSS experiment“, Proc. Intern. Congr. Underground Construction in Modern Infrastructure, Stockholm-Sweden, June 7-9, 1998, Balkema Rotterdam, pp.317-323, 1998.
- Testplan zum Demonstrationsversuch „Thermische Simulation der Streckenlagerung“ im Salzbergwerk Asse (Revidierte Fassung)“, Hauptband, Kernforschungszentrum Karlsruhe, 1993.
- Zhang, C., Schmidt, M. W., Staupendahl, G., Heemann, U.: Entwicklung eines Stoffansatzes zur Beschreibung des Kompaktionsverhaltens von Salzgrus. Bericht Nr. 93-73 des Instituts für Statik der Technischen Universität Braunschweig, gemeinsame Veröffentlichung mit dem GSF-Institut für Tief Lagerung Braunschweig, 1993.

5

Übergreifende Fachkoordination General Co-ordination

Die GRS 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. Die damit verbundenen komplexen Aufgaben sind nur durch fachübergreifende Zusammenarbeit zu lösen. Viele unterschiedliche wissenschaftliche Disziplinen bearbeiten 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.

Die übergreifende Fachkoordination umfasst die Abstimmung und Steuerung von Arbeitsprogrammen nach den Wünschen der Auftraggeber, 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. Dabei handelt es sich insbesondere um die Verfolgung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik, die Einschätzung des Sicher-

heitsstatus ausländischer Nuklearanlagen sowie um die Unterstützung ausländischer Behörden und technischer Sicherheitsorganisationen.

Künftig werden auch verstärkt Schwerpunktvorhaben u. a. auf den Gebieten Wissensmanagement und Kompetenzerhalt, Sicherheitsanforderungen, Sicherung und Umwelt zur Neuorientierung und Zukunftssicherung der GRS beitragen.

General Co-ordination

GRS provides interdisciplinary knowledge, advanced methods and qualified data for assessing and improving the safety of technical facilities 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 a project and their analyses and assessments are summarised in an integral safety analysis. This is one of the special 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 according to the customers' requirements, 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

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.

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. Here, the work concentrates on 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.

In future, central projects in the fields of knowledge management and maintenance of competence, safety requirements, physical protection and environment shall increasingly contribute to the reorientation and sustainability of GRS.

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 in der GRS

Wissen ist in unserer Informations- und Wissensgesellschaft ein entscheidender Wettbewerbsfaktor. Ziel des Wissensmanagements ist es, diesen Faktor zu stärken, indem die wissensrelevanten Vorgänge der Identifikation, Akquisition, Teilung, Verteilung, Nutzung, Erhaltung und des Wachstums von Wissen systematisch analysiert werden. Davon ausgehend sollen durch die Entwicklung und den Einsatz von wissensgerichteten Methoden die Wissensprozesse im Unternehmen besser gesteuert werden.

Auslöser in der Reaktorsicherheit für eine eingehende Beschäftigung mit diesem Thema war die Befürchtung, dass mit dem Generationswechsel die Kompetenz verloren geht, die notwendig ist, um Behörden und Sachverständigenorganisationen weiterhin auf dem Stand von Wissenschaft und Technik zu halten und die Sicherheit kerntechnischer Anlagen zu gewährleisten. Die Situation wird verschärft durch einen Mangel an Nachwuchskräften und einem finanziell enger werdenden Umfeld.

Daher beauftragte der BMU die GRS zu untersuchen, inwieweit Methoden des Wissensmanagements geeignet sind, um dem drohenden Kompetenzverlust zu begegnen und ein effizientes, wissensgerichtetes Arbeiten auch in Zukunft zu gewährleisten. In dem Projekt „Technische und organisatorische Voraussetzungen für das Wissensmanagement in der Reaktorsicherheit“ ermittelte die GRS in Zusammenarbeit mit Partnern aus Sachverständigenorganisationen und dem Hochschulbereich die für die Reaktorsicherheit relevanten Methoden und Werkzeuge des Wissensmanagements und entwickelte Konzepte für ein organisationsübergreifendes Wissensmanagement. Damit waren auch die Grundlagen für eigene GRS-Aktivitäten zum Wissensmanagement geschaffen.

Wissensziele und Rahmenkonzept

Eine Voraussetzung für die Steuerung einer wissensbasierten Organisation durch Wissensmanagement ist die Formulierung von Wissenszielen. An diesem Punkt ist das Wissensmanagement sehr eng mit der Unternehmenskultur verbunden. Das Unternehmensleitbild der GRS beschreibt die Grundsätze, Ziele und Strategien, die zu einer offenen, den Wissensaustausch fördernden Unternehmenskultur führen sollen. Das hier ausführlich beschriebene Ziel der Weiterentwicklung der Kernkompetenzen der GRS deckt sich mit den Wissenszielen, die durch Maßnahmen des Wissensmanagements erreicht werden sollen.

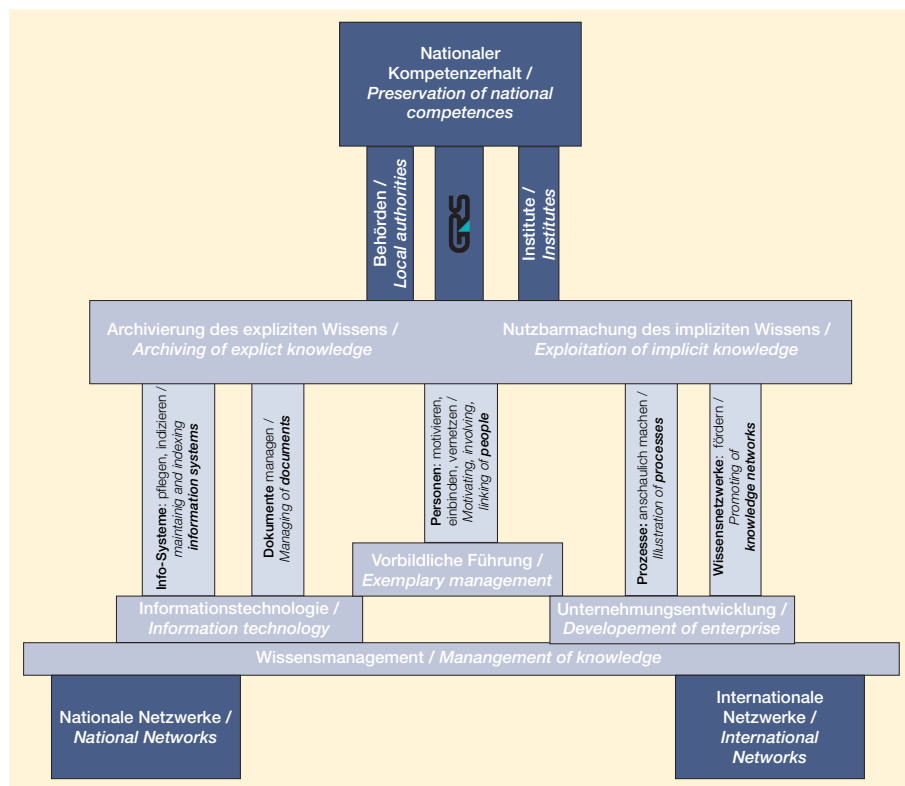
In der Wissensmanagement-Literatur finden sich zahlreiche Wissensmodelle. Darauf aufbauend wurde für die GRS ein Rahmenkonzept entwickelt, eingebettet in das übergeordnete Thema des nationalen Kompetenzerhalts, zu dem neben der GRS auch Behörden und Industrie beitragen sollen. Die Gestaltungsfelder des Konzepts stellen die Komponenten und Methoden dar,

die als wichtige Elemente für das Wissensmanagement in der Reaktorsicherheit identifiziert wurden. Diese Elemente sowie deren aktueller Stand der Umsetzung werden im Folgenden kurz beschrieben.

Stand der Umsetzung

GRS-Portal und Dokumentenmanagement

Die Grundidee eines Portals ist der zentrale, Internet basierte Zugang zu allen Informationsquellen einer Organisation. Solche Quellen sind beispielsweise Informationssysteme, Datenbanken, Weiterbildungsangebote, Gelbe Seiten, Diskussionsforen, Nachrichten und Arbeitsprozesse, die unter einer Nutzeroberfläche zusammengeführt und vernetzt werden. In einem Portal ist meist ein organisationsweites Dokumentenmanagementsystem (DMS) – oftmals als das Gedächtnis der Organisation („corporate memory“) bezeichnet – integriert. Es



▲ Das Rahmenkonzept der GRS zum Wissensmanagement ist in das übergeordnete Thema des nationalen Kompetenzerhalts eingebunden.

The general concept of GRS on knowledge management is integrated into the general issue of national competence maintenance.

unterstützt die Verwaltung und gleichzeitige Bearbeitung von Dokumenten durch mehrere Autoren sowie die Versionshaltung.

Die GRS hat vor einem halben Jahr 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. Das GRS-Portal verfügt über ein DMS, das die Arbeit mehrerer Autoren an einem Dokument durch Ein- und Auschecken und eine leistungsfähige Volltextsuche über alle Dokumentenquellen ermöglicht. Darüber hinaus bietet das Portal einen schnellen Zugang zu vielen Informationsquellen sowie eine Plattform für die GRS-interne Kommunikation.

Durchführung und Unterstützung von Projekten

Bisher sind, im Rahmen von Projekten, zwei Portale zum Auswahlverfahren für Endlagerstandorte (<http://sps-gar02/Esau/>) und zu Themen der Endlagerung (<http://sps-gar02/wasteinfo/>) realisiert worden. Sie sollen dem BMU und dem BfS als Auftraggebern Zugang zu Dokumentbeständen, die von der GRS bzw. dem ISTec zusammengestellt werden, bieten und eigene Recherchen ermöglichen.

In zwei weiteren Projekten entwickelt die GRS im Auftrag des BMU ein Portal für das nationale Informations- und Wissensmanagement für atomrechtliche Zwecke und für die multilaterale regulatorische Zusammenarbeit.

Projektorientiertes Wissensmanagement

Um das projektbezogene Wissen als eine der wichtigsten Wissensquellen der GRS zu erfassen und zu dokumentieren, werden zwei Ansätze verfolgt:

- **Projektakte:** Sie verwaltet elektronisch alle Dokumente, die für das Projekt von Belang sind. Für die Projektakte ist ein eigener Arbeitsbereich im Portal eingerichtet worden (<http://sps-gar01/projektakte/>). Ihre Ablagestruktur wurde

von der Projektbetreuung in Zusammenarbeit mit dem BMU entwickelt.

- **Wissensdokumentation in Projekten:** Ein neuer Textbaustein, der künftig in den Angebotsvorlagen für alle BMU-Projekte enthalten sein wird, sieht vor, dass zu Beginn des Projekts als Ausgangspunkt für die Projektabwicklung der (internationale) Stand von Wissenschaft und Technik und gegebenenfalls bewährte Vorgehensweisen („best practices“) dokumentiert werden. Dieses Dokument wird dann mit den im Projekt erzielten Ergebnissen und Erfahrungen fortgeschrieben.

Wissensfassung und -repräsentation

Die Wissensfassung zielt darauf ab, das Wissen zu akquirieren und in einer Form darzustellen, die von anderen genutzt werden kann. Insbesondere bei der Analyse seltener Ereignisse zeigt sich, dass das Wiederauffinden von relevanten Informationen ein zeitaufwändiger und schwieriger Prozess ist. Die zeitlichen Abstände zwischen vergleichbaren Ereignissen können größer sein als der Verbleib einzelner Experten in ihrer Fachabteilung. Basierend auf den Auswertungsergebnissen der Betriebserfahrung entwickelte die GRS ein Datenbanksystem (ALMA MATER), welches einen gut strukturierten, Browser basierten Zugang zu relevanten Informationen über alterungsrelevante Schadensmechanismen an passiven maschinentechnischen Einrichtungen ermöglicht.

Um Erfahrungen mit einer allgemeineren Form von Erfassung und Repräsentation von Wissen zu sammeln, wurde in einem 2-tägigen Workshop eine strukturierte Darstellung des Fachgebiets „Containment“ in einem Wissensnetz („Ontologie“) entwickelt. Diese anschließend verfeinerte Struktur wird gegenwärtig mit Bezügen zu Wissensquellen gefüllt. Es ist vorgesehen, die Ontologie zum Containment in einem Werkzeug einzusetzen, das es erlaubt, in der Ontologie zu navigieren, sie zu visualisieren und sie als Grundlage für eine gezielte Suche in Datenbeständen der GRS und im Internet zu nutzen.

Einsatz von Werkzeugen zur Zusammenarbeit

Über Internetplattformen lässt sich die Zusammenarbeit innerhalb einer Organisation effizienter gestalten. So dienen diese Plattformen der Kommunikation, der gemeinsamen Dokumentenablage und dem Dokumentenaustausch sowie der Sammlung von Materialien, Unterlagen und Links zum jeweiligen Projekt. Über einen gemeinsamen Kalender mit Aufgabenlisten und Diskussionsforen können Termine diskutiert und festgelegt werden. Die Zusammenarbeit der beteiligten Personen wird durch den Einsatz dieses gemeinsamen Internetarbeitsplatzes effizienter. Ein solches Werkzeug (Quickplace von Lotus) ist zurzeit in zehn nationalen und internationalen Projekten im Einsatz.

Begleitende Maßnahmen

Weitere Maßnahmen, die das Wissensmanagement unterstützen, begleiten die beschriebenen Aktivitäten:

- **Aus- und Weiterbildung:** Im Rahmen des Kompetenzerhalts werden in der GRS neue technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter eingestellt. Das neue Ausbildungskonzept der GRS (siehe „Basisdokumente“ im GRS-Portal) strebt eine gezielte Ausbildung an, indem es die Möglichkeit bietet, individuelle Schwerpunkte zu setzen.
- **Qualitätsmanagement:** Im Rahmen des Qualitätsmanagements wurde eine Prozessbeschreibung für das Wissensmanagement entwickelt. Die Zertifizierung nach ISO 9001 ist für Dezember 2003 vorgesehen.
- **Führungsworkshop:** Wissensmanagement ist nur dann erfolgreich, wenn es von den Führungskräften vorgelebt und unterstützt wird. Auf einem Workshop im März 2003 diskutierten die Führungskräfte der GRS Konzepte und Ansätze für das Wissensmanagement in der GRS.
- **Virtual Private Network (VPN):** GRS-Mitarbeiter oder autorisierte Personen können nunmehr auf die Informations-

systeme der GRS von außerhalb (Heim-Arbeitsplätze, Zugriff auf Reisen) über die VPN-Technik zugreifen.

- **Schnelle Datenleitung:** Die Einführung neuer, für das Wissensmanagement notwendiger IT-Technologien hat die Bereitstellung einer sehr schnellen Datenleitung (34 Mbit/s) zwischen den GRS-Standorten beschleunigt. Seit Juni 2003 werden auch Telefonate

über die schnelle Datenleitung abgewickelt.

Mit den Aktivitäten zum Wissensmanagement und den begleitenden Maßnahmen ist eine tragfähige Infrastruktur geschaffen worden. Ziel der nächsten Entwicklungsschritte wird sein, das Portal mit weiteren Dokumenten und Informationen zu füllen, und die Wissensakquisition und -repräsentation in Richtung Kompetenzerhalt voranzutreiben.

Knowledge Management at GRS

In our information and knowledge society, knowledge is a decisive competitive factor. The aim of knowledge management is to strengthen this factor by analysing relevant processes of identification, acquisition, sharing, dissemination, use, maintenance and growth of knowledge in a systematic approach. On this basis, the knowledge processes in companies shall be better controlled through development and application of knowledge-oriented methods.

In the field of nuclear safety, the initiator for an in-depth look at this issue was the fear that competence gets lost that is necessary to keep authorities and expert organisation up to the state of the art in science and technology and to ensure the safety of nuclear installations. The situation is aggravated by a lack of junior staff and increasing financial restrictions.

For this reason, the BMU commissioned GRS to investigate how far methods of knowledge management are suitable to counteract the imminent loss of competence and to ensure efficient and knowledge-oriented work also in future. Within the framework of a 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") GRS determined, 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. This also served to establish the basis for own GRS activities on knowledge management.

Knowledge objectives and general concept

A prerequisite for the control of a knowledge-based organisation by knowledge management is the formulation of knowledge objectives. In this respect, knowledge management is closely related with the corporate culture. The corporate mission of GRS describes principles, objectives and strategies that shall lead to a corporate culture promoting the exchange of knowledge. The GRS objective of further development of core competences, presented here in detail, agrees with the knowledge objectives that are to be

achieved by knowledge management measures.

There are many knowledge models to be found in the knowledge management literature. On this basis, a general concept was developed for GRS, embedded in the general issue of maintenance of competence at a national level, including authorities and industry. The main areas of this concept represent the components and methods identified as important elements for knowledge management in the field of nuclear safety. These elements and the current state of implementation are briefly presented in the following.

State of implementation

GRS Portal and document management

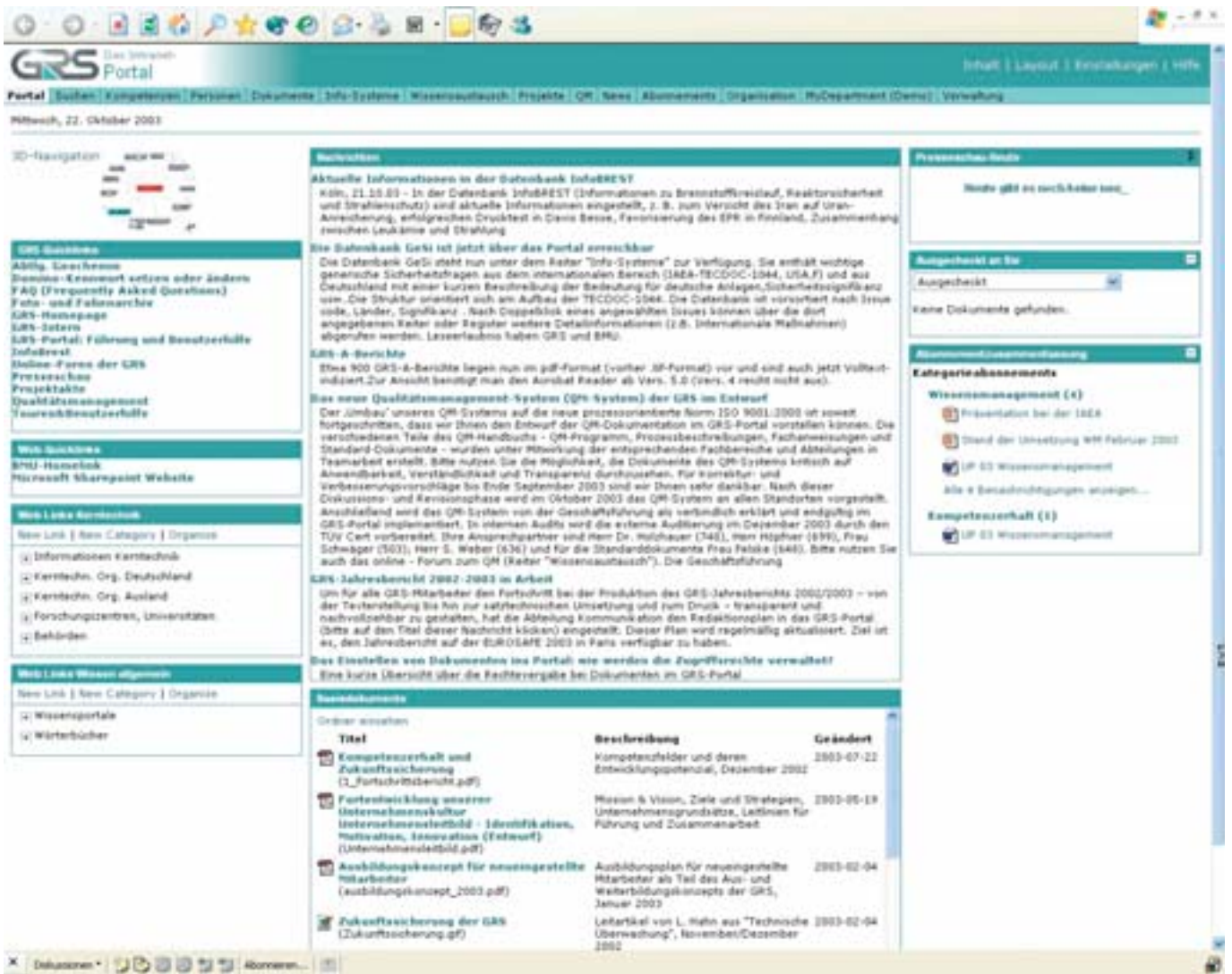
The basic idea of a portal is the central internet-based access to all information sources of an organisation. Such sources are, e. g., information systems, data bases, educational opportunities, Yellow Pages, discussion forums, news and work processes that are integrated and networked under a common user interface. In many cases, a portal includes an organisation-wide document management system (DMS) which 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.

Half a year ago, 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. The GRS Portal has a DMS which enables working at a document by several authors via check-in and check-out as well as a powerful full-text search over all document sources. In addition, the Portal provides quick access to many information sources and a platform for GRS-internal communication.

Realisation and support of projects

Until now, two portals on activities associated with waste management have been established within the framework of projects, i. e. on the selection procedure for repository sites (<http://sps-gar02/Esau/>) and on topics related to waste disposal (<http://sps-gar02/wasteinfo/>). They serve to give the BMU and the BfS as our clients access to documents compiled by GRS and ISTec and to enable own searches.

In two further projects, GRS develops a portal for national information and knowledge management on behalf of the BMU for purposes in the field of nuclear regu-



▲ Screenshot des GRS-Portals

Screenshot of the GRS Portal

lations and for multilateral regulatory co-operation.

Project-oriented knowledge management

For the compilation and documentation of project-related knowledge as one of the most important knowledge sources of GRS, two approaches are applied:

- **Project files:** All documents relevant to the project will be managed electronically. The Portal has a separate working area for the project file (<http://sps-gar01/projektakte/>). Its

filing structure was developed by the project controlling department in co-operation with the BMU.

- **Knowledge documentation in projects:** A new text module will be included in all tender forms for all future BMU projects, which provides for a first work package documenting the (international) state of the art in science and technology and, where applicable, well-established procedures ("best practices") at the beginning of the project. This document is intended to be continuously updated on the basis of the results and experiences gained in the project.

Knowledge acquisition and representation

The aim of knowledge acquisition and representation is to acquire knowledge and to represent it in a form that can be used by others. In the particular case of the analysis of rare events in nuclear plants, retrieval of relevant information has proved to be time-consuming and difficult. The time intervals between comparable events may be larger than the time the staff members remain in the respective department. On the basis of the results of the evaluation of operating experience, GRS developed a data base system (ALMA MATER) which enables a well structured browser-based

access to relevant information about age-relevant damage mechanisms at passive mechanical equipment.

In order to gain experience with a more general form of knowledge acquisition and representation, a 2-days workshop was held to develop a structured representation of the knowledge domain "Containment" in form of a knowledge network ("ontology"). The structure refined subsequently is currently being filled with references to knowledge sources. It is intended to use the ontology on the containment in a tool that allows to navigate through the ontology, to visualise it, and to use it as a basis for a targeted search in data bases of GRS and in the Internet.

Application of tools for co-operation

Via Internet platforms, the efficiency of co-operation within an organisation can be increased. So, these platforms serve as a tool for communication, shared filing of documents and document exchange, as well as for the collection of materials, documents and links on the respective project. Via a shared calendar with task lists and discussion forums, dates and deadlines can be discussed and agreed upon. The co-operation between the people involved becomes more efficient by using

this joint Internet working place. Such a tool (Lotus Quickplace) is currently being used in ten national and international projects.

Accompanying measures

Further measures to support knowledge management accompany the activities as described in the following:

- **Training and further qualification:** New technical-scientific staff are employed at GRS within the framework of competence maintenance. The new training concept of GRS (see „Basisdokumente“ in the GRS Portal) aims at a specific training by offering the possibility of setting priorities individually.
- **Quality management:** A process description was developed within the framework of quality management. The ISO 9001 certification audit is scheduled for December 2003.
- **Management workshop:** Knowledge management will only be successful if it is practiced and supported by the management. At a workshop in March 2003, the GRS management discussed concepts and approaches for the knowledge management at GRS.
- **Virtual Private Network (VPN):** Via the VPN technology, GRS staff or

authorised persons can now access GRS information systems from outside (teleworking from home, access when travelling).

- **Fast data connections:** The introduction of IT technologies that are necessary for knowledge management accelerated the establishment of a fast data connection (34 Mbit/s) between the GRS locations. Since June 2003, it has also been possible to telephone via this line.

With the activities on knowledge management and the accompanying measures, a sustainable infrastructure has been established. The aim of the next development steps will be to fill the Portal with further documents and information, and to spur on knowledge acquisition and representation for purposes of competence maintenance.

D. Beraha

Literatur / References

„Technische und organisatorische Voraussetzungen für das Wissensmanagement in der Reaktorsicherheit“, SR2400, GRS-A-3048 (2-bändig), GRS-A-3009

Ökomonitoring-Zentrum in Astrakhan

Zur Intensivierung der deutsch-russischen Zusammenarbeit auf dem Gebiet des Umweltmonitorings fanden 1997 erste Gespräche statt, die Fragen des Klimaschutzes behandelten und zur Neugründung der Arbeitsgruppe „Umwelt und Energie“ führten. Als Russland Ende 1998 seinen nationalen Umwelt-Aktionsplan auflegte, wurde deutlich, dass besonders Industrieregionen Systeme zum Ökomonitoring benötigen.

In der südrussischen Region Astrakhan betreibt Astrakhangazprom ein großes Gaskombinat. Bei der Gasgewinnung werden verschiedene Treibhausgase freigesetzt, die das Klima schädigen. Ein industrielles Ökomonitoring kann hier die Grundlage für eine möglichst zuverlässige, sektoral und regional differenzierte Treibhausgasbilanz schaffen.

Die GRS führte daher im Auftrag des BMU von 2000 bis 2002 ein Projekt zum industriellen Ökomonitoring in Astrakhan durch. Sie übernahm die Aufgabe, Industrie, Politik und Administration in dieses umweltpolitisch wichtige Projekt einzubinden. Ziel des Projekts war es, die staatlichen und regionalen Komitees zum Umweltschutz in der Russischen Föderation zu beraten und sie bei der Einrichtung eines Monitoring-Zentrums zu unterstützen. Dabei übernimmt das Monitoring-Zentrum die Aufgabe, Messwerte der Luftschadstoffe – einschließlich des klimarelevanten Methans – aus der Gasverarbeitung zu erfassen und auszuwerten. Dieses

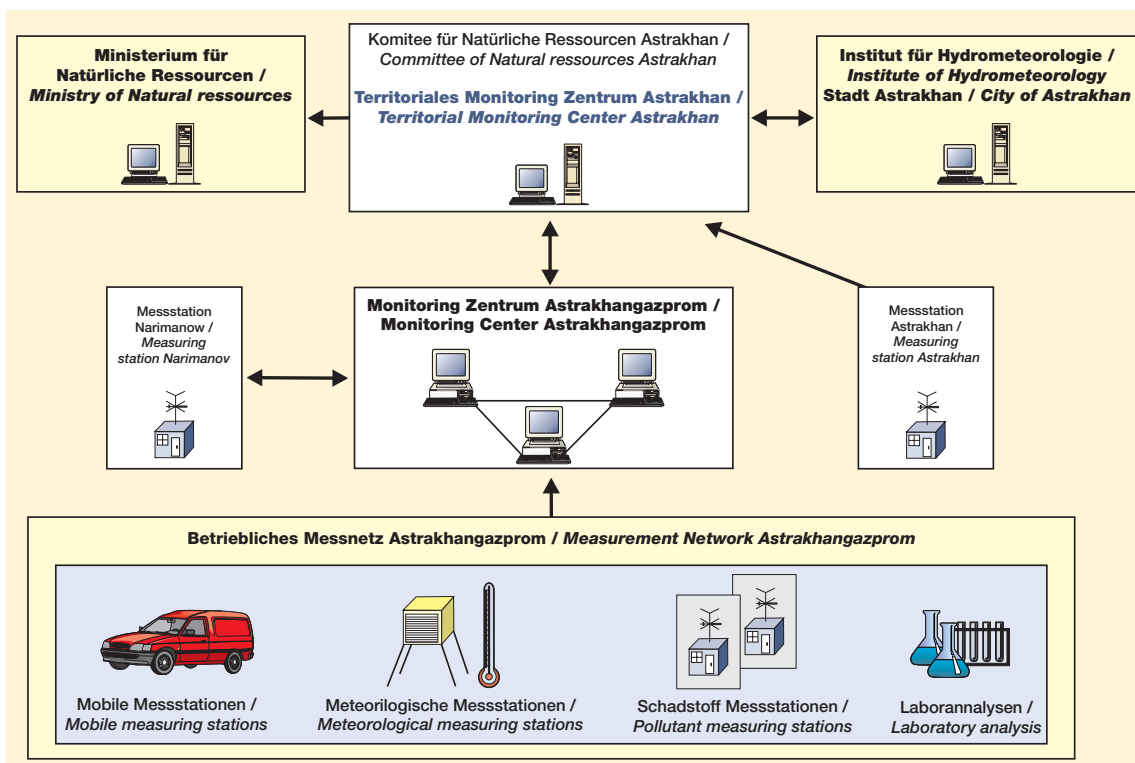
Projekt ist ein erfolgreiches Beispiel der GRS-Tätigkeiten im nicht nuklearen Bereich.

Die russische Partnerfirma DIEM stattete das Zentrum mit der benötigten Hard- und Software aus und richtete eine Schnittstelle zum Astrakhangazprom ein. Über die Schnittstelle werden aktuelle Messdaten des Gaskombinats abgerufen. In dieses Konzept sind zwei zusätzliche Messstationen integriert, die die wichtigsten Luftschadstoffe (u.a. den toxischen Schwefelwasserstoff) und meteorologische Parameter, die für die Ausbreitung der Schadstoffe verantwortlich sind, erfassen sollen.

Am 12. und 13. August 2002 fand in Astrakhan eine Regionalkonferenz zum Ökomonitoring statt. Hier stellten GRS und DIEM das Monitoring-Konzept und die erreichten Projektschritte Vertretern des BMU, des Ministeriums für Naturressourcen Moskau sowie dessen Vertretungen aus fünf weiteren Regionen Südrusslands vor. Teilnehmer von deutscher Seite waren unter anderem die Parlamentarische Staatssekretärin und Aufsichtsratsvorsitzende der GRS Simone Probst und der wissenschaftlich-technische Geschäftsführer der GRS Lothar Hahn.

Der wichtigste Programmpunkt der Konferenz war die Einweihung und Inbetriebnahme des durch die deutsche Seite finanzierten Monitoring-Zentrums und die Demonstration der einzelnen Komponenten

- zum Datentransfer,
- zur Datenspeicherung,
- zur Aufbereitung und Verarbeitung sowie
- zur Aufbereitung der Messwerte durch moderne geografische Informationssysteme (GIS).



◀ Datenfluss innerhalb des territorialen Monitoring-Zentrums
Data flow within the territorial monitoring centre



The Parliamentary State Secretary and Chairperson of the GRS Supervisory Board Simone Probst (left) and the Scientific-Technical Director of GRS Lothar Hahn (right) participated in the regional conference on ecomonitoring on 12th and 13th August 2002 in Astrakhan; here their arrival at the Astrakhan airport.

◀ Die Parlamentarische Staatssekretärin und Aufsichtsratsvorsitzende der GRS Simone Probst (links) und der wissenschaftlich-technische Geschäftsführer der GRS Lothar Hahn (rechts) nahmen am 12. und 13. August 2002 in Astrakhan an der Regionalkonferenz zum Ökomonitoring teil; hier ihre Ankunft auf dem Flughafen in Astrakhan.

The Parliamentary State Secretary and Chairperson of the GRS Supervisory Board Simone Probst (left) and the

Das deutsch-russische Projekt zum Ökomonitoring fand nicht nur bei den Regionalvertretern – die sich sehr interessiert an der Übernahme des Konzeptes zeigten – sondern auch bei den beteiligten Industriepartnern (GAZPROM) und dem zentralen Russischen Ministerium für Natursressourcen große Zustimmung.

Der BMU wird auch den nächsten Schritt, die Übertragung des Konzeptes auf andere Regionen Russlands finanziell unterstützen. Eine Vorstudie in der südrussischen Region Krasnodar kam zu dem Ergebnis, dass bereits Ende 2003 in Krasnodar mit den Arbeiten zum Ökomonitoring-Zentrum begonnen werden kann.

Ecomonitoring Centre in Astrakhan

In 1997, first discussions were held on issues related to climate protection with the aim to intensify German-Russian co-operation in the field of environmental monitoring which lead to the establishment of the working group on environment and energy ("Umwelt und Energie"). When Russia launched its National Environmental Action Plan at the end of 1998, it became clear that, in particular, the industrial regions are in need of ecomonitoring systems.

In the South-Russian Astrakhan region, Astrakhagazprom operates a large gas combine. The production of gas leads to greenhouse gas emissions which are harmful to the climate. An industrial ecomonitoring can establish the basis for a greenhouse-gas balance at the sectoral and regional level with the highest possible degree of reliability.

Thus, GRS carried out a project, on behalf of the BMU, on industrial ecomonitoring in Astrakhan from 2000 to 2002. It took over the task to include the industry, policy and administration in this environmentally important project. The aim of the project was to give advice to the national and regional committees on environmental protection in the Russian Federation and to support them in establishing an ecomonitoring centre. The monitoring centre has the task to record and evaluate measured values of air pollutants – including the climate-relevant methane – from gas processing. This project is a successful example of GRS activities in the non-nuclear sector.

The Russian partner DIEM provided the centre with the necessary hard- and software and set up an interface to Astrakhagazprom. Via the interface, current measured values of the gas combine can be retrieved. This concept includes two additional measurement stations that shall record the main air pollutants (i. a. the toxic hydrogen sulphide) and meteorological parameters which are responsible for the dispersion of pollutants.

On 12th and 13th August 2002, a regional conference was held on ecomonitoring in Astrakhan. Here, GRS and DIEM presented the monitoring concept and the progress

made in project implementation to representatives of the BMU, the Ministry of Natural Resources Moscow and its representatives from five other regions of South Russia. Participants from Germany were, among others, Parliamentary State Secretary and Chairperson of the GRS Supervisory Board Simone Probst and the Scientific-Technical Director of GRS Lothar Hahn.

The most important item of the conference agenda was the inauguration and commissioning of the monitoring centre, funded by the German side, and the demonstration of individual components

- for data transfer,
- for data storage,
- for preparation and processing, and
- for the preparation of the measured values by means of modern geographical information systems (GIS).

The German-Russian project on ecomonitoring did not only met with great approval from the regional representatives – who showed strong interest in adopting the concept – but also from the industry partners involved (GAZPROM) and the central Russian Ministry of Natural Resources.

The BMU will also provide financial support for the next step, the application of the concept to other regions of Russia. According to preliminary studies in the South-Russian Krasnodar region, the work on the ecomonitoring centre in Krasnodar can already be started at the end of 2003.

H. Thielen

Internationale Zusammenarbeit zum physischen Schutz von Kernmaterial und kerntechnischen Anlagen

Seit Beginn der 1990er Jahre arbeitet die GRS mit den mittel- und osteuropäischen Staaten – und hier insbesondere mit Russland – auf dem Gebiet des physischen Schutzes von Kernmaterial und kerntechnischen Anlagen zusammen. Schwerpunkte sind hierbei der Erfahrungs- und Methodenaustausch (Know-how-Transfer) und die Nachrüstung kerntechnischer Anlagen.

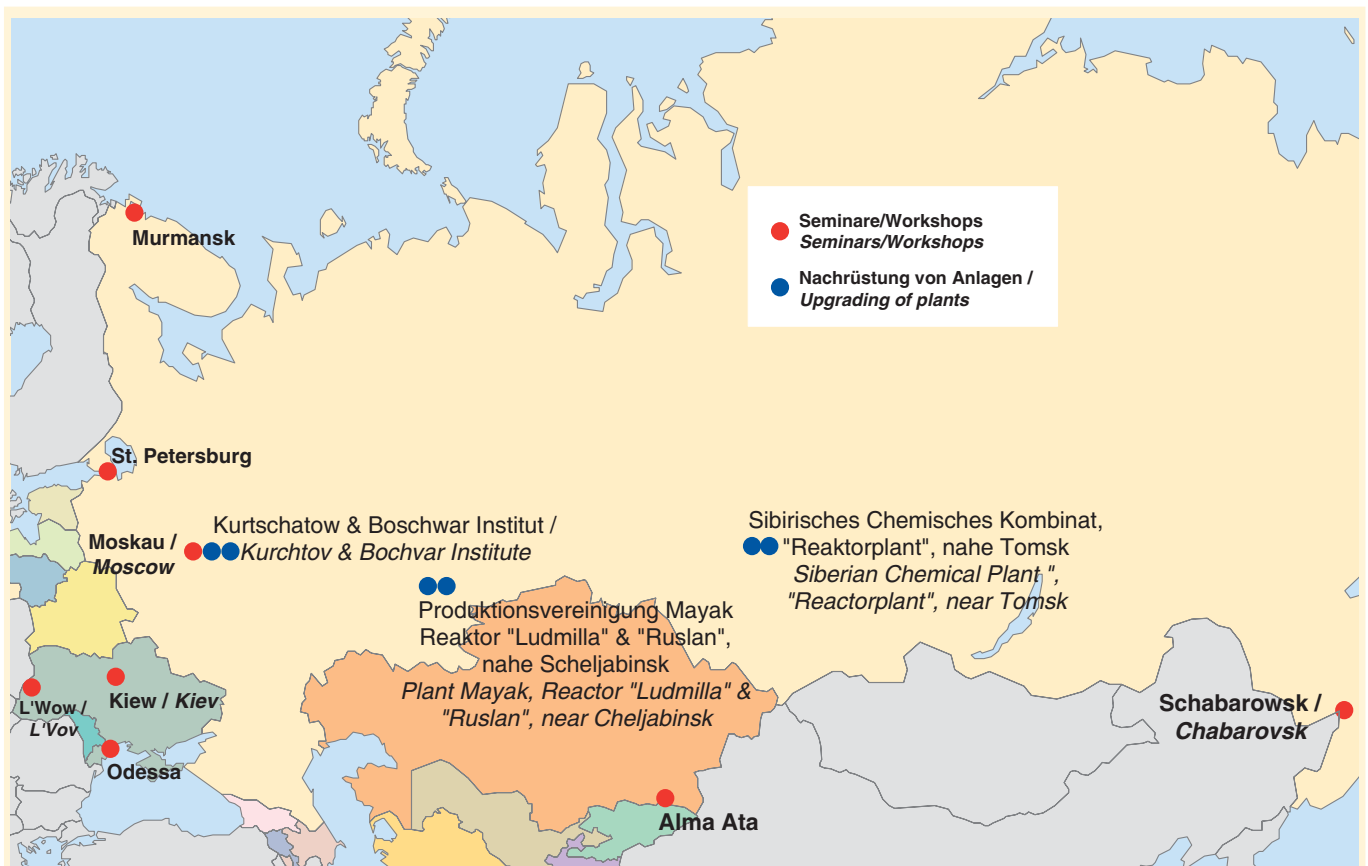
1991 begann die GRS ihre Zusammenarbeit auf dem Gebiet des physischen Schutzes mit der russischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Gosatomnadzor RF. Seit 1995 ist auch das russische Ministerium für Atomenergie in diese Kooperation eingebunden. Die GRS arbeitet hier im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und des Auswärtigen Amtes (AA). Zwei bis drei Seminare pro Jahr dienen dem Erfahrungs- und Methodenaustausch. Die osteuropäischen Partner zeigen reges Interesse an diesen Veranstaltungen. In Ergänzung zu den Seminaren und zur Intensivierung des Erfahrungs- und Methodenaustauschs hospitierten osteuropäische Partner in deutschen Anlagen.

Seit 1995 wurden mit fachlicher Unterstützung und Beratung durch die GRS der physische Schutz von Anlagen des Boschwar Instituts, des Kurtschatow-Instituts, der Produktionsvereinigung „Mayak“ und des Sibirischen Chemischen Kombinats (SCK) verbessert.

Aufgabenschwerpunkte 2002/2003

2002 und 2003 richtete die GRS vier Fachseminare zum physischen Schutz in Bulgarien (Kozloduy), in der Ukraine (Kiew und Sewastopol) sowie in Russland (Irkutsk) aus. Auf diesen Veranstaltungen diskutierten die Teilnehmer nationale Sicherungsphilosophien, nationale Regeln und Richtlinien sowie die IAEO-Anforderungen zum physischen Schutz, Genehmigungs- und Aufsichtsprozeduren, Auslegungsbedingungen für den physischen Schutz (Design Basis Threat) und mögliche Konsequenzen terroristischer Angriffe auf kerntechnische Anlagen. Dieser Know-how Transfer führte dazu, dass die mittel- und osteuropäischen Länder ihre Vorgehensweisen zum physischen Schutz kerntechnischer Anlagen an den internationalen Standard angeglichen haben.

2002/2003 konnte der physische Schutz der Reaktoren Ludmilla und Ruslan in der



▲ Standorte in Osteuropa mit GRS-Projekten im Bereich des physischen Schutzes

Sites in Eastern Europe with GRS projects in the field of physical protection



▲ In russischen kerntechnischen Anlagen werden die Systeme zum physischen Schutz technisch aufgerüstet

Upgrading of Russian nuclear facilities by means of technical upgrading of the systems of physical protection

Produktionsvereinigung „Mayak“ und des „Reaktorwerks“ des SCK mit deutschem Know-how und deutschen finanziellen Mitteln verbessert werden. Die GRS und die Betreiber legten gemeinsam auf Basis der Analysen zur Sicherung dieser Anlagen Maßnahmen fest, die den physischen Schutz erhöhen. Sie werden zurzeit umgesetzt. Hierbei kommt überwiegend in Russland bewährte Technik zum Einsatz. Die Anlagenbetreiber werden nach Implementierung der Maßnahmen im Beisein der GRS die Funktionserprobung durchführen. Diese ersten Maßnahmen in diesen kerntechnischen Anlagen werden dazu führen, dass die dort vorhandenen radioaktiven Stoffe entsprechend dem gültigen russischen Regelwerk und den internationalen Empfehlungen gegen Entwendung und Missbrauch gesichert sind.

Großprojekt G8GP Physischer Schutz

Nach den Anschlägen des 11. September 2001 hat sich weltweit eine neue Situation auch für den Bereich des physischen Schutzes kerntechnischer Anlagen und radioaktiver Stoffe ergeben. Auf dem G8-Gipfel in Kananakis 2002 wurde eine bedeutende internationale Initiative zur Bekämpfung des Terrorismus und gegen die Verbreitung von Massenvernichtungswaffen und -materialien beschlossen. Deutschland beteiligt sich mit bis zu 1,5 Mrd. € an dieser Initiative. Folgende drei Großprojekte sollen bilateral mit Russland realisiert werden:

- 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 radioaktivem Material in verschiedenen kerntechnischen Anlagen (Großprojekt G8GP Physischer Schutz)

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 realisiert werden.

Entsprechend den Vorgaben des Auswärtigen Amtes richtete die GRS eine spezielle Projektstruktur ein. Ein Kernteam aus sechs GRS-Mitarbeitern ist auf deutscher Seite für die Projektorganisation verantwortlich. Fachliche Unterstützung erhält es von den GRS-Abteilungen Anlagensicherung und Strahlenschutz sowie dem Projektcontrolling. Auf russischer Seite sind die Partner die Anlagen aus dem Minatom-Bereich und des russischen Verteidigungsministeriums sowie das Kurtschatow-Institut. Die Partner können auf eine langjährige und vertrauensvolle Zusammenarbeit zurückblicken. Die entsprechenden Aufgabenabgrenzungen haben sich seit 1995 bewährt.

Erste Ideen zum G8GP-Projekt erarbeitete die GRS zusammen mit den russischen Partnern im Herbst 2002. Im ersten Quartal 2003 fanden intensive Gespräche mit den Betreibern und umfangreiche Besuche der kerntechnischen Anlagen statt, um konkrete Maßnahmen für dieses Großprojekt zu definieren. In insgesamt 17 Projekten sollen Sicherungsmaßnahmen in der Produktionsvereinigung „Mayak“, im SCK, in den Forschungsinstituten Boschwar und Kurtschatow sowie in zwei Anlagen des russischen Verteidigungsministeriums durchgeführt werden. Die GRS und ihre russischen Partner stimmen bis Herbst 2003 die Details zu den einzelnen Projekten ab. Auf Regierungsebene wurden die erforderlichen Rahmenbedingungen einvernehmlich abgestimmt. Die entsprechenden Vereinbarungen werden in Kürze unterzeichnet.

Folgende Arbeitsschritte sind in diesem Großprojekt vorgesehen: Zuerst werden für jedes der 17 Projekte die Ergebnisse der Sicherheitsanalysen, die von russischen Institutionen erstellt wurden, diskutiert und deren wesentliche Resultate einvernehmlich abgestimmt. Im Anschluss daran werden die russischen Partner die Ausführungsprojektierung durchführen, deren wesentliche Ergebnisse dann ebenfalls einvernehmlich abgestimmt werden. Weitere Arbeitsschritte sind die Festlegung der Sicherungsmaßnahmen sowie deren Installation und Inbetriebnahme in den Anlagen und die Funktions- und Abnahmeprüfungen. Der größte Teil der Aufgaben kann nur vor Ort bearbeitet werden. Es liegt in der Natur der Sache, dass alle Arbeitsschritte der Vertraulichkeit unterliegen.

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 und radioaktiver Materialien in Russland. Die Projektstruktur und -organisation entsprechen den Vorgaben des Auswärtigen Amtes. Bei vielen der Vorhaben sind die russischen Partner heute bereits in Vorleistung getreten. In zwei Projekten werden die abgestimmten Sicherungsmaßnahmen bereits umgesetzt.

International Co-operation on the Physical Protection of Nuclear Materials and Nuclear Facilities

Since the beginning of the 1990's, GRS has been co-operating with the Central and Eastern European States – and here, in particular with Russia – in the field of physical protection of nuclear materials and nuclear facilities. This co-operation concentrated on the exchange of experiences and methods (know-how transfer) and the backfitting of nuclear facilities.

In 1991, GRS started co-operation in the field of physical protection with the Russian nuclear regulatory authority Gosatomnadzor RF. Since 1995, the Russian Ministry for Atomic Energy has also been involved in this co-operation. Here, GRS works on behalf of the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU) and the Federal Foreign Office (AA). Two to three workshops per year serve to exchange experiences and methods. The Eastern European partners show a lively interest in these events. In addition to the workshops and in order to intensify the exchange of experiences and methods, Eastern European partners visit German plants for on-site training.

Since 1995, the physical protection of facilities of the Bochvar Institute, the Kurchatov Institute, the "Mayak" Production Association and the Siberian Group of Chemical Enterprises (SCK) was improved with the technical support and advisory services of GRS.

Main tasks in 2002/2003

In 2002 and 2003, GRS organised four technical workshops on physical protection in Bulgaria (Kozloduy), in the Ukraine (Kiev und Sevastopol), as well as in Russia (Irkutsk). At these events, the participants discussed national physical protection philosophies, national regulations and guidelines, as well as the IAEA requirements on physical protection, licensing and supervisory procedures, design requirements for physical protection (Design Basis Threat) and possible consequences of terrorist attacks on nuclear facilities. This transfer of know-how led the Central and Eastern European Countries to bring their procedures on the physical protection of nuclear facilities in line with the international standards.

In 2002/2003 it was achieved to improve the physical protection of the reactors Ludmilla and Ruslan in the "Mayak" Production Association and the "Reactor Plant" of the SCK by means of German know-how and German funding. Together with the utilities, GRS defined measures to enhance physical protection on the basis of the corresponding analyses. These are currently being imple-

mented. Here, techniques well proven in Russia are applied primarily. After implementation of the measures, the utilities will perform respective functional tests with the attendance of GRS. These first measures in these nuclear facilities will have the effect that the nuclear materials at the sites will be protected against theft and misuse in accordance with the applicable Russian rules and regulations and the international recommendations.

Programme G8GP on physical protection

The attacks of September 11, 2001, led to a new situation in the world also with regard to the physical protection of nuclear facilities and nuclear materials. At the G8 Summit 2002 in Kananaskis, a major initiative was agreed upon to fight against terrorism and against the spread of weapons and materials of mass destruction. Germany participates in the initiative up to the amount



▲ 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 und radioaktiver Materialien in Russland. Im ersten Quartal 2003 führte die GRS dazu intensive Gespräche u.a. mit SCK, um konkrete Maßnahmen für dieses Großprojekt zu definieren.

Within the Programme G8GP on physical protection, GRS works on interdisciplinary tasks, on behalf of the Federal Foreign Office, in co-operation with its Russian partners for the physical protection of nuclear facilities and nuclear materials in Russia. In the first quarter 2003, GRS held intensive talks on this topic, among others with SCK, to define concrete measures for this programme.

of €1.5 billion. The following three large-scale projects shall be realised bilaterally with Russia:

- Long-term interim storage of decommissioned nuclear submarines near Murmansk
- Construction of a chemical weapons destruction facility near Kambarka
- Physical protection of nuclear materials at different nuclear facilities (Programme G8GP Physical Protection)

On behalf of the Federal Foreign Office, GRS is responsible for the implementation of the Programme G8GP on physical protection. The first phase of the project, with a budget of about €170 million, shall be realised within a period of six years.

In accordance with the specifications of the Federal Foreign Office, GRS developed a special project structure. A core team consisting of six GRS staff members is responsible for the organisation of the project at the German side. Technical support is provided by the GRS departments of physical protection and radiological protection, as well as of project controlling. At the Russian side, the partners are the facilities of Minatom, the Russian Ministry of Defence and the Kurchatov Institute. The partners can look back on many years of co-operation in an atmosphere of trust. The

respective allocation of tasks has been well proven since 1995.

First ideas on the G8GP Programme were developed by GRS in co-operation with the Russian partner in autumn 2002. In the first quarter 2003, intensive talks took place with the utilities and extensive visits of the nuclear facilities to define concrete measures for this programme. Within the framework of 17 projects, physical protection measures shall be implemented at the "Mayak" Production Association, at the SCK, at the research institutes Bochvar and Kurchatov, and three objects of the Russian Ministry of Defence. Until autumn 2003, GRS and its Russian partners will define the details on the different projects. At government level, the required boundary conditions were agreed upon by consensus. The respective agreements will be signed soon.

In this programme, the following work steps are planned. As a first step, the results of the physical protection analyses performed by the Russian institutions will be discussed for each of the 17 projects and their main conclusions agreed upon. Subsequent to this, the Russian partner will develop project implementation plans whose main parts will also be agreed upon. Further work steps are the definition of physical protection measures and their installation and implementation at the facilities, as well as functional and acceptance tests. The major part of the work can only be performed on

site. It is in the nature of things that all work steps are subject to confidentiality restrictions

Summary

Within the Programme G8GP on physical protection, GRS works on interdisciplinary tasks, on behalf of the Federal Foreign Office, in co-operation with its Russian partners for the physical protection of nuclear facilities and nuclear materials in Russia. Project structure and project organisation comply with the specification of the Federal Foreign Office. For a number of projects, the Russian partners have already started preliminary work. In two projects, the physical protection measures are already being implemented.

P. Salewski, H. Teske

Standortbezogene Interims- und Zwischenlager – Sicherungstechnische Anforderungen

Am 14. Juni 2000 vereinbarten die Bundesregierung und die Energieversorgungsunternehmen (EVU) u.a. die Stromerzeugung aus Kernenergie geordnet zu beenden. Vor diesem Hintergrund verständigen sich Bundesregierung und Versorgungsunternehmen darauf, die künftige Nutzung der vorhandenen Kernkraftwerke zu befristen. Dabei soll unter Beibehaltung eines hohen Sicherheitsniveaus und unter Einhaltung der atomrechtlichen Anforderungen für die verbleibende Nutzungsdauer der ungestörte Betrieb der Kernkraftwerke wie auch deren Entsorgung gewährleistet werden.

Dazu richten die EVU so zügig wie möglich an den Standorten der Kernkraftwerke oder in deren Nähe Zwischenlager ein. Darüber hinaus wird gemeinsam nach Möglichkeiten gesucht, vorläufige Lagermöglichkeiten an den Standorten vor Inbetriebnahme der Zwischenlager zu schaffen. Die standortnahen Zwischenlager sollen in einem Zeitraum von längstens fünf Jahren betriebsbereit sein.

Die Betreiber der deutschen Kernkraftwerke haben, dieser Konsensvereinbarung mit der Bundesregierung folgend, 2002 beim Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) die Errichtung und den Betrieb von standortnahen Zwischenlagern für die Lagerung bestrahlter Brennelemente beantragt. Parallel hierzu wurde zur vorübergehenden Lagerung von abgebrannten Brennelementen in Transport- und Lagerbehältern der Betrieb von so genannten Interimslagern auf den Kernkraftwerksgeländen beantragt. Für

beide Lagerarten wird derzeit vom BfS ein eigenständiges Genehmigungsverfahren nach § 6 AtG durchgeführt.

Im Auftrag des BfS prüft und begutachtet die GRS die Maßnahmen zum Schutz der bestrahlten Brennelemente in Transport- und Lagerbehältern gegen Störmaßnahmen oder sonstige Einwirkungen Dritter (SEWD). Basis für die Beurteilung der Sicherungsmaßnahmen ist die BMU-Richtlinie zur Sicherung von Zwischenlagern vom Dezem-

ber 2001, bei deren Ausarbeitung die GRS als zentrale Organisation für Grundsatzfragen des physischen Schutzes den BMU fachlich unterstützt hat.

In dieser Richtlinie werden sicherungstechnische Anforderungen für standortnahe Zwischenlager formuliert, wie sie auch für Kernkraftwerke gelten.

Die Eigenständigkeit des Genehmigungsverfahrens nach § 6 AtG hat zur Folge, dass der Nachweis des erforderlichen Schutzes gegen SEWD für die Interims- und Zwischenlager neu geführt und beurteilt werden muss, auch wenn die dafür vorgesehenen technischen Maßnahmen und Systeme im Genehmigungsverfahren für das Kernkraftwerk nach § 7 AtG bereits geprüft und genehmigt wurden. Als vorteilhaft für die GRS erweist sich hierbei ihre langjährige Erfahrung als zentrale Gutachterorganisation für die Konzeptbegutachtung der Sicherungsmaßnahmen der Kernkraftwerke und die daraus resultierenden Anlagenkenntnisse.

Mit hohem Termindruck sollen die Genehmigungsverfahren für alle Interims- und Zwischenlager bis Dezember 2003 abgeschlossen werden.

Local Interim and Intermediate Storage Facilities – Requirements for Physical Protection

On June 14, 2000, the Federal Government and the utilities and others agreed upon the orderly termination of nuclear power for the generation of electricity. Given this background, the federal government and the utilities agree to set limits upon the future use of existing nuclear power plants. At the same time, uninterrupted operation of nuclear power plants and their waste disposal shall, however, be assured if, for the remainder of the operating lifetime, a high level of safety is maintained and the requirements of atomic energy law are met.

The utilities are building intermediate storage facilities as quickly as possible at or near the plant sites. In addition, possibilities are being investigated together to arrange temporary storage capacity at the sites before the intermediate storage facilities are operated. Local storage facilities shall be operable in no more than five years.

According to the consensus agreement with the Federal Government, the German utilities filed an application for the construction and operation of local facilities for the intermediate storage of irradiated fuel elements at the Federal Office for Radiation

Protection (BfS) in 2002. In parallel to this, an application was filed for the operation of so-called interim storage facilities at the plant sites for the temporary storage of spent fuel elements in shipping and storage casks. At present, the BfS is carrying out a

licensing procedure pursuant to § 6 of the Atomic Energy Act specially for these two types of storage.

On behalf of the BfS, GRS examines and assesses the measures for the protection of irradiated fuel elements in shipping and storage casks against disruptive acts or other third-party intervention. The basis for the assessment of the measures of physical protection is the BMU guideline on the physical protection of intermediate storage facilities of December 2001, for the development of which GRS, as central organisation for fundamental issues related to physical protection, provided technical support to the BMU.

This guideline defines the physical protection requirements for local intermediate storage facilities, as they also apply to nuclear power plants.

The particularity of the licensing procedure pursuant to § 6 of the Atomic Energy Act has the consequence that the proof of the necessary protection against disruptive acts or other third-party intervention has to be furnished and assessed anew for the interim and intermediate storage facilities, even if the technical measures and systems have already been examined and approved within the licensing procedure for the nuclear

power plant pursuant to § 7 of the Atomic Energy Act. In this respect, its longstanding experience as central expert organisation for the assessment of the physical protection concepts of the nuclear power plants and the resulting plant knowledge proves to be beneficial to GRS.

Under great pressure of time, the licensing procedures shall be finalised for all interim

and intermediate storage facilities until December 2003.

W.-D. Gutschmidt

Technik und Recht

Zu Beginn des Jahres 2002 hat die GRS die neue Stabsstelle Technik und Recht eingerichtet. Sie verfügt als externer wie interner Dienstleister über ein Team von Juristen und Rechtsanwälten, die insbesondere auf den für die GRS relevanten Gebieten des Umwelt- und Technikrechts kompetent sind.

Extern leitet, koordiniert und betreut die Stabsstelle Projekte auf den Gebieten Verfassungs-, Verwaltungs-, Umwelt- sowie Atom- und Technikrecht. Intern steht die Stabsstelle den Fachbereichen und der Geschäftsführung für projektbezogene Rechtsprobleme sowie für Fragen auf den Gebieten des Unternehmens-, Steuer-, Vertrags- und Wirtschaftsrechts zur Verfügung. Darüber hinaus werden allgemeine Rechtsentwicklungen auf deutscher, europäischer und internationaler Ebene kontinuierlich verfolgt, untersucht und ausgewertet.

Bandbreite der juristischen Tätigkeiten im Rahmen der Projektarbeit

Von der Stabsstelle Technik und Recht werden Projekte mit unterschiedlichen Schwerpunkten und vielfältigen rechtlichen Fragestellungen bearbeitet und betreut. Der folgende Überblick soll die Bandbreite der juristischen Tätigkeiten aufzeigen:

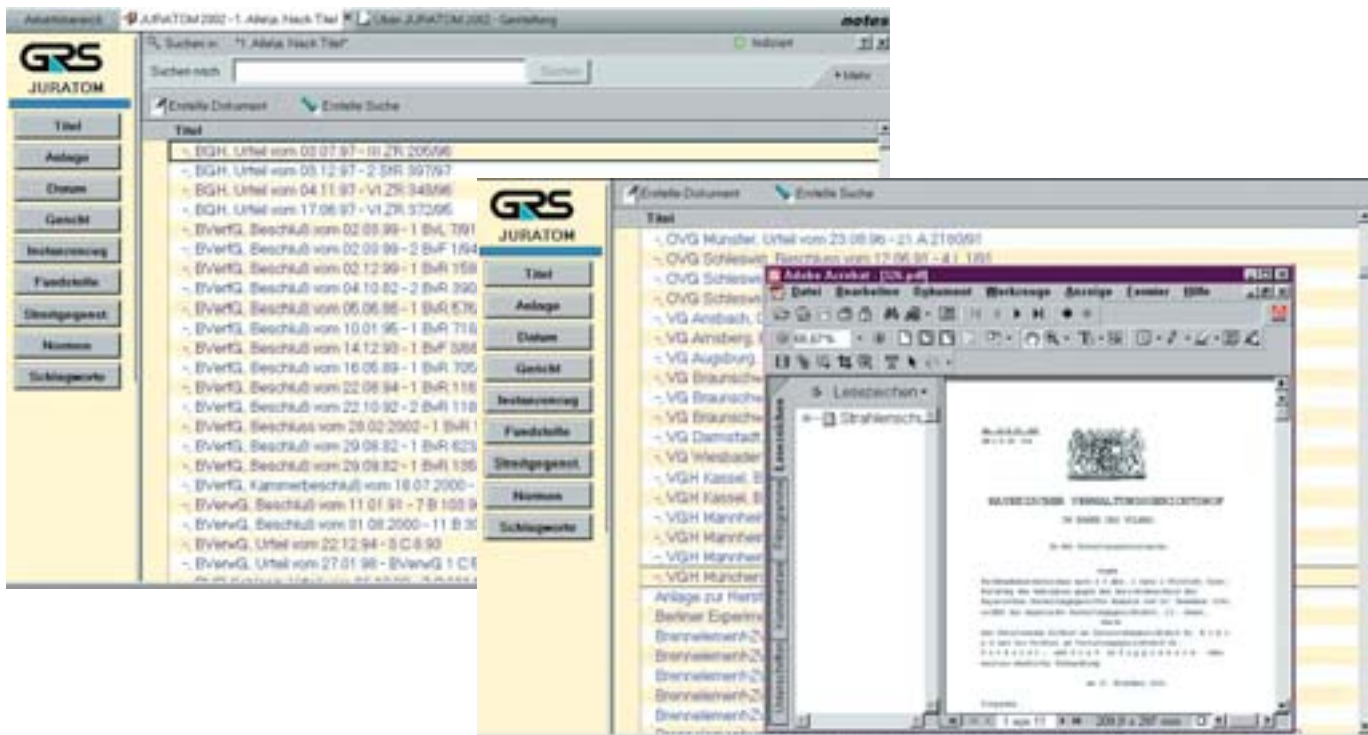
- Ziel des Projekts „Rechtliche, finanzielle und betriebswirtschaftliche Untersuchungen im Zusammenhang mit der Erstellung eines nationalen Entsorgungsplans“ (auch: FIDE – Finanzierung der Entsorgung) ist es, strategische Optionen zur Finanzierung der Entsorgung radioaktiver Abfälle zu entwickeln. Die im Zusammenhang mit der Endlagerung anfallenden Kosten sollen möglichst umfassend und frühzeitig den Verursachern radioaktiver Abfälle auferlegt werden. Unter diesem Gesichtspunkt unterzog die Stabsstelle das derzeit bestehende Finanzierungssystem einer eingehenden rechtlichen Untersuchung, insbesondere im Hinblick auf die Finanzierbarkeit der alternativen Standorterkundung. Diese Analyse diente auch als Ausgangsbasis für eine umfassende Diskussion alternativer Modelle zur Finanzierung der Endlagerung. Da das Projekt um die Verrechtlichung eines Standortauswahlverfahrens erweitert wurde, ermittelte die Stabsstelle, inwieweit Fachgesetze anzupassen wären und analysiert die damit verbundenen Auswirkungen.

Neben rechtlichen Fragen sind in dem Projekt auch solche betriebs- und finanzwissenschaftlicher Art Gegenstand der Untersuchungen. Hier wird der interdisziplinäre Ansatz, den die GRS mit der Einrichtung der Stabsstelle verfolgte, besonders deutlich.

- Im Projekt „Rechtliche Fragestellungen im Zusammenhang mit der Endlagerung, der Wiederaufarbeitung und Transporten, insbesondere zu speziellen Endlagerfragen oder speziellen Fragen zu Ad-hoc-Problemen im Zusammenhang mit der Entsorgung radioaktiver Reststoffe“ nimmt die Stabsstelle unterschiedliche Arten von Aufgaben wahr. Neben der Beantwortung von kurzfristig an sie gerichteten Anfragen, insbesondere im Bereich der Endlagerung, koordinierte und begleitete sie beispielsweise den Entwurf einer Veränderungssperrenverordnung für den Endlagerstandort Gorleben in enger Zusammenarbeit mit dem BMU.
- „Unterstützung der Bundesaufsicht im Planfeststellungsverfahren Konrad“: Ziel dieses Projektes war es, die Bundesaufsicht im Planfeststellungsverfahren für das Endlager für radioaktive Abfälle Schacht Konrad technisch und rechtlich zu unterstützen. Das Verfahren wurde im Jahr 2002 – nach mehr als zwanzigjähriger Dauer – abgeschlossen. Hier waren unmittelbar vor der Erteilung des Genehmigungsbescheides umfangreiche Prüfarbeiten im etwa eintausendseitigen Entwurf des Genehmigungsbescheides erforderlich.

lich. Zusammen mit der zuständigen Fachabteilung konnten die umfangreichen Arbeiten termingerecht und erfolgreich abgeschlossen werden.

- Internationale Überlegungen und Vorschriften zur Unabhängigkeit von atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden (beispielsweise Art. 8 Abs. 2 Nuclear Safety Convention, safety fundamentals, INRA-Kriterien) gaben den Anstoß zu dem Projekt „Unabhängigkeit atomrechtlicher Vollzugsbehörden des Bundes“. Die Stabsstelle untersucht hier im Auftrag des BMU die Möglichkeiten, den Grundrechtsschutz durch organisatorische Maßnahmen optimal zu gestalten (Grundrechtsschutz durch Organisation). Sie analysiert dazu nationale Behördenstrukturen mit dem Ziel, eine geeignete Organisationsform für die Atomaufsicht aufzuzeigen, die ihre Tätigkeit möglichst unabhängig von anderen staatlichen und privaten Institutionen wahrnehmen kann. Die letzte Teilstudie ist rechtsvergleichender Natur und stellt die Organisationsmodelle in den Staaten USA, Kanada, England, Frankreich, Schweden und Spanien dar. Ziel der Gesamtstudie ist es, zusammen mit den eingebundenen Gutachtern Kriterien für eine unabhängige Atomaufsicht zu entwickeln.
- Die Stabsstelle unterstützt im Projekt „Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk“ die zuständige Fachabteilung bei der Überarbeitung der Sicherheitskriterien aus dem Jahre 1983 unter Berücksichtigung des Stands von Wissenschaft und Technik. Die Sicherheitskriterien sollen die Schutzziele des Atomgesetzes (AtG) präzisieren und die Anforderungen an die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk festlegen. In einer Leitlinie sollen ausführungsbezogene Anforderungen und Anforderungen an die Nachweisführung zur Sicherheit der Betriebs- und Nachbetriebsphase konkretisiert werden. Aus juristischer Sicht sind die Sicherheitskriterien nicht nur mit den Anforderungen aus dem AtG, sondern auch mit denen aus anderen Rechtsgebieten (Berggesetz



▲ Ziel des Projekts „Unterstützung des BMU auf den Gebieten Reaktorsicherheit, Genehmigungsverfahren und technisches Sicherheitsrecht unter Einschluss des Umweltrechts und anderer absehbarer Rechtsentwicklungen“ war es, die Datenbank JURATOM (**J**uristische Datenbank **A**tomrechtsprechung) mit einem effektiven juristischen Schlagwortregister aufzubauen, die sämtliche maßgeblichen Entscheidungen zum Atomrecht enthält, die seit 1966 ergangen sind. Seit 2002 auf dem Markt, wird JURATOM inzwischen – neben den ca. 30 Nutzern im BMU – über Lizenzverträge in mehreren Landesministerien genutzt.

*The aim of the project to provide support to the BMU in the fields of nuclear safety, licensing procedures and technical security law, also including environmental law and other foreseeable developments in law, was to develop the JURATOM (**j**uridical database on court decisions in the field of **a**tomic law) database with an effective juridical keyword register that includes all relevant decisions on the atomic law issued since 1966. Being on the market since 2002, JURATOM is meanwhile used – in addition to about 30 users at the BMU – at various Länder ministries via licence agreements.*

(BergG), Kreislaufwirtschafts- und Abfallgesetz (KrW-/AbfG), Wasserhaushaltsgesetz (WHG) und Bundes-Immissionsschutzgesetz, (BlmschG)) abzustimmen. Gesetzliches und untergesetzliches Regelwerk sind zudem klar voneinander abzugrenzen. Des Weiteren bedarf es einer die technische Diskussion begleitenden juristischen Tätigkeit, um ein konsistentes und abstrakt generelles Begriffssystem sowie ein frühzeitiges Abgleichen der Regelungen mit höherrangigem Recht zu entwickeln.

- Schwächen und Stärken verschiedener Zuständigkeitsverteilungen und Organisationsformen bei der Endlagerung aufzuzeigen und Alternativen zu erarbeiten, ist Ziel des Vorhabens „Po-

litik und Management“. Es unterteilt sich in verschiedene Arbeitspunkte, die von der GRS und zum Teil vom Öko-Institut bearbeitet werden. Die Stabsstelle hat gemeinsam mit der zuständigen Fachabteilung einen Bericht verfasst, der den Status quo im Hinblick auf Zuständigkeiten und Organisation bei der Endlagerung darstellt und analysiert, wobei auch internationale Konzepte zur Endlagerung berücksichtigt wurden.

- Das Projekt „Unterstützung des BMU auf den Gebieten Reaktorsicherheit, Genehmigungsverfahren und technisches Sicherheitsrecht unter Einschluss des Umweltrechts und anderer absehbarer Rechtsentwicklungen“ ist ein Beispiel für die zeitgemäße Ver-

knüpfung von Aufgaben an der Peripherie der Rechtswissenschaften mit solcher datentechnischer Art. Ziel war hier, eine Datenbank mit einem effektiven juristischen Schlagwortregister aufzubauen, die sämtliche maßgeblichen Entscheidungen zum Atomrecht enthält, die seit 1966 ergangen sind. Prof. Dr. Sendler, Präsident des BVerwG a.D. und ausgewiesener Kenner auf dem Gebiet des Kernenergierechts, unterstützte die Stabsstelle, die Datenbank JURATOM (**J**uristische Datenbank **A**tomrechtsprechung) zu vervollständigen und zu aktualisieren. Seit 2002 auf dem Markt, wird JURATOM inzwischen – neben den ca. 30 Nutzern im BMU – über Lizenzverträge in mehreren Landesministerien genutzt. Ausgehend von diesem Konzept entwickel-

te die Stabsstelle inzwischen zwei neue juristische Datenbankprojekte: PAULA, die Protokolldatenbank der Ausschüsse des Länderausschusses für Atomkernenergie, die inzwischen beim BMU genutzt und ständig aktualisiert wird und EMATOM, eine elektronische Materialsammlung zum Atomgesetz, die als neues Vorhaben kurz vor der Vergabe steht.

Weitere Aufgabenschwerpunkte

Über die Projektarbeit hinaus entwerfen und verhandeln die Mitarbeiter der Stabsstelle komplexe internationale Verträge mit unterschiedlichsten Vertragspartnern für die GRS. Beispielhaft sind hier die umfangreichen Verhandlungen zur Bildung europäischer Forschungsnetzwerke oder etwa die vielschichtigen und weitreichenden Verträge im Rahmen der G8-Initiative „Globale Partnerschaft gegen die Verbreitung von Massenvernichtungswaffen und -materialien“ zu nennen.

Abschließend ist auf die hervorragenden Kontakte hinzuweisen, die die Stabsstelle

zu Hochschulen und Professoren verschiedener Fachrichtungen unterhält. Aufgrund dieser Kontakte konnte beispielsweise im erstgenannten Projekt ein Beratergremium mit hochrangiger Besetzung installiert werden: Mitglieder des Gremiums sind Herr Prof. Dr. Kirchhof von der Universität Tübingen (Lehrstuhl für Öffentliches Recht, Finanz- und Steuerrecht), Herr Prof. Dr. Roßnagel von der Universität Kassel (Fachgebiet Öffentliches Recht mit dem Schwerpunkt Recht der Technik und des Umweltschutzes), Herr Prof. Dr. Hermes von der Universität Frankfurt / Main (Fachbereich Rechtswissenschaft), Herr Prof. Dr. Johlen von der Rechtsanwaltskanzlei Lenz & Johlen (Honorarprofessor an der Universität zu Köln) und Herr Prof. Dr. Wüstemann von der Universität Mannheim (Lehrstuhl für allgemeine Betriebswirtschaftslehre, Wirtschaftsprüfung und Treuhandwesen).

Darüber hinaus werden bei der Stabsstelle laufend Rechtsreferendare ausgebildet die im Rahmen der Wahlstation ihre Kenntnisse auf den Gebieten „Wirtschaft“ sowie „Staat und Verwaltung“ vertiefen wollen. Aus dem Kreis der bisherigen Referendare konnten bereits zwei Mitarbeiter übernommen werden.

– financing of disposal) is to develop strategic options for the financing of the disposal of radioactive waste. All costs related to waste disposal shall be imposed on the producers of radioactive waste as early as possible. Under this aspect, the Staff Unit subjected the current financing system to a comprehensive legal analysis, especially with regard to the financial viability of an alternative site investigation. Further, the analysis serves as a starting point for a comprehensive discussion of alternative models for the financing of waste disposal. Since the project was supplemented by the legal regulation of a site selection procedure, the Staff Unit investigates to which extent specific laws were to be adapted and analyses the consequences involved. In addition to legal questions, the analyses also deal with matters related to business economics and public finance. Here, the interdisciplinary approach being pursued by GRS with the establishment of the Staff Unit becomes particularly evident.

- In the project on legal questions related to waste disposal, reprocessing and transports, and in particular to special questions related to waste disposal and ad-hoc problems in connection with the management of radioactive waste material, the Staff Unit fulfils various tasks. In addition to the clarification of ad-hoc questions, especially in the field of waste disposal, it co-ordinated and accompanied, e. g., the draft of an ordinance to freeze development at the Gorleben site in close co-operation with the BMU.
- Support of federal supervision in the plant approval procedure for Konrad: The aim of this project was to provide technical and legal support for federal supervision in the plan approval procedure for the planned repository for radioactive waste in the Konrad mine. In 2002, the procedure was concluded after a duration of more than 20 years. Here, extensive review work on the draft of the licensing notice with about 1000 page was necessary immediately before granting of the licence. Together with the competent

Technology and Law

At the beginning of 2002, GRS established the new Staff Unit Technology and Law. As external and internal service provider, it comprises a team of jurists and lawyers who are particularly competent in those fields of environmental and technology law that are relevant to GRS.

For external customers, the Staff Unit Technology and Law manages, co-ordinates and monitors projects in the fields of constitutional, administrative, environmental as well as atomic and technology law. Internally, the Staff Unit provides support to the technical divisions and the general management with regard to project-related legal matters to be clarified, as well as to issues in the fields of company, tax, contract and commercial law. Moreover, general legal developments at the German, European and international level are continuously observed, investigated and evaluated.

Scope of the legal activities within the framework of project work

The Staff Unit Technology of Law handles and monitors projects that focus on various items and involve many and diverse legal

questions. The following survey presents the scope of the legal activities:

- The aim of the project on the analysis of legal, financial and economic aspects in connection with the establishment of a national waste disposal plan (also referred to as FIDE

technical divisions it was possible to finalise this work successfully and in due time.

- International considerations and regulations on the independence of licensing and supervisory authorities (e. g. Article 8 (2) of the Convention on Nuclear Safety, safety fundamentals, INRA criteria) initiated the project on the independence of federal executive agencies concerned with the enforcement of nuclear law. Here the Staff Unit investigates, on behalf of the BMU, the possibilities of optimising the protection of basic rights by organisational measures (basic rights protection by organisation). For this purpose, it analyses national authority structures with the aim to present an appropriate organisation form for nuclear supervision which can fulfil its tasks independent of other government and private institutions to the largest possible degree. The last partial analysis to be conducted includes the comparison of laws and presents the organisation models in the USA, Canada, Great Britain, France, Sweden and Spain. The aim of the overall analysis is to develop criteria for an independent nuclear supervision with the experts involved.
- In the project on safety criteria for the disposal of radioactive waste in a mine, the Staff Unit supports the competent technical division in the revision of the safety criteria of 1983, taking into account the state of the art in science and technology. The safety criteria serve the specification of the protection of objectives of the Atomic Energy Act (AtG) and to define the requirements for the disposal of radioactive waste in a mine. The design-related requirements and requirements for furnishing proof of safety during the operational and post-operational phase shall be specified in a guideline. From a legal point of view, the safety criteria do not only have to be harmonised with the requirements stipulated in the AtG but also with those from other fields of law (Mining Act (BergG), Closed Substance Cycle and Waste Management Act (KrW-/AbfG), Water Act (WHG) and the

Federal Immission Control Act (BlmschG)). In addition, the scopes of hard and soft law have to be clearly defined respectively. Further, it is necessary that the technical discussion is accompanied by legal activities in order to develop a consistent and abstract general system of terms as well as an early comparison of the regulations with superior law.

- To point out weaknesses and strengths of various forms of competency assignment and organisation with regard to waste disposal and to develop alternatives is the aim of the project on policy and management. It is subdivided into different items of work that are dealt with by GRS and, in part, by the Institute for Applied Ecology. Together with the competent technical division, the Staff Unit prepared a report which presents and analyses the status quo with regard to the competencies and organisation in the field of waste disposal, also taking into account international waste disposal concepts.
- The project to provide support to the BMU in the fields of nuclear safety, licensing procedures and technical security law, also including environmental law and other foreseeable developments in law as an example of up-to-date linkage of tasks at the periphery of legal sciences with those in the field of data processing technology. Here, the aim was to develop a database with an effective juridical keyword register that includes all relevant decisions on the atomic law issued since 1966. Prof. Dr. Sandler, the former president of the Federal Administrative Court and renowned expert in the field of nuclear energy law, supported the Staff Unit in completing and updating of the JURATOM (juridical database on court decisions in the field of atomic law) database. Being on the market since 2002, JURATOM is meanwhile used – in addition to about 30 users at the BMU – at various *Länder* ministries via licence agreements. On the basis of this concept, the Staff Unit has meanwhile developed two new projects on juridical databases: PAULA, the Protokoll Datenbank der Aus-

schüsse des *Länderausschusses für Atomkernenergie* (database on the minutes of the committees of the *Länder* Committee for Nuclear Energy) which is now used at the BMU and continuously updated, and EMATOM, an electronic material collection on the atomic law which, as new project, is shortly before being awarded a contract.

Other major tasks

In addition to project-related tasks, the members of the Staff Unit develop and negotiate complex international agreements with a wide range of contracting partners for GRS. Examples in this respect are the comprehensive negotiations on the development of European research networks or, e. g., the complex and far-reaching contracts within the framework of the G 8 initiative “Global Partnership Against the Spread of Weapons and Materials of Mass Destruction”.

Finally, the excellent contacts maintained by the Staff Unit with the universities and professors for different branches of study are to be mentioned. On the basis of these contacts it was possible, e. g., to install an advisory board composed of top experts: Members of this board are Prof. Dr. Kirchhof of the Tübingen University (chair of public law, finance and tax law), Prof. Dr. Roßnagel of the University of Kassel (specialised on public law, focussing on technical and environmental issues), Prof. Dr. Hermes of the University of Frankfurt / Main (legal sciences), Prof. Dr. Johlen of the Lenz & Johlen law firm (honorary professor at the University of Cologne) and Prof. Dr. Wüstemann of the Mannheim University (chair of business administration, accounting, auditing and trusteeship).

Moreover, the Staff Units regularly provides practical training to articled clerks who want to broaden their knowledge in the fields of “economics” and “state and administration” within the framework of their legal internship. From among the articled clerks who completed their internship at GRS, already two have been taken on as employees.

Hans J. Steinhauer

PSA-Strategie der GRS für künftige bundeseinheitliche Sicherheitsbewertungen

Schon seit langem wird die probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA) – ergänzend zur deterministischen Vorgehensweise und auf ihr aufbauend – als wichtiges Instrument der Sicherheitsbeurteilung genutzt. Die PSA führt die für die Anlagensicherheit entscheidenden Einflüsse aus Anlagentechnik und Betriebsführung sowie Erkenntnisse aus der Betriebserfahrung in einem systematischen Ansatz zur Sicherheitsbeurteilung zusammen. Dabei werden auch die Analyseunsicherheiten so weit wie möglich quantitativ ermittelt. Probabilistische Sicherheitsanalysen liefern Einsichten in den Sicherheitszustand der untersuchten Anlage, die bei rein deterministischer Vorgehensweise nicht zu gewinnen sind.

Mit der Neufassung des Atomgesetzes vom Juli 2002 wurde die PSA für alle deutschen Kernkraftwerke obligatorischer Bestandteil der Periodischen Sicherheitsüberprüfung. Die nun auch formal bestätigte Bedeutung der PSA im atomrechtlichen Aufsichtsverfahren erfordert verbindliche Anforderungen an die Methoden und Festlegungen zum Umgang mit den Ergebnissen der PSA.

Die GRS hat aufgrund ihrer Erfahrungen – insbesondere auf Basis der PSA der Stufe 2 am Beispiel der Anlage Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar (GKN-2) – Anforderungen an eine PSA aufgestellt, auf deren Grundlage für den Leistungsbetrieb eine durchgängige PSA bis zur Stufe 2 und für den Nicht-Leistungsbetrieb eine PSA der Stufe 1 nach dem Stand von Wissenschaft und Technik durchgeführt werden kann.

Dem Umfang der PSA sind jedoch durch die verfügbaren Methoden Grenzen gesetzt. Nur abgeschätzt werden bisher Einflüsse

- aus übergreifenden Einwirkungen durch extremes Hochwasser und extreme Wettersituationen,
- aus dem großflächigen Versagen von Behältern mit hohem Energiegehalt und
- durch Erdbeben.

Darüber hinaus werden böswillige Eingriffe von außen und innen (Terror, Sabotage) in der PSA nicht berücksichtigt, da sich derartige Risiken praktisch einer Quantifizierung entziehen. Weiterhin erfordert die belastbare Klärung brandbedingter Ausfälle in der

Leittechnik eine detaillierte Einbeziehung der gegebenenfalls auch redundanzübergreifenden Ausfallursachen. Mit den derzeit verfügbaren Methoden zur probabilistischen Bewertung des menschlichen Faktors werden die organisatorischen Einflüsse bisher nur in geringem Umfang berücksichtigt. Daher kann der Einfluss des Sicherheitsmanagements, d.h. aller für die Sicherheit der Anlage wesentlichen organisatorischen Einflussfaktoren auf die Zuverlässigkeit von Personalhandlungen, zurzeit nicht modelliert und bewertet werden.

Die PSA-Strategie der GRS richtet sich am Ziel aus, bundeseinheitlich vergleichbare PSA-Anforderungen zu formulieren sowie PSA-Methoden zu entwickeln und zu erproben.

Die PSA-Strategie umfasst hierfür folgende Elemente

- Methodenentwicklung und -erprobung,
- exemplarische Durchführung von PSA,
- Verfolgung und Auswertung der internationalen Entwicklung unter Nutzung der Kooperation mit ausländischen und internationalen Institutionen,
- Begutachtung der von Betreibern durchgeführten PSA.

Zu allen Elementen der PSA-Strategie werden, gefördert durch Vorhaben des BMU und BMWA, Arbeiten durchgeführt. Weitere Arbeiten, die die Methodenentwicklung für die Einflüsse betreffen, die bisher in der PSA nur abgeschätzt oder unzureichend berücksichtigt werden, sind in Vorbereitung.

Künftige Sicherheitsbewertungen werden daher auf vergleichbare PSA aufbauen, die dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.

PSA Strategies of GRS for Future Standard Safety Assessments in Germany

For a long time, the probabilistic safety analysis (PSA) has been used – as supplement to the deterministic approach and based on it – as an important instrument of the safety assessment. The PSA joins the influences from plant engineering and plant management, being significant to plant safety, as well as findings from operating experience in a systematic approach for safety assessments. In this respect, analysis uncertainties are also determined quantitatively to the largest possible degree. Probabilistic safety analyses provide insights into the safety status of the plant that cannot be achieved when only applying deterministic methods.

With the amendment of the Atomic Energy Act of July 2000, the PSA became integral part of the periodic safety review that has to be performed for all German nuclear power plants. Due to the significance of the PSA in the nuclear licensing procedure, which now has also been acknowledged formally, binding requirements for the methods to be applied and specifications on the handling of PSA results are necessary.

Due to its experience – especially on the basis of the PSA Level 2 using the Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar (GKN-2) as reference plant – GRS developed requirements for a PSA which serve as a basis for a PSA up to Level 2 for power operation and a PSA Level 1 for low-power and shutdown states in accordance with the state of the art in science and technology.

However, the scope of the PSA is limited by the methods available. Until today, influences from the following events can only be estimated:

- External impacts resulting from extreme flood and extreme weather conditions,
- large leakage from containers with high energy content, and
- earthquakes.

In addition, malevolent intervention from outside or inside (terror, sabotage) will not be considered in the PSA either as it is practically impossible to quantify such risks. Further, the substantiated clarification of fire-induced failures in instrumentation and control requires a detailed consideration of the failure causes which may also affect several redundancies under certain conditions. With the available methods for the probabilistic assessment of the human factor, the organisational influences can at present only be considered to a limited degree. Thus, the influence of the safety management, i. e. all safety-relevant organi-

sational factors influencing the reliability of operator actions, can currently not be modelled and assessed.

The PSA strategy of GRS is oriented towards the aim to formulate PSA requirements that are comparable at the national level as well as to develop and test PSA methods.

The PSA strategy comprises the following elements:

- Development and testing of methods,
- exemplary performance of PSAs,
- observation and evaluation of international developments, using the cooperation with foreign and international institutions,
- review of PSAs conducted by the utilities.

Work, sponsored by projects of the BMU and BMWA, is performed on all elements of the PSA strategy. Further work on the development of methods for influences which have only been estimated or considered inadequately so far is in the preparatory stage.

Thus, future safety assessments will be based on comparable PSA which are in accordance with the international state of the art in science and technology.

M. Mertins, K. Köberlein

6

Internationale und bilaterale Zusammenarbeit

International and Bilateral Co-operation

Die nukleare Sicherheit und die Entsorgung radioaktiver Abfälle überschreiten als globale Herausforderung Ländergrenzen. Sicherheitspartnerschaften sind unabdingbar. Daher baute die GRS 2002/2003 ihre enge Zusammenarbeit mit ausländischen Sicherheitsorganisationen und ihre Mitarbeit in internationalen Gremien im Auftrag des Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und des Bundesministerium für Wirtschaft und Arbeit (BMWA) weiter aus. Internationale Kooperationen im Auftrag der Europäischen Union, der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE) und ausländischer Sicherheitsbehörden ergänzten das Tätigkeitsfeld.

Nach wie vor ist die Zusammenarbeit mit mittel- und osteuropäischen Ländern vorrangig, um das aktuelle Sicherheitsniveau kerntechnischer Anlagen zu analysieren und zu bewerten und die Sicherheit dieser Anlagen zu verbessern. Die Bundesrepublik Deutschland ist hierbei in vielfältige bilaterale und multilaterale Kooperationen zur Stärkung unabhängiger atomrechtlicher Behörden beteiligt. Sie stellt dafür sowohl erhebliche finanzielle Mittel als auch notwendige fachliche Kompetenzen in Deutschland zur Verfügung. Die Kooperation ist darüber hinaus auf Länder ausgerichtet, in denen deutsche Kerntechnik eingesetzt wird.

Ziele

Die wichtigsten Ziele internationaler Zusammenarbeit der GRS sind, die Sicherheit der Kernkraftwerke zu erhöhen, die jeweiligen Sicherheitsanforderungen dem erforderlichen Stand anzupassen, die beste Sicherheitspraxis zu übernehmen und die Kompetenz und Unabhängigkeit der Sicherheitsbehörden zu stärken. Schwerpunkte der Aktivitäten sind:

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

Partner

Mit ihrem französischen Partner, dem Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN), arbeitet die GRS seit vielen Jahren bei sicherheitstechnisch wichtigen Fragestellungen auf nuklearem und nicht-nuklearem Gebiet eng und partnerschaftlich zusammen.

Wesentliche Partner der Kooperationen in der Reaktorsicherheit sind folgende behördliche und wissenschaftlich-technische Einrichtungen: 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 Chernobyl), die niederländische Behörde (KFD), die Nuclear Regulatory Commission (USNRC) und das Electric Power Research Institute (EPRI) in den USA, die Japan Nuclear Energy Safety Organization (JNES) und das Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), der Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) in Spanien, das Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brasilien, die argentinische Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), die Be-

hörde KINS in Korea sowie die chinesische Behörde National Nuclear Safety Authority (NNSA).

Auf dem Gebiet der Endlagerung radioaktiver Abfälle bestehen Kooperationen mit der schweizerischen Nationalen Genossenschaft für Endlagerung (NAGRA), der spanischen Empresa Nacional de Residuos Radioactivos SA (ENRESA), der französischen Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA) und dem russischen VNIPI Promtechnology.

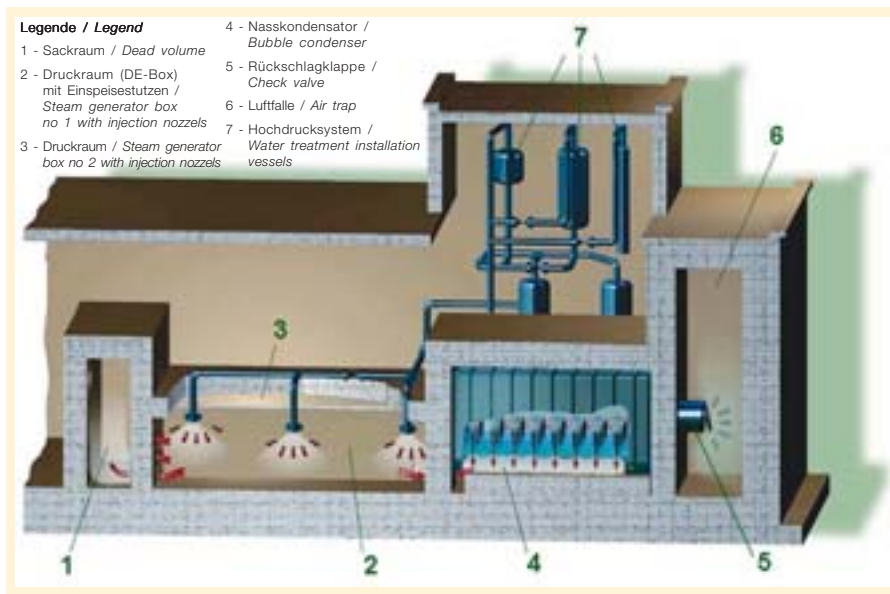
Internationale Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Sicherheit von Reaktor-anlagen westlicher Bauart

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

Die argentinische Behörde ARN wurde bei der Beurteilung der Sprödbrechtsicherheit des Reaktordruckbehälters der Anlage Atucha-1 unterstützt.

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

Im Auftrag der niederländischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (KFD) wurde die Übertragbarkeit deutscher Betriebs-



▲ Schematische Darstellung der Nasskondensator-Versuchsanlage BC V-213

Schematic representation of the BC V-213 bubble condenser test facility

erfahrung auf die Anlage in Borssele untersucht. Darüber hinaus wirkte die GRS bei der Sicherheitsprüfung des „High-Flux“-Reaktors in Petten mit.

Internationale Zusammenarbeit zur nuklearen Sicherheit in Mittel- und Osteuropa

Die bilaterale und multilaterale Zusammenarbeit mit den Sicherheitsbehörden, vor allem in Russland und in der Ukraine, trug dazu bei, ihre Stellung und die ihrer Sachverständigenorganisationen gegenüber der Industrie, dem Hersteller und dem Betreiber zu stärken. Die gemeinsamen Büros von GRS/IRSN/RISKAUDIT in Moskau und in Kiew sind hierbei wichtige Voraussetzungen, um die Zusammenarbeit unmittelbar vor Ort wirksam zu gestalten. Die Sicherheitsbehörden in den mittel- und osteuropäischen Ländern sind soweit zu festigen, dass sie, im Zuge politischer Umstrukturierungen und Regierungswechsel, ohne aktive westliche Unterstützung und Zusammenarbeit bestehen können.

In den Jahren 2002 und 2003 konzentrierten sich die Arbeiten der GRS auf die wissenschaftlich-technische Kooperation und die Sicherheitsbewertung mittel- und osteuropäischer Anlagen sowie die Unterstüt-

zung und Stärkung der Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden. Die GRS-Site „Reaktorsicherheit in Osteuropa“ stellt die Tätigkeitsschwerpunkte der GRS vor.

Wissenschaftlich-technische Kooperation

Schwerpunkt der wissenschaftlich-technischen Kooperation mit den mittel- und osteuropäischen Ländern bleibt die Anpassung, Weiterentwicklung und Validierung westlicher Analysemethoden und Rechenprogramme für Reaktoren sowjetischer Bauart. Die von der Bundesregierung seit etwa fünfzehn Jahren geförderte Zusammenarbeit hat bewirkt, dass in diesen Ländern heute vielfach fortgeschrittene Methoden für Sicherheitsuntersuchungen zu WWER- und RBMK-Reaktoren genutzt und weiterentwickelt werden. Dortige Expertenorganisationen werden zunehmend in internationale Forschungsprojekte einbezogen.

Im Rahmen der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit Russland stellt die Nutzung des GRS-Rechenprogramms ATHLET als Referenzcode für die Entwicklung des russischen best-estimate Rechenprogramms KORSAR einen wichtigen Schwerpunkt dar. Weitere Schwerpunkte sind die Weiterentwicklung des Analysesi-

mulators für den WWER-1000 und die Entwicklung eines W-230-Analysesimulators.

Gemeinsam mit Experten aus Russland wurden analytische und experimentelle Untersuchungen zum bisher nicht ausreichend verifizierten Störfallverhalten der W-213-Nasskondensatoranlagen durchgeführt. Den Kernpunkt der Untersuchungen bilden Voraus- und Nachrechnungen zu einem Experiment an der Nasskondensator-Versuchsanlage BC V-213 (Maßstab 1:100) im Forschungsinstitut EREC in Elektrogorsk bei Moskau. Hierbei kommen die GRS-Codes ATHLET und RALOC/COCOSYS zum Einsatz. Bei dem Experiment wird das Verhalten des Nasskondensators bei einem Dampfleitungsbruch untersucht.

Gemeinsame Sicherheitsuntersuchungen

Im Rahmen der übergeordneten Aufgaben unterstützte die GRS das BMU bei der Bewertung der Reaktorsicherheit in Osteuropa. So wurden in der GRS erarbeitete bzw. vorliegende Ergebnisse zur Sicherheitsbewertung osteuropäischer Anlagen für die Reaktorbaulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK in systematischer Form in GRS-Handbüchern zusammengefasst. Parallel dazu setzte die GRS die Erfassung, Deskribierung und Archivierung technischer Unterlagen zum Sicherheitsstatus und zur Sicherheitspraxis in Osteuropa fort.

Seit 1990 werden in der Datenbank DOKU OST alle verfügbaren Informationen und Unterlagen zur Reaktorsicherheit und zur Sicherheitspraxis in Osteuropa erfasst. BMU und GRS können die DOKU OST über Lotus Notes und das Internet aufrufen. Sie beinhaltet derzeit ca. 20.000 Dokumente, von denen über 6.000 Unterlagen direkt über die Datenbank im Volltext verfügbar sind. Zurzeit wird in der GRS die Tochterdatenbank DOCU EAST REG (Technical Documentation – Eastern European Regulations), eine Dokumentation wichtiger kerntechnischer Regeln und Richtlinien Osteuropas, erstellt. Die DOCU EAST REG wird auch für die externen Institutionen zugänglich sein, die Unterlagen dafür bereitstellen.



▲ Seit 1990 werden in der Datenbank DOKU OST alle verfügbaren Informationen und Unterlagen zur Reaktorsicherheit und zur Sicherheitspraxis in Osteuropa erfasst. Sie beinhaltet derzeit ca. 20.000 Dokumente, von denen über 6.000 Unterlagen direkt über die Datenbank im Volltext verfügbar sind.

Since 1990, all information and documents available on nuclear safety and safety practice in Eastern Europe have been entered into the DOKU OST database. At present, it includes about 20,000 document entries. 6,000 of them are directly available via the database as full-text documents.

Im Programm zur Sicherheitsbewertung der Reaktorbaulinien führt die GRS vertiefende sicherheitstechnische Einzeluntersuchungen für ausgewählte Schwachstellen der Anlagen durch. Hier wurden verschiedene Einzelaufgaben weiter bearbeitet.

Im Auftrag der EBWE bewertet die GRS in einem internationalen Expertenteam seit Anfang 2002 den Sicherheitsbericht für das KKW Kursk-1, einer RBMK-Anlage der ers-

ten Generation. Die vorläufige Bewertung der ersten Phase vom Juli 2002 zeigt, dass für Block 1 umfangreiche Modernisierungen umgesetzt und Sicherheitsnachweise erarbeitet wurden. Die zweite Phase der Sicherheitsbewertung konzentriert sich auf den Sicherheitszustand der Anlage. Schwerpunkte sind hierbei eine fachlich fundierte und objektive Einschätzung der modernisierten Systeme zur Reaktorabschaltung, der Notkühlung und Anlagenüberwachung sowie

des Sicherheitsmanagements in der Anlage. Die Ergebnisse zu Kursk-1 werden anschließend mit denen von Ignalina und Leningrad-1 und -2 sowie mit den IAEO-Empfehlungen verglichen.

Gemeinsam mit ukrainischen und amerikanischen Experten beteiligte sich die GRS an dem Peer Review der PSA für das KKW Südukraine. Zur Gewährleistung einer unabhängigen Bewertung prüfte die GRS alle Aspekte der PSA am Beispiel eines Ereignisablaufpfades (kleines Leck). Die Prüfmethode und die erzielten Ergebnisse wurden der ukrainischen Behörde zur Vorbereitung der Erstellung genehmigungsrechtlicher Gutachten zu Sicherheitsberichten zur Verfügung gestellt. Diese erfolgreiche trilaterale Zusammenarbeit wird auf Wunsch des BMU, des amerikanischen Department of Energy (US DOE) und der ukrainischen Behörde SNRCU mit den Peer Reviews für die PSA der Kernkraftwerke Rowno und Zaporoshje fortgesetzt. Dazu beauftragte das US DOE das ukrainische Ingenieurbüro ET&D. Unter der fachlichen Leitung der GRS prüft ET&D, inwieweit die GRS-Befunde auch auf die übrigen bisher nicht geprüften PSA-Teile zutreffen. Ziel der Arbeiten ist es, alle wichtigen Schwachstellen aufzufinden. Diese werden während der bereits begonnenen Überarbeitungen der PSA für die beiden ukrainischen Anlagen korrigiert. Die Betreiber der Anlagen erhalten nach Abschluss des trilateralen Kooperationsprojekts ein brauchbares Instrument zur risikooptimierten Betriebsführung. Der Sicherheitsbehörde steht dann ein Instrument zur Risiko berücksichtigenden Entscheidungsfindung zur Verfügung.

Am 10. April 2003 ereignete sich im ungarischen Kernkraftwerk Paks ein Störfall, bei dem während der chemischen Reinigung Brennelemente in einem speziellen Reinigungsbehälter beschädigt wurden. Es kam zur Freisetzung von Radioaktivität außerhalb des Reaktors und des Containments. Die GRS bewertete im Auftrag des BMU diesen Störfall. Es zeigte sich, dass ein solch folgenschweres Ereignis vielfältige Gründe hat: Projektierungsfehler, unzureichende technische Prüfung bei Hersteller, Betreiber und Behörde, Mängel in Betriebsanweisungen und ungeplante Bedienungsfehler. Die Ergebnisse der GRS stimmen weitge-

hend mit denjenigen überein, die bei Vor-Ort-Überprüfungen im Kernkraftwerk Paks durch die ungarische Behörde HAEA und durch ein IAEO-Expertenteam festgestellt wurden.

In einem weiteren vom BMU geförderten Projekt bewertet die GRS ausgewählte sicherheitstechnische Fragen zum Kernkraftwerk Temelin (WWER-1000/W-320). Schwerpunkt der Arbeiten waren weiterführende Untersuchungen zum Ereignis vom 7. Februar 2002, bei dem der Generator-Leistungsschalter unbeabsichtigt geöffnet wurde und es dadurch zu Ausfällen in der Anlage kam sowie weitere Berechnungen mit ATHLET und RELAP zum Leck am internen Kollektor des Dampferzeugers. Die von NRI Rez ausgeführten Modellierungen wurden von der GRS betreut. Verschiedene bilaterale und multilaterale Workshops beschäftigten sich darüber hinaus mit Sicherheitsaspekten in Temelin. So diskutierten die Teilnehmer u. a. sicherheitstechnische Fragen der Frischdampf- und Speisewasserleitungen sowie der zugehörigen Armaturen auf der 28,8 m Bühne, Berechnungen der radiologischen Konsequenzen bei schweren Störfällen und den Nachweis der Funktionstüchtigkeit von Sicherheitsventilen.

Behördenunterstützung

Bilateral wurden Arbeiten mit den Genehmigungsbehörden und ihren Sachverständigenorganisationen insbesondere in Russland und der Ukraine durchgeführt. Folgende Themen waren Arbeitsschwerpunkte:

- Stand der Beseitigung von Sicherheitsdefiziten,
- Einschätzung der Beseitigung von Sicherheitsdefiziten im Containment/Confinement,
- Einschätzung von Störfallanalysen, Adaption,
- Übergabe und Einsatz des Störfallsimulators ATLAS,
- Angleichung nationaler Regelwerke an internationale Empfehlungen und

- Beratung auf dem Gebiet des Dokumentenmanagements.

Das **BMU-Seminarprogramm** zum gegenseitigen Erfahrungs- und Informationsaustausch von Fachleuten aus Behörden, der Industrie und Forschung wurde erfolgreich fortgesetzt.

Die Aktivitäten zur Verbesserung der Reaktorsicherheit 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. Sie werden in der Regel im Rahmen von RISKAUDIT Vorhaben ausgeführt und sind deshalb im Kapitel 11 dargestellt.

Zur Unterstützung der russischen Genehmigungsbehörde **Gosatomnadsor RF** existiert ein abgestimmtes Zusammenarbeitsprogramm mit dem wissenschaftlichen Zentrum SEC NRS. Darüber hinaus wurden bei Treffen zwischen Gosatomnadsor RF, dem BMU und der GRS aktuell interessierende Themen der Zusammenarbeit und des Erfahrungsaustausches vereinbart und behandelt. Schwerpunkte waren der Methodentransfer, Arbeiten zur Störfallanalyse und die begleitende Begutachtung von Sicherheitsdokumentationen.

Seit Gründung der Ukraine unterstützt die GRS die Sicherheitsbehörde **SNRCU** bei der Verbesserung der Reaktorsicherheit und der Bewältigung der Unfallfolgen von Tschernobyl. Die bilateralen Projekte konzentrierten sich auf unterstützende Arbeiten zu Tschernobyl, auf die Einschätzung des Modernisierungsbedarfes der im Betrieb befindlichen Anlagen, der Leittechnik und des Brandschutzes sowie auf den Know-how Transfer zu der Behörde, um sie als unabhängige Aufsichts- und Genehmigungsbehörde zu stärken.

Im Rahmen der **Deutsch-Französischen Initiative zu Tschernobyl** werden verfügbare Daten zu den Themengebieten

- Sicherheitszustand des Sarkophags von Tschernobyl,
- Untersuchung der radioökologischen Folgen des Unfalls und

- Untersuchung seiner gesundheitlichen Auswirkungen.

gesammelt, systematisiert und validiert. Ziel ist es, eine sichere und objektive Informationsbasis zu erstellen, die für die Planung von zukünftigen Maßnahmen, zur Information der Öffentlichkeit und für wissenschaftliche Arbeiten notwendig ist. In den Projekten „Sarkophag“ und „Radioökologie“ ist der Aufbau der Datenbank abgeschlossen worden.

Die GRS ist – außer in der Ukraine – auch in Bulgarien und der Slowakei in **Projekte zur Stilllegung** kerntechnischer Anlagen eingebunden. So arbeitet sie mit dem bulgarischen Projektanten ENPRO bei der Planung zur Stilllegung kerntechnischer Anlagen zusammen. In der Slowakei unterstützt die GRS die Genehmigungsbehörde UJD bei Fragen der Stilllegung von WWER-Reaktoren.

Darüber hinaus ist die GRS in multilaterale **Projekte zum Strahlenschutz und Abfallmanagement** eingebunden. Hier unterstützt sie Gosatomnadsor RF bei der Vorbereitung des Baus von Abfallverarbeitungsanlagen für radioaktive Abfälle in den Kernkraftwerken Kola und Smolensk (RF/TS/32) und fördert den Methodentransfer zur Stärkung der Behörden in Belarus, Rumänien, der Slowakei, Slowenien und Tschechien.

Aktivitäten in internationalen Organisationen und Gremien

Unterstützung des BMU in internationalen Organisationen

Die für die Reaktorsicherheit wesentlichen internationalen Organisationen, bei denen die GRS meist im Auftrag bzw. als Berater der Bundesregierung tätig ist, sind:

- die Europäische Union (EU) mit ihren verschiedenen Arbeitsgruppen,
- die Organisation für Ökonomische Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) mit ihren Agenturen und Ko-

mittees: Nuclear Energy Agency (NEA), Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI), Committee on the Nuclear Regulatory Activities (CNRA), Radioactive Waste Management Committee (RWMC), Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH),

- die Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO); Sachverständige der GRS beteiligten sich zur Lösung fachlicher Aufgaben an Technical Committee Meetings, Advisory Group Meetings bzw. Consultancy Service Meetings.

Darüber hinaus wirkte die GRS in erheblichem Umfang bei der Vorbereitung der 2. Überprüfungs-konferenz zur nuklearen Sicherheitskonvention, die im April 2002 stattfand und der Auswertung dieser Konferenz mit.

Fachliche Schwerpunkte dieser internationalen Kooperation sind u.a.:

- Weiterentwicklung der nuklearen Sicherheit,
- Methoden zur Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken,
- Betriebliche Sicherheit,
- Harmonisierung von Sicherheitsanforderungen,

- Informationsaustausch und Wissensmanagement.

Ziel der GRS ist es, die umfassenden internationalen Sicherheitspartnerschaften weiterhin zu festigen und auszubauen.

Unterstützung des BMU bei der Wahrnehmung seiner Aufgaben in internationalen Gremien

Von der GRS wurden Arbeiten zur fachlichen Unterstützung des BMU im Rahmen seiner WENRA-Aktivitäten zur Harmonisierung von Sicherheitsanforderungen durchgeführt. Zu diesem Aufgabengebiet gehörten auch die Vorbereitung sowie die Teilnahme an diesen Sitzungen.

Die „Atomic Question Group“ des Europäischen Rates richtete 2001 die „Working Party on Nuclear Safety“ ein. Ziel dieser Arbeitsgruppe war es, den Sicherheitsstand der Kernkraftwerke und kerntechnischer Einrichtungen in den Beitrittsländern einzuschätzen und Anforderungen oder Empfehlungen für jedes Beitrittsland zu erarbeiten. Die GRS berät das BMU bei seinen Aktivitäten in dieser Arbeitsgruppe. Im Mai 2002 wurde der zweite Sachstandsbericht vorgestellt. Schwerpunkt dieses Berichts ist der befristete Weiterbetrieb der ersten WWER-440-Generation in den Beitrittsländern Slowakei und Bulgarien. Das Ergebnis dieses kontrovers diskutierten Themas

ist, dass innerhalb der Europäischen Union die Kernkraftwerke Bohunice-1 und -2 sowie Kozloduy-3 und -4 befristet weiter betrieben werden dürfen, jedoch die Kozloduy-1 und -2 zum Ende des Jahres 2002 abgeschaltet werden mussten.

Die G7-Arbeitsgruppe Nukleare Sicherheit (G7-NSWG) hat zum Ziel, die kerntechnische Sicherheit in Osteuropa zu verbessern. Das BMU ist in diese Arbeitsgruppe eingebunden. Es erhielt fachliche Unterstützung durch die GRS bei der Vor- und Nachbereitung sowie fachlichen Begleitung der NSWG-Sitzungen, bei der inhaltlichen Vorbereitung der Thematik „Nukleare Sicherheit“ für die G8-Gipfel in Kanasakakis und Evian sowie bei der inhaltlichen Ausrichtung der neu geschaffenen G8-Arbeitsgruppe für nukleare Sicherheit und Sicherung (G8-NSSG).

Weitere Schwerpunkte waren die fachliche Unterstützung des BMU bei der Wahrnehmung seiner Aufgaben in der Tacis/Phare – Nuclear Safety Expert Group, in den Gebersammlungen des Nuclear Safety Account (NSA), Chernobyl Shelter Fund (CSF) und International Ignalina Decommissioning Support Fund (IIDSF) bei der EBWE.

International and Bilateral Co-operation

As global challenges, nuclear safety and management of radioactive waste cross national borders. Safety partnerships are indispensable. So, in 2002/2003 GRS continued to expand the close co-operation with foreign safety organisations and its participation in international committees on behalf of the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety and the Federal Ministry of Economic and Labour (BMWA). International co-operation on behalf of the European Union, the European Bank for Reconstruction and

Development (EBRD) and foreign safety authorities supplemented this field of activities.

The co-operation with Central and Eastern European countries remains to be of top priority for the analysis and assessment of the safety status of the nuclear installations and for the improvement of the safety of such installations. In this respect, the Federal Republic of Germany participates in various bilateral and multilateral co-operation to strengthen independent nuclear authorities. Here, Germany provides significant funds as well as the necessary skills and expertise. In addition, the co-operation comprises countries that are in use of German nuclear technology.

Objectives

The main objectives of international co-operation of GRS are to enhance the safety of nuclear power plants, to adjust the respective safety requirements to the necessary level, to adopt the best safety practice and to strengthen the competence and independence of the safety authorities. The activities focus on:

- joint safety analyses and assessments,
- exchange of experience and know-how transfer,
- formulation and implementation of common safety requirements, and

- internationally co-ordinated safety research.

Partners

For many years, GRS and its French partner Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) have been co-operating closely and in partnership on important safety-relevant issues in the nuclear and non-nuclear field.

The main partners of co-operation on nuclear safety are the following authorities and scientific-technical organisations: the nuclear authorities of Russia, of the Ukraine, Lithuania, the Slovak Republic, the Czech Republic, 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) and the Electric Power Research Institute (EPRI) in the USA, the Japan Nuclear Energy Safety Organization (JNES) and the Japanese Atomic Energy Research Institute (JAERI), the Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) in Spain, 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).

In the field of disposal of radioactive waste, there exist co-operation agreements 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.

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, taking into account international guidelines as well as German principles and methods of safety assessments. This is to ensure that recent safety-related findings from Germany are used for Angra-2.

The Argentine authority ARN was supported in the assessment of the embrittlement of the reactor pressure vessel of the Atucha-1 NPP.

For the Korean licensing and supervisory authority KINS, selected aspects of safety requirements were analysed.

On behalf of the Dutch licensing and supervisory authority (KFD), studies were carried out on the applicability of German operating experiences to the plant in Borssele. Further, GRS participated in the safety analysis for the High Flux Reactor in Petten.

International Co-operation on nuclear safety in Central and Eastern Europe

The bilateral and multilateral co-operation with the safety authorities, particularly in Russia and the Ukraine, contributed to the strengthening of their positions and that of their expert organisations towards the industry, the manufacturer and the plant operator. In this respect, the joint offices of GRS/IRSN/RISKAUDIT in Moscow and in Kiev are essential prerequisites for an efficient co-operation on site. The safety authorities in the Central and Eastern European countries have to be strengthened to such a degree that they can continue their work in view of political restructuring and government changes without active Western support and co-operation.

In the years 2002 and 2003, the work of GRS concentrated on scientific-technical co-operation and safety assessments for plants in Central and Eastern European countries as well as on the support and strengthening of the licensing and supervisory authorities. The GRS site "Nuclear Safety in Eastern Europe" presents the main activities of GRS.

Scientific-technical co-operation

Focal point of the scientific-technical co-operation with the Central and Eastern European countries remains to be the adjustment, further development and validation of Western analysis methods and computer codes for reactors of Soviet design. The co-operation promoted by the Federal government since about fifteen years has led to an increased application and further development of advanced methods for safety analyses on VVER- and RBMK-reactors. The local expert organisations are increasingly involved in international research projects.

Within the framework of the scientific-technical co-operation with Russia, the use of the GRS computer code ATHLET as reference code for the development of the Russian best-estimate computer code KORSAR represent a major focal point. Further, emphasis was laid on the further development of the analysis simulator for the VVER-1000 and the development of a V-230 analysis simulator.

Together with experts from Russia, analytical and experimental studies were performed on the accident behaviour of the V-213 reactors with bubble condenser, which, until today, has not been verified to an adequate degree. The studies concentrated on pre- and post-calculations on an experiment at the BC V-213 test facility (scaled 1:100) at the Elektrogorsk Research Centre EREC near Moscow. Here, the GRS codes ATHLET and RALOC/COCOSYS are used. The experiment serves to investigate the behaviour of the bubble condenser in case of a steam line break.

Joint safety analyses

Within the framework of generic tasks, GRS supported the BMU in the assessment of nuclear safety in Eastern Europe. In this regard, GRS summarised the results achieved or already available on safety analyses of Eastern European plants for the reactor types VVER-1000, VVER-440 and RBMK systematically in form of GRS



▲ Im Auftrag der EBWE bewertet die GRS in einem internationalen Expertenteam seit Anfang 2002 den Sicherheitsbericht für das KKW Kursk-1, einer RBMK-Anlage der ersten Generation. Das Expertenteam besichtigte dazu im April 2002 das Kernkraftwerk Kursk-1.

Since the beginning of 2002, GRS has been participating in an international expert team on behalf of the EBRD to assess the safety analysis report for the Kursk-1 NPP, which is an RBMK of the first generation. In this regard, the expert team visited the Kursk-1 Nuclear Power Plant in April 2002.

manuals. In parallel to this, GRS continued the recording, description and archiving of technical documents on the safety status and safety practice in Eastern Europe

Since 1990, all information and documents available on nuclear safety and safety practice in Eastern Europe have been entered into the DOKU OST database. BMU and GRS have access to DOKU OST via Lotus Notes and the Internet. At present, it includes about 20,000 document entries. 6,000 of them are directly available via the database as full-text documents. Currently, GRS develops the subdatabase DOCU EAST REG (Technical Documentation – Eastern European Regulations), which represents a documentation of major nuclear rules and guidelines in Eastern Europe. DOCU EAST REG will also be available to external institutions that will provide documents for it.

Within the programme on the safety assessment of the reactor types, GRS

conducts individual in-depth safety analyses of selected deficiencies of the plants. In this regard, different individual tasks were followed up.

Since the beginning of 2002, GRS has been participating in an international expert team on behalf of the EBRD to assess the safety analysis report for the Kursk-1 NPP, which is an RBMK of the first generation. The preliminary assessment of the first phase of July 2002 shows that comprehensive modernisation measures were implemented for Unit 1 and that safety proofs were developed. The second phase of the safety assessment concentrates on the safety status of the plant. Here, emphasis is laid on a substantiated and objective assessment of the modernised systems for plant shutdown, emergency cooling and plant monitoring as well as of the safety management at the plant. The results on Kursk-1 will then be compared with those of Ignalina and Leningrad-1 and 2 as well as with the IAEA recommendations.

Together with Ukrainian and American Experts, GRS was involved in the peer review of the South Ukraine NPP. To ensure an independent assessment, GRS reviewed all aspects of the PSA by means of an event sequence analysis (small leak). The corresponding methods and results achieved were submitted to the Ukrainian authority for the preparation of reviews of safety reports required for the licensing procedure. This successful trilateral co-operation will be continued, at request of the BMU, the US Department of Energy (US DOE) and the Ukrainian authority SNRCU, with the peer reviews for the PSA of the Rovno and Zaporozhye NPPs. In this regard, the US DOE commissioned the Ukrainian engineering office ET&D. Under the technical direction of GRS, ET&D investigates how far the GRS results are also applicable to the other parts of the PSA that have not been reviewed until now. The aim of the work is to identify all significant deficiencies. These will be corrected during the PSA reviews of the two Ukrainian plants that have already started. After termination of the trilateral co-operation project, the utilities will receive a useful instrument for risk-optimised plant management. The safety authority will then have an instrument for decision making, taking into account the respective risks.

On 10th April 2003, there was an event at the Hungarian Paks NPP which led to a damage of fuel elements during chemical cleaning in a special cleaning tank. This resulted in radioactive releases outside the reactor and the containment. On behalf of the BMU, GRS analysed this event. The analysis showed that an event with such serious consequences is due to many different reasons: Project planning errors, insufficient technical tests by the manufacturer, utility and authority, deficiencies in operating instructions and unplanned operating errors. The results of GRS largely correspond to those achieved as a result of on-site examinations at the Paks Nuclear Power Plant performed by the Hungarian authority HAEA and an IAEA expert team.

In another BMU-sponsored project, GRS assessed selected safety-related issues in

connection with the Temelin Nuclear Power Plant (VVER-1000/V-320). The work concentrated on further investigations on the event of February 7, 2002, where the generator circuit-breaker was opened inadvertently, thus leading to failures at the plant, as well as on further calculations with ATHLET and RELAP on the leak at the internal collector of the steam generator. GRS assisted NRI Rez in the development of the respective models. Moreover, various bilateral and multilateral workshops deal with safety aspects at Temelin. So, the participants discuss, among other things, safety-relevant issues related to the main steam and feedwater lines and the corresponding valves at the 28.8 m elevation, calculations on the radiological consequences of severe accidents and the demonstration of operability of safety valves.

Assistance to authorities

Within a bilateral co-operation, work was performed with the licensing authorities and their expert organisation in particular in Russia and the Ukraine. The work concentrated on the following topics:

- Status of the removal of safety deficiencies,
- assessment of removal of safety deficiencies in the containment/confinement,
- assessment of accident analyses, adaptation,
- transfer and use of the ATLAS accident simulator,
- alignment of national rules and regulations with international recommendations, and
- advisory services in the field of document management.

The **BMU seminar programme** for the mutual exchange of experiences and information of experts from authorities, industry and research was continued successfully.

The activities on the improvement of nuclear safety are supplemented by the com-

prehensive multilateral co-operation with IRSN and other Western TSOs (Technical Safety Organisations) within the framework of **Phare and Tacis projects** of the EU. They are generally performed within the framework of RISKAUDIT projects and are thus presented in Chapter 11.

To support the Russian licensing authority **Gosatomnadzor RF**, a co-operation programme has been developed together with the scientific centre SEC NRS. In addition, topics of co-operation and experience exchange of present interest were agreed upon and dealt with at meetings between Gosatomnadzor RF, BMU and GRS. Focal points were the transfer of methods, work on accident analyses and the accompanying assessment of safety documentations.

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.

The bilateral projects concentrated on supporting work on Chernobyl, 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.

Within the framework of the **French-German Initiative for Chernobyl**, available data on the topics

- safety status of the sarcophagus of Chernobyl,
- studies on the radioecological consequences of the accident, and
- studies in the health effects of the accident

are compiled, systemised and validated. The aim is to establish a reliable and objective information base which is required for the planning of future measures, for the



▲ Seit Gründung der Ukraine unterstützt die GRS die Sicherheitsbehörde SNRCU bei der Verbesserung der Reaktorsicherheit und der Bewältigung der Unfallfolgen von Tschernobyl. Das Foto entstand während der bilateralen Gespräche zum Stand der multilateralen Vorhaben, die das BMU und die GRS mit der ukrainischen Behörde SNRCU führten.

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. The photo was taken during bilateral talks on the status of multilateral projects held by the BMU and GRS with the Ukrainian authority SNRCU.

information of the public and for scientific work. In the projects "Sarcophagus" and "Radioecology", the development of the database was finalised.

GRS is – apart from the Ukraine – also involved in **projects on the decommissioning** of installations in Bulgaria and Slovakia. In this regard GRS co-operates with the Bulgarian project developer ENPRO on the planning of decommissioning of nuclear installations. In Slovakia, GRS assists the licensing authority UJD in questions related to the decommissioning of VVER-reactors.

Further, GRS is involved in multilateral **projects on radiation protection and waste management**. In this regard, GRS assists Gosatomnadzor RF in preparing the construction of waste processing facilities for radioactive waste in the Kola and Smolensk NPPs (RF/TS/32) and promotes the transfer of methods to strengthen the authorities in Belarus, Romania, Slovakia, Slovenia and Czechia.

Activities in international organisations and committees

Assistance provided to the BMU in international organisations

GRS also takes part in the work of the following major international nuclear safety organisations, in most cases at the request of the Federal Government or in its function as government advisor:

- the European Union (EU) and its various working groups,
- the Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD) and its agencies and committees: Nuclear Energy Agency (NEA), Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI), Committee on the Nuclear Regulatory Activities (CNRA), Radioactive Waste Management Committee (RWMC), Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH),

- the International Atomic Energy Agency (IAEA); experts of GRS participated in technical committee meetings, advisory group meetings and consultancy service meetings for the solution of technical tasks.

In addition, GRS participated to a considerable extent in the preparation of the second review meeting on the Convention on Nuclear Safety which took place in April 2002, as well as in the evaluation of the results of this conference.

Focal points of this international co-operation are, among others:

- further development of nuclear safety,
- safety assessment methods for nuclear power plants,
- operational safety,
- harmonisation of safety requirements,
- information exchange and knowledge management.

The aim of GRS is to further strengthen and expand the comprehensive international safety partnerships

Assistance provided to the BMU in fulfilling its tasks in international committees

GRS performed work on the assistance to the BMU within framework of its WENRA activities for the harmonisation of safety requirements. This task also included the preparation of and participation in the respective meetings.

In 2001, the Atomic Question Group of the Council of the European Union established the Working Party on Nuclear Safety. The objective of this working party was to assess the safety status of nuclear power plants and nuclear installations in the candidate countries and to elaborate requirements or recommendations for each candidate country. GRS assists the BMU in its activities in this working party. In May 2002, the second progress report was presented. Focal point of this report is the

operation of the first generation VVER-440 in the candidate countries Slovakia and Bulgaria for a limited lifetime. The result of this controversially discussed topic is that within the European Union the Bohunice 1 and 2 as well as the Kozloduy 3-4 NPPs are permitted to continue operation for a limited lifetime, whereas Kozloduy 1-2 had to be shut down until the end of 2002.

The G7 Nuclear Safety Working Group (G7-NSWG) has the objective to improve nuclear safety in Eastern Europe. The BMU is involved in this working group. In this regard, GRS provided technical support for the preparation and subsequent evaluation as well as consultancy during the NSWG meetings, assisted in the preparation of the topics of nuclear safety for the G8 Summits in Kananasakis and Evian, as well in the definition of the subject matters of the newly established G8-Nuclear Safety and Security Group (G8-NSSG).

Further focal points were the technical assistance to the BMU in fulfilling the tasks in the Tacis/Phare – Nuclear Safety Expert Group, in the assemblies of the Nuclear Safety Account (NSA), Chernobyl Shelter Fund (CSF) and the International Ignalina Decommissioning Support Fund (IIDSF) of the EBRD.

H. Teske, E. Kersting

7

Projektmanagement – Neue Tools in der GRS

Project Management – New Tools at GRS

Im Kompetenzfeld Projektmanagement/-controlling wird die Projektplanung, Projektsteuerung und fachorientierte Begleitung aller GRS-Projekte sichergestellt. Eingeschlossen sind in der Regel alle Phasen eines Projektes von der Projektakquisition bis hin zum Projektabschluss. Diese zentral organisierte Projektbegleitung stellt auch eine abgestimmte Außendarstellung der Projekte sicher und ermöglicht eine schnelle Lösung anstehender Prioritätsentscheidungen.

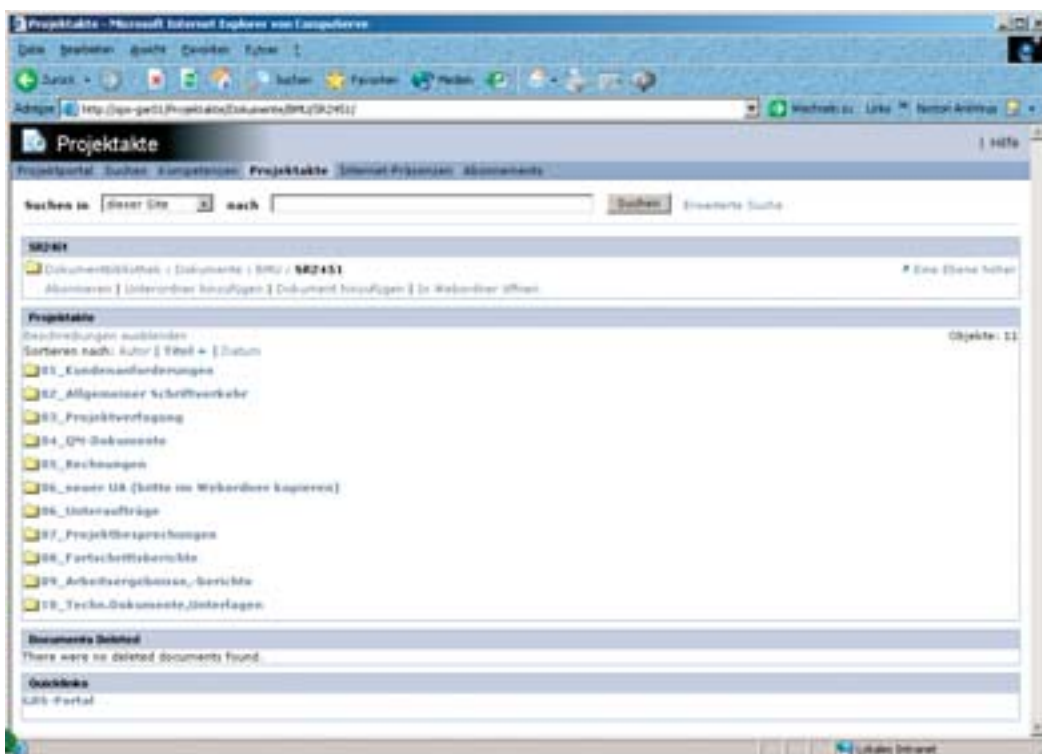
Die GRS setzt neue Software-Tools ein, um das Auftragsvolumen und die sachliche Steuerung von Einzelvorhaben in den GRS-Kompetenzfeldern unternehmensstrategisch noch besser koordinieren zu können. Zu diesen Produkten gehören ein zentrales

Dokumentenmanagementsystem und fachlich orientierte Auswertungen aus dem Projekt-Kontroll-System (PKS).

Zentrales Dokumentenmanagementsystem

Die GRS hat im Frühjahr 2003 ein Portal aufgebaut und darin ein organisationsweites Dokumentenmanagementsystem (DMS) integriert, um ihre Wissensströme zu kanalisieren und zentral aufzubereiten. Das DMS unterstützt die zentrale Verwaltung und Projektdokumentation in elektronischer Form. Die so genannte Projektakte besteht dabei aus einer Zentralakte mit allen qualitätsgesicherten vorhabensrelevanten Dokumenten sowie einer Arbeitsakte, in der die fach-

lichen Berichtsdocuments und gegebenenfalls vorläufige Arbeitsergebnisse den Projektbeteiligten zur Verfügung stehen und bearbeitet werden können. Damit wird die Anzahl von Dokumenten in Papierform deutlich reduziert. Zukünftig müssen nur noch solche Dokumente in Papierform gehalten werden, die mit Originalunterschriften versehen sind (GRS-Angebote, Kundenverträge etc.). SHAREPOINT als geeignetes Softwarepaket ermöglicht, alle projektrelevanten Dokumente nach einheitlichen Vorgaben elektronisch zu erfassen und in strukturierter Form abzulegen. Die Dokumente sind in einfacher und übersichtlicher Form anhand einer Registerstruktur wieder abruf- und auswertbar. Dazu werden mithilfe einer eigens entwickelten Oberfläche die verschiedenen Dokumenttypen bei der



◀ Projektakte

Project file

Erfassung mit einem definierten Satz von so genannten Metadaten versehen, z.B. zu fachlichen Gesichtspunkten (Kompetenzfelder und Fachaufgaben). Somit haben die Projektbeteiligten in der GRS jederzeit Zugriff auf einen identischen elektronischen Datenpool, in dem alle projektrelevanten Informationen auf aktuellem Stand sind.

Zusätzlich sollen gemeinsam geführte Dokumente wie Angebot und Vertrag oder die Ergebnisberichte (z.B. Zwischen- und fachliche Abschlussberichte) zukünftig auch dem Auftraggeber elektronisch zur Verfügung gestellt werden.

Projekt-Kontroll-System

Für die zentrale Planung und Steuerung des Unternehmens sowie für das Controlling der einzelnen Projekte hat die GRS bereits vor über 20 Jahren das Projekt-Kontroll-System (PKS) aufgebaut. Seit Einführung von SAP R/3 als neuer betriebswirtschaftlicher

Software in der GRS im Jahr 2000 ist das PKS neu konzipiert und als ein eigenständiges Modul in die R/3-Umgebung integriert worden. Das PKS fungiert zum einen als Oberfläche zur Eingabe der projektbezogenen Soll-Vorgaben (z.B. aus Angeboten und Verträgen) und ermöglicht zum anderen unter Einbindung der Zeit- und Leistungserfassung sowie der personenbezogenen Kapazitätsvorgaben vielfältige benutzerfreundliche Auswertungen zum Stand der Projekte und zur aktuellen Auslastungssteuerung der Firma.

Für fachlich orientierte Auswertungen aus dem Projekt-Kontroll-System (PKS) ist seit diesem Jahr jedem Projekt ein Kompetenzfeld zugewiesen und jeder Abteilungsbeauftragung die entsprechende Fachaufgabe. Zukünftig können dann sowohl die Kundenaufträge als auch Mengen und Ressourcen des GRS-Arbeitsprogramms auch unter fachlichen Gesichtspunkten zusammengestellt und ausgewertet werden.

corded, the different document types are tagged with a defined set of so-called metadata, e. g. on technical aspects (competence fields and technical tasks) via an interface that was particularly developed for this purpose. This way, those involved in the projects always have access to an identical electronic data pool which includes all up-to-date information relevant to the projects.

Further, jointly handled documents, such as offer and contract or the reports (e. g. progress and technical final reports) shall also be made available electronically to the customer in future.

Project control system

For the central planning and control of the company and for the controlling of the individual projects, GRS set up the project control system (PKS) already more than 20 years ago. Since introduction of SAP R/3 as new business management software at GRS in 2000, the concept of the PKS has been redesigned and integrated into the R/3 environment as separate module. On the one hand, PKS serves as interface for entering project-related target specifications (e. g. from offers and contracts) and, on the other hand, allows for varied user-friendly evaluations on the status of projects and on the current capacity utilisation of the company with integration of time and work tracking as well as the personal capacity targets.

For evaluations from the project controlling system (PKS) according to the respective technical fields, each project is assigned to a competence field and each order given to a department to the respective technical task. In future, it will be possible to compile and evaluate the customer orders as well as the quantities and resources of the GRS work programme under technical aspects.

H. Uhlenbruck

Project Management – New Tools at GRS

The competence field Project Management & Controlling covers planning, controlling and technical assistance in all GRS projects. In general, this includes all phases of a project from project acquisition to project completion. This centralised project management also ensures a harmonised external presentation of the projects and enables fast finding of solutions when decisions on the setting of priorities have to be made.

GRS uses new software tools for a better co-ordination of the total volume of contracts and the administrative management of individual projects in the GRS competence fields in accordance with the corporate strategy. These products include a central document management system and evaluations from the project controlling system (Projekt-Kontroll-System – PKS) according to the competence fields.

Central document management system

In spring 2003, GRS set up a portal in which an organisation-wide document management system (DMS) is integrated for channelling and central processing of its knowledge flows. The DMS supports the central administration and project docu-

mentation electronically. In this regard, the so-called project file consists of a central file with all quality-assured project- and contract-relevant documents and a working file where the technical reports and documents and, if available, preliminary work results can be accessed and processed. This reduces the number of documents in paper form to a considerable degree. In future, only those documents have to be filed in paper form that have original signatures (GRS offers, customer contracts etc.). As a suitable software package, SHAREPOINT enables to record all project-relevant documents electronically according to standardised specifications and to file them in a structured form. By means of a register structure, the documents can be retrieved and evaluated in a simple and clear manner. When re-

8

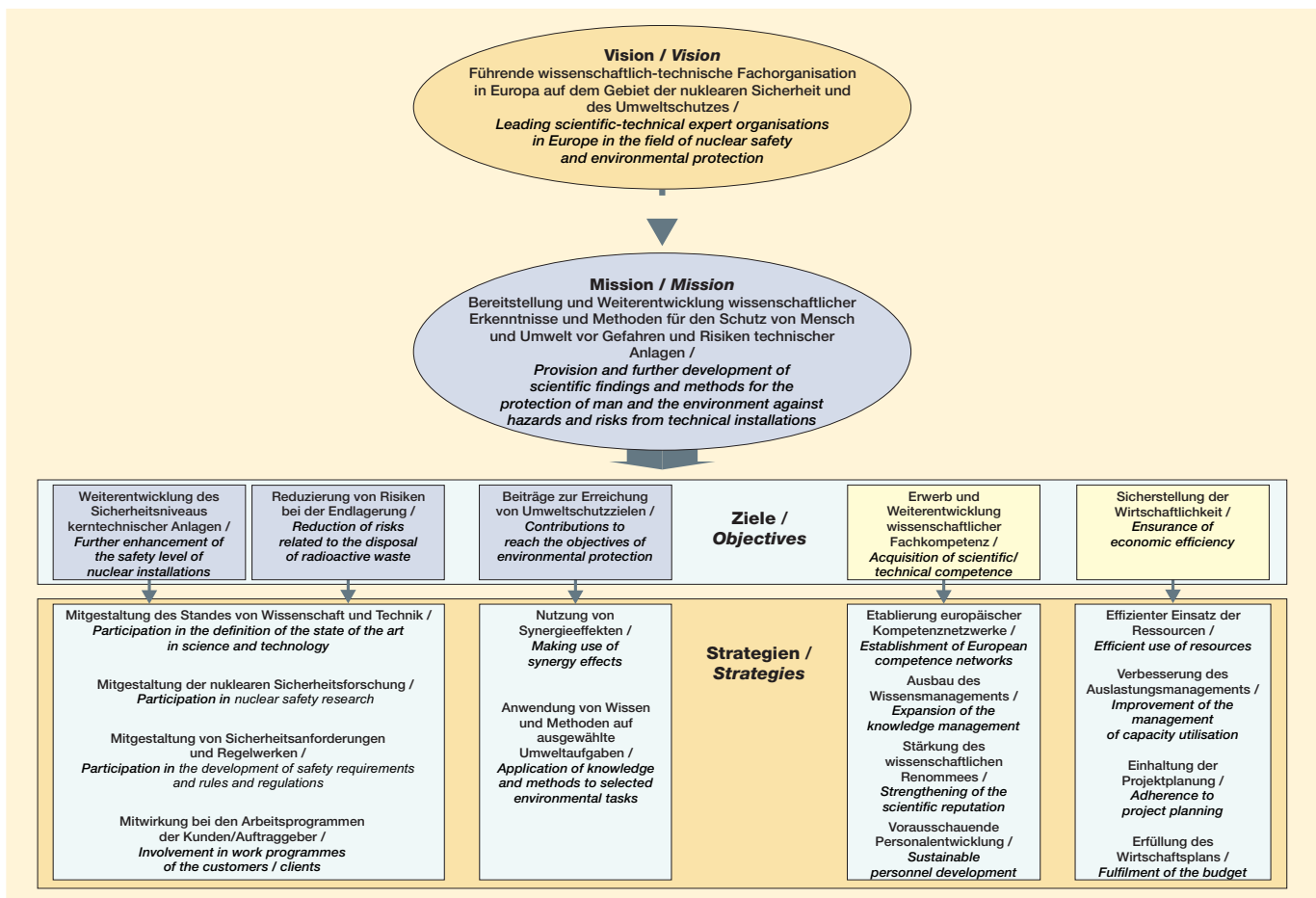
Umstellung auf die prozessorientierte ISO 9001:2000

Changeover to the Process-oriented ISO 9001:2000

1997 implementierte die GRS das Qualitätsmanagement-System auf der Grundlage der Norm ISO 9001:1994. Hieraus ergaben sich firmenweit wesentliche Veränderungen und Verbesserungen. Die Abstimmungsprozesse zwischen Projektleitung, Controlling und Linie wurden optimiert. Dadurch wurde die Arbeitsweise in der GRS effektiver und transparenter. Dies wirkte sich

auch auf wesentliche Standarddokumente (z.B. Angebotsstrukturen, Arbeitspaketbeschreibungen, Projektkarte) zur Angebotsabgabe und Berichtserstellung aus. Nach ihrer Weiterentwicklung und Harmonisierung sind sie nun elektronisch für jeden Mitarbeiter an jedem Standort verfügbar. Hinzu kam die so genannte Projektakte, die es als elektronische Projektdokumentation in

Form einer Zentral- und Arbeitsakte erlaubt, das projektbezogene Wissen und alle Dokumente, die für das Projekt von Belang sind, zu dokumentieren und zu verwalten. Ergänzend dazu ermöglicht das Abteilungsplanungssystem (APS) als ein Steuerungsinstrument des Abteilungsleiters, die Abteilungsaufträge administrativ zu verfolgen und zu steuern.



▲ Zielsystem der GRS

GRS target system

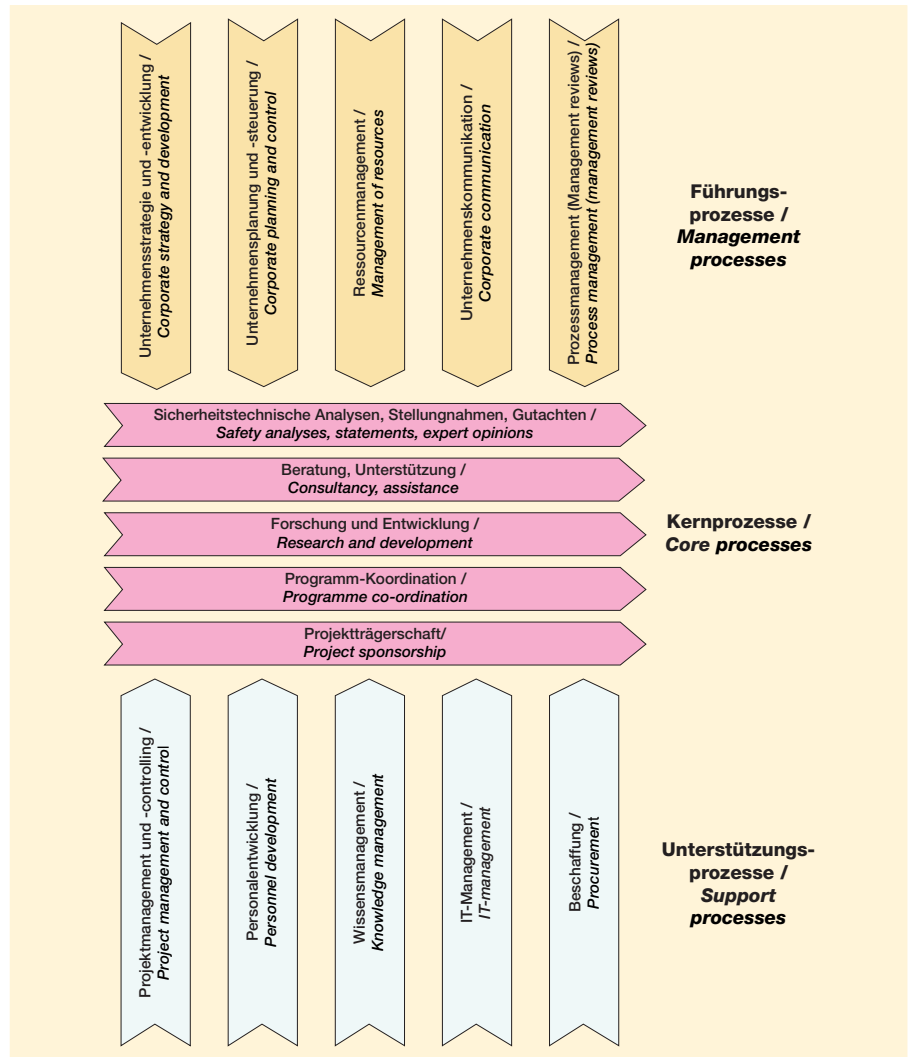
Seit Dezember 2002 findet in der GRS die Umstellung auf die neue ISO 9001:2000 statt. Ein externer Berater unterstützt das GRS-Projektteam bei der Definition und Beschreibung der Prozesslandschaft.

Die prozessorientierte Ausrichtung der neuen ISO-Norm führt dabei zu einer grundsätzlichen Neugestaltung der Struktur, Umsetzung und Dokumentation des QM-Systems. Neben der Integration der aktuellen Instrumentarien schreibt die ISO 9001:2000 wesentliche neue Schritte vor:

- Stärkere Einbeziehung der Geschäftsführung, die für die Ausrichtung und Weiterentwicklung der Unternehmenspolitik, -kultur und -ziele verantwortlich ist
- Vorgabe konkreter Maßnahmen, um die Zufriedenheit der Kunden zu steigern
- Praktische Umsetzung und Realisierung des Zielsystems der GRS mit ihren Unternehmensaufgaben (Mission), Unternehmensstrategien (Vision) und entsprechenden Arbeitsprozessen. Hierbei werden Führungsprozesse, Kernprozesse (Projekte, Produkte) und Unterstützungsprozesse unterschieden. Dazu identifizierten interne Arbeitsgruppen GRS-spezifische Kernprozesse und unterteilten diese in weitere Teilprozessschritte. Sie werden im QM-Handbuch, gegliedert in drei hierarchische Ebenen, dokumentiert. Spezielle Indikatoren für die Kernprozesse erlauben es, die Qualität der GRS-Produkte, z. B. im Hinblick auf die Kundenzufriedenheit zu messen.

Nach Abschluss der Rezertifizierung im Dezember 2003 durch den TÜV steht die gesamte QM-Dokumentation allen Mitarbeitern im GRS-Portal in elektronischer Form zur Verfügung. Dabei sind die anzuwendenden QM-Standarddokumente den Kern- und Unterstützungsprozessen zugeordnet.

Mit der Implementierung der ISO 9001:2000 in die GRS wird ein weiterer Meilenstein der Zukunftsfähigkeit des Unternehmens gelegt.



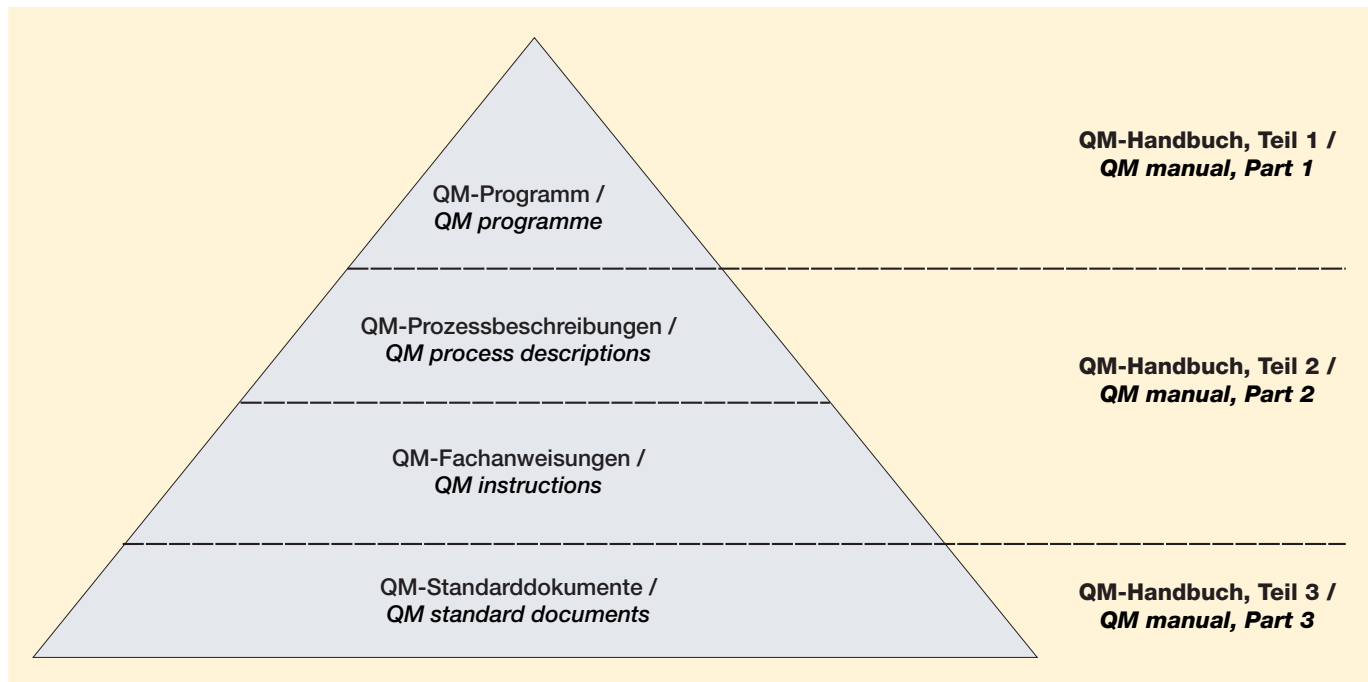
▲ Prozess-System der GRS
GRS process system

Changeover to the Process-oriented ISO 9001:2000

In 1997, GRS implemented the quality management system on the basis of the ISO 9001:1994 standard. This led to essential changes and improvements throughout the company. The co-ordination processes between project management, controlling and line were optimised, thus making the work of GRS more effective and transparent. This also had an effect on basic standard documents (e. g. offer structures, work package descriptions, project map) for tendering and preparation of reports. After further development and harmonisa-

tion, they are now available to each staff member at each GRS location. This was supplemented by the so-called project file which, as electronic project documentation in form of a central and working file, enables the documentation and administration of the project-related knowledge and all project-relevant documents. In addition, the departments planning system (Abteilungsplanungssystem – APS), as a control instrument of the department head, enables administrative tracking and control of the tasks assigned to a department.

Since December 2002, GRS has been implementing the changeover to the new ISO 9001:2000. An external consultant assists the GRS project team in the definition and description of the process landscape.



▲ Struktur der QM-Dokumentation
Structure of QM documentation

In this regard, the process-oriented approach of the new ISO standard leads to a fundamental redesign of structure, implementation and documentation of the QM system. In addition to the integration of the applicable instruments, ISO 9001:2000 stipulates essential new steps:

- Increased involvement of the GRS management which is responsible for the orientation and further development of the corporate policy, culture and objectives
- Specification of concrete measures to enhance customer satisfaction

- Practical implementation and realization of the target system of GRS with its corporate tasks (mission), corporate strategies (vision) and corresponding work processes. In this regard, distinction is made between managerial, core processes (projects, products) and support processes. For this purpose, internal work groups identified GRS-specific core processes and divided these into further sub-process steps. They are documented in the QM manual, structured according to three hierarchical levels. Special indicators for the core processes allow to measure the quality

of the GRS products, e. g. with regard to customer satisfaction.

After termination of the recertification process in December 2003 by the TÜV, the entire QM documentation will be available to all staff members in electronic form via the GRS portal. Here, the QM standard documents to be used are assigned to the core and support processes.

With the implementation of ISO 9001:2000 at GRS, another milestone will be set for the company's sustainability.

U. Holzhauser, S. Weber

9

Kommunikation Communication

Die GRS hat sich als kompetenter Partner der Öffentlichkeit in Fragen der nuklearen Sicherheit, des Strahlen- und Umweltschutzes positioniert. Das öffentliche Interesse an der Aufklärung und Erläuterung aktueller Ereignisse ist ungebrochen. 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 interne Kommunikation, gerade auch vor dem Hintergrund der notwendigen Kompetenzerhaltung in der Kerntechnik, gewinnt zunehmend an 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 über aktuelle Entwicklungen im Unternehmen informiert sowie die technischen Seminare, die dazu dienen, Ergebnisse laufender Projekte zu vermitteln.

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

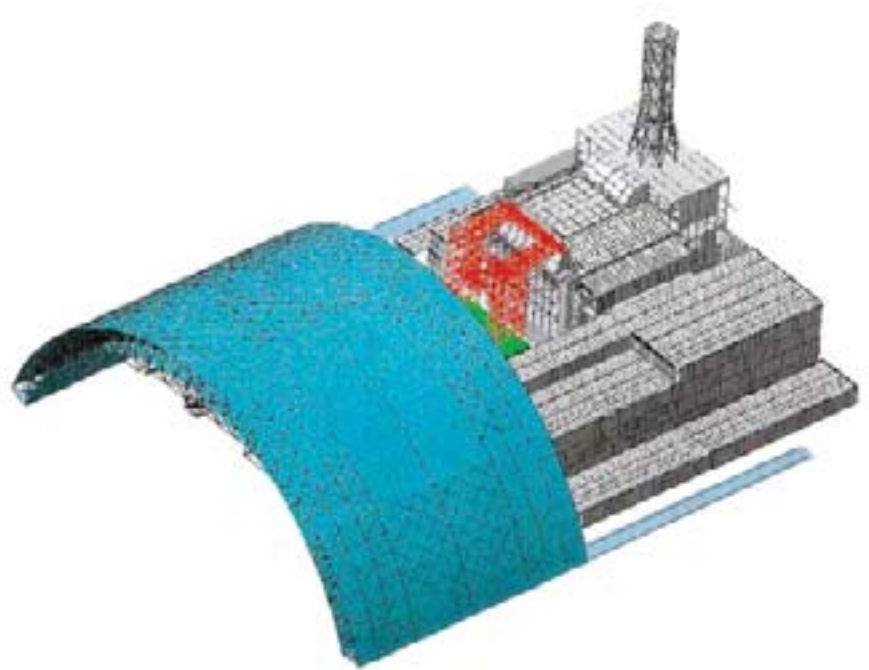
und Seminare auch im Auftrag des Bundes und internationaler Institutionen.

Presse

Seit vielen Jahren ist die GRS für Journalisten kompetenter Ansprechpartner. Sie wurde zu nationalen Geschehnissen ebenso um Information und fachliche Aufklärung gebeten wie zu internationalen Entwicklungen und Ereignissen. Schwerpunkte des öffentlichen Interesses waren vor allem Tschernobyl, die Sicherheit des tschechischen Kernkraftwerks Temelin, die Knallgasexplosion im Kernkraftwerk Brunsbüttel, 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.

Tschernobyl – Der 26. April ist der Jahrestag der Katastrophe von Tschernobyl. Regelmäßig führt er zu einem regen Interesse der Medien. Im Vordergrund standen der so genannte „Shelter Implementation Plan“ (SIP), ein Konzept für eine neue Umhüllung des vorhandenen Sarkophags, ebenso wie die Arbeiten zur Entsorgung der stillgelegten Kraftwerksblöcke 1 – 3.



▲ Architekturzeichnung der geplanten neuen Umhüllung um den zerstörten Block 4 des Kernkraftwerks Tschernobyl

Architectural drawing of the planned new shelter around the destroyed Unit 4 of the Chernobyl Nuclear Power Plant

Kernkraftwerk Temelin – Angesichts der Probleme bei der Inbetriebnahme und der von der GRS für das Bundesumweltministerium durchgeführten Bewertung ausgewählter Sicherheitsfragen war der Bedarf an Hintergrundinformationen und Interviews sehr groß. Vielfach konnte dabei auf die Analyse, die auf der GRS-Webseite publiziert ist, verwiesen werden. Allerdings musste immer wieder klargestellt werden, dass die GRS nicht die Aufgabe hat, die anforderungsgerechte Umsetzung der einzelnen Maßnahmen im tschechischen Genehmigungsverfahren bzw. in der Anlage zu überprüfen. Für die Durchführung des Genehmigungsverfahrens und die Überwachung der vollständigen Erfüllung aller Genehmigungsvoraussetzungen sind allein die für die nukleare Sicherheit zuständigen Stellen in der Tschechischen Republik verantwortlich.

11. September 2001 – Die Terroranschläge in den USA am 11. September 2001 demonstrierten die Verletzlichkeit unserer auf hohem technischen Niveau basierenden Zivilisation und eröffneten eine neue Sicherheitsdiskussion. Gezielte Anschläge mit großen Passagierflugzeugen lagen außerhalb des Vorstellbaren und wurden dementsprechend nicht in die Sicherheitsauslegung einbezogen.

In Deutschland wurde bei der Auslegung der Kernkraftwerke gegen Flugzeugabsturz eine schnell fliegende Militärmaschine zugrunde gelegt. Der Bundesumwelt- und der Bundeswirtschaftsminister beauftragten daher die GRS zu untersuchen, wie weit der Schutz deutscher Kernkraftwerke bei derartigen Anschlägen reicht und welche Analysemethoden zur Simulation möglicher Auswirkungen zur Verfügung stehen. Die GRS schloss ihre Arbeiten mittlerweile ab; jedoch wurden die Ergebnisse aus verständlichen Gründen bisher nicht veröffentlicht.

Kernkraftwerk Brunsbüttel – Die Zerstörung der Deckelsprühleitung durch eine Knallgasexplosion am 14. Dezember 2002 beherrschte Anfang 2003 die Diskussion in der Öffentlichkeit. Ein zunächst vom Betreiber als unbedeutend eingeschätztes Leckereignis entpuppte sich als gravierender Störfall, der allerdings glimpflich ablief. Hierzu wurde die GRS häufig aufgefordert, Ursachen, Mechanismen und Auswirkungen der Explosion zu erläutern.



▲ Screenshot des GRS-Portals
Screenshot of the GRS Portal

Weitere Themen – Neben diesen zentralen Themen gab es eine Reihe weiterer Ereignisse, für die sich die Presse interessierte, u. a.:

- Kernkraftwerk Obrigheim: Sicherheitstechnische Bedeutung der Borsäurekonzentration beim Wiederaufstart, Schutz gegen Flugzeugabsturz,
- angeblicher Fund von „PAC-Kügelchen“ (PAC - Plutonium-Amercium-Curium) in der Umgebung von Hanau und Geesthacht,
- Schutz deutscher Kernkraftwerke gegen Hochwasser vor dem Hintergrund der Hochwassersituation Mitte/Ende des Jahres 2002,

- generelle Sicherheitsfragen bei Abriss und Rückbau von Kernkraftwerken vor dem Hintergrund der Stilllegung des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich,
- Stilllegung der Sellafield-Reaktoren (Windscale),
- Erdbebensicherheit, IAEA-Aktivitäten zur Sammlung von Erfahrungen.

Medienecho

Für die Tagesarbeit, aber auch um aktuelle Entwicklungen und Trends zu verfolgen, werden in der GRS täglich bedeutende regionale und überregionale Zeitungen und Magazine hinsichtlich der Themen Kernenergie und Umwelt ausgewertet. Die Artikel stehen allen Mitarbeitern über eine Datenbank zur Verfügung. Die Presseresonanz 2002/2003 auf technisch-wissenschaftliche Informationen der GRS war beachtlich.

Interne Kommunikation

Angesichts der verschiedenen Standorte in Berlin, Braunschweig, Garching bei München, Köln sowie Kiew, Moskau und Paris und der Vielfalt der Arbeitsfelder hat die interne Kommunikation einen besonderen Stellenwert für das Unternehmen. Dabei geht es nicht nur um reine Informationsvermittlung. Interne Kommunikation muss letztlich auf einem gemeinsamen Verständnis der Unternehmenskultur aufsetzen mit der Bereitschaft, Wissen zu teilen und Erfahrung weiter zu geben. Aus diesem Grund hat die Geschäftsführung den Entwurf eines Unternehmensleitbildes zur Diskussion gestellt. Alle Mitarbeiter wurden eingeladen, Vorschläge für Verbesserungen zu machen oder Kommentare abzugeben. Das Unternehmensleitbild ist inzwischen veröffentlicht.

Wichtige technische Instrumente der internen Kommunikation sind moderne Kommunikationseinrichtungen, zu denen die Standort übergreifende PC-Vernetzung aller Mitarbeiter auf einer Lotus Notes Plattform gehört. Mit Microsoft Sharepoint hat die GRS 2003 zusätzlich ein Portal aufgebaut und in Betrieb genommen, um ihre Wissensströme zu kanalisieren und zentral aufzubereiten. Die GRS-Mitarbeiter erhalten so Zugang zu allen Informationsquellen, wie



▲ Die Datenbank InfoBREST enthält Informationen zu technischen, wirtschaftlichen, gesellschaftlichen und politischen Entwicklungen in der Kernenergienutzung.

The InfoBREST database contains information on technical, economic, societal and political developments regarding the use of nuclear energy.

beispielsweise Weiterbildungsangebote, Diskussionsforen, Nachrichten und Arbeitsprozesse der GRS. Darüber hinaus sind dort auch eine Vielzahl von internen Datenbanken zugänglich, 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. Die Transparenz der Geschäftsprozesse und ein offener Dialog über alle Hierarchien hinweg sind wesentliche Elemente der Unternehmenskultur.

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 systematischen 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 Pro-

jekte 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.

Obwohl die Webseite der GRS intensiv genutzt wurde, entsprach sie nicht mehr den aktuellen Anforderungen, da sie sich seit der ersten Freischaltung im Jahre 1995 rasant entwickelt hatte. Daher wurde Ende 2002 mit den Arbeiten für einen Relaunch der GRS-Webseite begonnen mit dem Ziel,



▲ Die neue mit einem modernen dezentralen Redaktionssystem ausgestattete Webseite der GRS hat bereits in den ersten Wochen eine breite positive Resonanz erfahren.

The new GRS website, provided with a modern decentralised editorial system, has received a widespread positive response already in the first weeks.

den Nutzwert für die externen Besucher und die eigenen Mitarbeiter zu erhöhen, die Orientierung zu erleichtern, das Design zu modernisieren, Informationen schneller bereitzustellen und dadurch den Internet-Auftritt insgesamt attraktiver zu gestalten. Zum EUROSAFE Forum 2003 in Paris wurde die neue mit einem modernen dezentralen Redaktionssystem ausgestattete Webseite freigeschaltet. Der neue Internet-Auftritt hat bereits in den ersten Wochen eine breite positive Resonanz erfahren.

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 in den Jahren 2002 und 2003 eine Vielzahl wissenschaftlicher Recherchen in Form von Publikationsnachweisen, Datenzusammenstellungen, 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 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.

Besonders gefragt waren weiterhin die Berichte „Zur Sicherheit des Betriebs der Kernkraftwerke in Deutschland“ (GRS-S-46), der nachgedruckt werden musste und „Deutsch-französische Initiative für Tschernobyl“ (GRS/IPSN-2, viersprachig: deutsch, französisch, englisch, russisch). Im Berichtszeitraum wurden u. a. folgende Berichte von allgemeinem Interesse veröffentlicht:

- Die Akquisitionsbroschüre „Technology for the Benefit of All“ ist die englische Version der Broschüre „Technik im Dienste des Menschen“. Sie beschreibt das nicht-nukleare Know-how der GRS auf den Gebieten Umweltschutz, Zuverlässigkeit und Risiko, Energie, Informationstechnologie und Qualitätsmanagement. Sie soll insbesondere helfen, nicht-nukleare Projekte auch auf internationaler Ebene zu akquirieren.
- Der Bericht GRS-S-41 „Atomrechtliche Genehmigung und Aufsicht in Deutschland“ wurde überarbeitet und an das geänderte Atomgesetz angepasst. Er ist im Internet verfügbar. Eine englische Fassung ist in Arbeit.
- Der Bericht „Assessment of the Situation of Centres of Competence in the Fields of Nuclear Fission and Radiation Protection“ wurde im Auftrag der Europäischen Kommission zusammen mit anderen wissenschaftlichen Einrichtungen in Europa erarbeitet und von der GRS herausgegeben (GRS-181). Er beschreibt die Situation dieser Kompetenzzentren in den Ländern der Europäischen Union und den Beitrittsländern. Mit Hilfe eines Fragebogens wurden Daten von mehr als 200 europäischen Organisationen in einer Datenbank erfasst. Sie vermitteln u. a. eine Übersicht über die Arbeitsschwerpunkte auf experimentellen und analytischen Gebieten, die hierfür eingesetzten Personalkapazitäten, bestehende Kooperationen und Netzwerke sowie über Planungen und neue Schwer-

punktbildungen. Die Daten werden derzeit in das „Offene Informationssystem“ der Gemeinsamen Forschungsstelle in Petten und in das MICHELANGELO Network der EU integriert.

- Der Bericht „Fortschrittliche Methoden für eine Brand-PSA – Entwicklung fortschrittlicher Methoden zur realitätsnahen Durchführung anlagenspezifischer probabilistischer Brandrisikoanalysen“ (GRS-190) gibt einen Überblick über die Methodenentwicklung für die Bewertung des übergreifenden auslösenden Ereignisses Brand.

Beteiligung an Ausstellungen

Braunschweiger „Tage der Forschung“

Die Braunschweiger „Tage der Forschung“ entwickeln sich zunehmend zur Leistungsschau der regionalen Wissenschaftseinrichtungen. Im Jahre 2003 fand die Veranstaltung, die mittlerweile zum dritten Mal ausgerichtet wird, vom 20. bis 22. Juni 2003 in den Räumen des Braunschweiger Landesmuseums statt und hatte fast 10 000 Besucher. Teilnehmende Institutionen waren Institute der Universitäten, Fachhochschulen und Forschungseinrichtungen der Forschungsregion Braunschweig, darunter auch die GRS.

Im Mittelpunkt des diesjährigen Beitrags der GRS stand die Forschung zur Entsorgung gefährlicher Abfälle. Während die Problematik radioaktiver Abfälle im Bewusstsein der Öffentlichkeit weitgehend präsent ist, spielen Gedanken über das Aufkommen und den Verbleib der weitaus größeren Masse chemisch-toxischer Abfälle kaum eine Rolle.

In der Präsentation wurde dies anhand der wichtigsten Schwermetallquellen im Haushalt verdeutlicht: Batterien und Akkus. Nur den wenigsten Ausstellungsbesuchern war bekannt, dass etwa zwei Drittel der jährlich allein in Deutschland verbrauchten 900 Millionen Batterien nicht im Recycling, sondern im Hausmüll landen. Bei seiner Verbrennung reichern sich die Schwermetalle aus den Batterien, z. B. Nickel und Cadmium, in den

Verbrennungsprodukten an, welche dann häufig als Sondermüll in Untertagedeponien entsorgt werden müssen.

Ein wichtiges Ziel der chemischen Forschung bei der GRS ist, Aussagen über das Maß der Schadstoffmobilisierung zu treffen, das durch Wasserzutritt in Untertagedeponien und Wechselwirkungen mit den eingelagerten Abfällen verursacht werden kann. Zur Beantwortung dieser Fragen ermittelt die GRS im Labor die notwendigen geochemischen Datensätze, die ihrerseits die geochemische Modellierung der Langzeitvorgänge stützen. Der Ausstellungsbeitrag der GRS zeigte am Beispiel des Bleis, welche Modellparameter zu ermitteln sind, um die Lösungskonzentration des Bleis bei der Reaktion zwischen Abfällen und wässrigen Lösungen vorauszusagen. Dabei wurden Besucher selbst zu Forscherinnen und Forschern: Mitarbeiter des geochemischen Labors der GRS hatten einen vollständigen UV-VIS-Spektrometer-Messstand aufgebaut, mit dem die Bindungsform des Bleis in salzhaltigen Lösungen bestimmt werden konnte. Die Besucher hatten Gelegenheit, am Messgerät zu arbeiten und mit Hilfe der GRS-Wissenschaftler die Messspektren zu interpretieren.

Der Ausstellungsbeitrag stieß auf reges Interesse. In zahlreichen Einzelgesprächen wurden ausgehend von den Posterpräsentationen Fragen rund um die wissenschaftliche Arbeit der GRS diskutiert: z. B. Batterierecycling, Abfallentsorgung, Umgang mit radioaktiven Abfällen, deutsche Forschungspolitik. Die seitens der GRS erzielten Erkenntnisse wurden dabei als wichtiger Beitrag zur Lösung drängender Abfallentsorgungsprobleme erkannt.

Tag der offenen Tür in Garching

Zum ersten Mal beteiligten sich am 25. Oktober 2003 GRS und ISTec beim Tag der offenen Tür auf dem Forschungsgelände in Garching. Die Besucher konnten sich über den Verlauf und die Beherrschung eines Kühlmittelverlust-Störfalls am Analyse-simulator, die Geräusch- und Schwingungsanalyse in Reaktoren und die Übertragung der Schwingungsanalyse auf die konventionelle High-Tech von ICE Hochgeschwin-



▲ Tag der offenen Tür in Garching: Reinhold Sunder (im Vordergrund rechts an einem Original ICE-3 Fahrgestell) und Kurt Kieninger (2. von links, beide ISTec) informierten die Besucher u. a., wie Schwingungsanalysen aus der Kerntechnik auf die konventionelle High-Tech von ICE-Hochgeschwindigkeitszügen übertragen werden können.

Open day in Garching: Reinhold Sunder (right front at an original ICE-3 bogie) and Kurt Kieninger (2nd from left, both from ISTec) informed the visitors, among others, how vibration analyses performed in the nuclear sector can be applied to the conventional high tech of ICE high-speed trains.

digkeitszügen informieren. Technik zum Anfassen bot ISTec mit zwei echten ICE 3-Fahrgestellen, aufgestellt in einer ehemaligen Halle des alten Forschungsreaktors. Dort erfuhren die Besucher unter anderem wie die Messaufnehmer und die Verkabelung an den Fahrgestellen befestigt werden, um schließlich den Zugführer, aber auch durch Datenübertragung Wartungszentren der Bahn AG mit aktuellen Informationen zum technischen Zustand der hoch beanspruchten Bauteile zu versorgen. Auslöser für diese innovative Entwicklung war der tragische ICE-Unfall in Eschede am 3. Juni 1998. Als besondere technische Herausforderung für die ISTec-Mannschaft erwies sich u. a., Messaufnehmer und Kabel ohne zusätzlichen Bohrungen zu befestigen und zu verlegen. Auftraggeber und Hersteller hatten es aus Stabilitätsgründen verlangt.

Notfallübung

Im Rahmen einer von der GRS konzeptionell vorbereiteten und durchgeführten Notfallübung in einem deutschen Kernkraftwerk

hat die GRS außerdem die Rolle der Öffentlichkeit (Presse, kommunale Behörden und Einrichtungen, regionale Organisationen etc.) simuliert. Die GRS verfügt auf Grund ihrer Erfahrung im Umgang mit der Öffentlichkeit auch in Krisenfällen über die notwendigen Kenntnisse, Informationsbedarf und Reaktionen der Öffentlichkeit realitätsnah einzubringen. Der mit der Bewältigung des Notfalls beschäftigte Krisenstab der Anlage wurde permanent den bewusst als Störfaktor eingestreuten telefonischen Anfragen ausgesetzt. Diese Übung sollte Erkenntnisse liefern, wie stressfest die Betriebsführung in derartigen Fällen ist und ob die gegebenen Informationen situationsgerecht sind.

Wissenschaftlicher Erfahrungsaustausch

Die GRS steht in einem kontinuierlichen Erfahrungsaustausch mit der Fachwelt und unterhält weltweit Kontakte zu den relevanten Expertenorganisationen. Die GRS-Mit-

arbeiter 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 Berichtszeitraum haben über 30 größere Veranstaltungen stattgefunden, davon sind nachfolgend einige wichtige dokumentiert. Herausragende Bedeutung hatten die gemeinsam mit IRSN veranstalteten internationalen Foren EUROSAFE.

EUROSAFE – Forum für nukleare Sicherheit

Die seit 1977 von der GRS jährlich veranstalteten Fachgespräche werden seit fünf Jahren gemeinsam mit dem Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) im Forum für nukleare Sicherheit – EUROSAFE – weitergeführt. Zu den Partnern von EUROSAFE, die im Programmkomitee mitarbeiten, zählen inzwischen die Europäischen Sicherheitsorganisationen AVN (Belgien), CSN (Spanien), HSE (Großbritannien), SKI (Schweden) und VTT (Finnland).

Der Tagungsort wechselt zwischen Deutschland und Frankreich. Das EUROSAFE-Forum 2002 fand am 4. und 5. November in Berlin statt. Veranstaltungsort der EUROSAFE 2003 war am 25. und 26. November Paris. Bei beiden Konferenzen trafen sich rund 500 internationale Fachleute und Wissenschaftler aus Politik, technischen Sicherheitsorganisationen, Forschungseinrichtungen, Sicherheitsbehörden, der Energiewirtschaft, der Industrie und staatlichen Institutionen sowie Nicht-Regierungsorganisationen. Sie kamen neben Frankreich und Deutschland aus fast allen Ländern West- und Osteuropas sowie aus Asien, Afrika, Nord- und Südamerika.

Die Teilnehmer aus den unterschiedlichen Nationen belegen, dass die Herausforderungen auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit zunehmend international geprägt sind. So nimmt auf allen Gebieten die Bedeutung internationaler Lösungsansätze zu, z. B. bei der Änderung grundlegender Technologien wie der Leittechnik, bei den



▲ Der Tagungsort von EUROSAFE wechselt zwischen Deutschland und Frankreich: Blick in die Tagungsräume in Berlin (oben) und Paris.

The EUROSAFE venue alternates between Germany and France: View into the conference rooms in Berlin (top) and Paris.

Auswirkungen des liberalisierten Strommarktes, bei Forderungen zur Verbesserung der Sicherheit, bei der Alterung von kerntechnischen Einrichtungen, bei der Entsorgung, bei der Erhaltung und Stärkung der wissenschaftlichen und technischen Wissensbasis oder wenn es um die Notwendigkeit größerer Transparenz geht. Die Entwicklung der Europäischen Union und ihre Erweiterung im Jahr 2004 erfordern eine enge Zusammenarbeit zwischen den technischen Sicherheitsorganisationen und eine weitere Annäherung von Sicherheitspraktiken in Europa. Das Motto von

EUROSAFE lautet daher – seit dem Forum 2003 als ständiger Untertitel – „Towards the Convergence of Technical Nuclear Safety Practices in Europe“ (Annäherung kerntechnischer Sicherheitspraktiken in Europa).

Die EUROSAFE-Foren in Berlin und Paris gingen auf all diese Themen ein: In Berlin im Rahmen einer Plenarveranstaltung zum Thema „Annäherung kerntechnischer Sicherheitspraktiken in Europa“ und in Paris zum Thema „Kerntechnische Expertise und die Herausforderung der EU-Erweiterung“

mit anschließenden Podiumsdiskussionen. In insgesamt jeweils ca. 50 Fachbeiträgen von GRS, IRSN und deren Partnern in der EU, der Schweiz und Osteuropa, wurden im Rahmen von fünf Seminaren die Schwerpunkte „Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen – Bewertung und Analyse“, „Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen – Forschung“, „Entsorgung radioaktiver Abfälle“, „Umwelt- und Strahlenschutz“ sowie „Sicherung kerntechnischer Materialien“ behandelt.

Wie geht es weiter? Diese Frage stellt sich bei der Situation der Kerntechnik in der Bundesrepublik Deutschland. Selbst wenn der Ausstiegsbeschluss der Regierungskoalition konsequent realisiert wird, werden noch zwanzig Jahre Atomaufsicht über den Betrieb der Kernkraftwerke und darüber hinaus weitere zwanzig Jahre für die Stilllegung dieser Anlagen erforderlich sein. Deswegen sieht Lothar Hahn, technisch-wissenschaftlicher Geschäftsführer der GRS, die Kompetenzerhaltung als ein zentrales Thema. Dies machte er vor den internationalen Fachleuten in Berlin deutlich.

Das Thema „Annäherung kerntechnischer Sicherheitspraktiken in Europa“ füge sich gut in den Rahmen der wachsenden Globalisierung der nuklearen Sicherheitsdebatte ein, betonte Rainer Baake, Staatssekretär im Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, vor den Fachleuten. Klar solle aber auch sein, dass auf Dauer die Verantwortung für die Lasten der nuklearen Sicherheit und der Entsorgung bei den jeweiligen Ländern liegen müsse, welche die Atomenergie bisher zur Stromerzeugung genutzt hätten und weiter nutzen wollen. Hohe finanzielle Aufwendungen der internationalen Gemeinschaft zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit, so Baake, und Billigstromexporte aus den entsprechenden Ländern würden jedenfalls nicht zusammenpassen.

1992 hätten die G7 begonnen, sich mit der nuklearen Sicherheit in den Ländern von Mittel- und Osteuropa auseinander zu setzen. In der Folge seien spezielle Fonds bei der Europabank in London geschaffen worden, um die nukleare Sicherheit in diesen Ländern zu verbessern. In diesem Prozess sei evident geworden, wie unterschiedlich Fragen der nuklearen Sicherheit und der

nuklearen Entsorgung in Ost und West gehandhabt würden.

Eine Reihe von Ländern habe sich um den Beitritt zur Europäischen Union beworben und die Union erwarte von ihnen, dass sie bestimmte nukleare Sicherheitsstandards erfüllten. Auf der Grundlage von Untersuchungen der in der EU tätigen atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden würden Empfehlungen zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit in den beitragswilligen Ländern von einer Arbeitsgruppe des EU-Rates erarbeitet.

Die Anforderungen würden sich zum einen auf das atomrechtliche Regelwerk, die Organisation und die Arbeitsweise der Aufsichtsbehörden beziehen, zum anderen enthielten sie spezifische technische Sicherheitsanforderungen. Darüber hinaus hätten sich einzelne Beitrittsländer zur Schließung bestimmter Reaktorblöcke verpflichtet. Der Staatssekretär erklärte, alle Beitrittskandidaten hätten zugesichert, die Anforderungen der EU zu erfüllen.



▲ Rainer Baake, Staatssekretär im BMU, auf der EUROSAFE 2002 in Berlin

Rainer Baake, State Secretary at the BMU, at EUROSAFE 2002 in Berlin

Unabhängig von der Rechtsgrundlage bliebe inhaltlich zu klären, welche Sicherheitsstandards verwendet werden könnten. Die einzigen international abgestimmten nuklearen Standards seien diejenigen der IAEO. Nach Baake sollten sie weiterentwickelt werden, um universal anwendbar zu sein.

Auf der Tagung in Berlin wurde auch deutlich, dass es noch kein geschlossenes europäisches Regelwerk gibt. Dies liegt im Wesentlichen an den unterschiedlichen Reaktortypen und an der geschichtlichen Entwicklung der Normen in den Atomenergie nutzenden Ländern. Die Anlagenbetreiber haben die Verantwortung für Betrieb und nukleare Sicherheit ihrer Kraftwerke. Regulierungsmaßnahmen sollten national ergriffen werden, international werde dies als schwierig durchsetzbar angesehen. Gefordert werden grundlegende Sicherheitsanforderungen, die von allen Betreibern kerntechnischer Anlagen erfüllt werden sollten. Deutlich wurde ebenfalls, dass zum gemeinsamen Verständnis einer Sicherheitspraxis noch viel internationale Zusammenarbeit erforderlich ist.

Die von IRSN und GRS gemeinsam entwickelte EUROSAFE-Webseite (www.eurosafe-forum.org) enthält u. a. die Vorträge der bisherigen Konferenzen und dient als Diskussionsforum. Sie bietet darüber hinaus die Möglichkeit, sich für die bevorstehende Konferenz online anzumelden. Außerdem findet der Besucher die gemeinsame Zeitschrift „EUROSAFE Tribune“ als pdf-download. Mit dieser Zeitschrift wird der Zeitraum zwischen den jährlich stattfindenden EUROSAFE-Veranstaltungen genutzt, um die geführten Fachdiskussionen nachzuvollziehen, weitere Argumente und Gesichtspunkte einzubringen sowie neue Diskussionen auszulösen.

Das nächste EUROSAFE-Forum wird in Berlin am 8. und 9. November 2004 stattfinden.

Fachgespräch zur Deborierung

Das BMU hatte am 14. und 15. Januar 2002 bei der GRS Garching zu einem Fachgespräch zum Thema Deborierung beim

kleinen Leck mit Reflux-Condenser-Betrieb eingeladen. Es nahmen 23 Gäste vom BMU, den Landesbehörden (Bayern, Baden-Württemberg, Niedersachsen, Schleswig-Holstein), und den TÜVs (Süddeutschland, Hannover/Sachsen-Anhalt, Nord) sowie 11 GRS-Kollegen teil.

Zunächst berichteten die TÜVs über ihre Aktivitäten zur Deborierung bei kleinen Lecks.

Die GRS erläuterte in mehreren Vorträgen den Stand ihrer Untersuchungen:

- Stellungnahme zur möglichen Rekritikalität infolge Deborierung bei kleinem Leck mit Reflux-Condenser-Betrieb,
- Das Kernverhalten bei Entborierungsstörfällen im DWR und die Anforderungen an die Berechnungsmethoden,
- Präsentation neuester Analyseergebnisse mit dem anlagenspezifischen Störfallsimulator (GKN 2),
- CFD-Simulation von Vermischungsvorgängen,
- Experimentalprogramme PKL und ROCOM.

Als ein wichtiges Ergebnis zeigte sich, dass die Vermischungsvorgänge der sich im Ringraum ausbildenden Strähne aus Kondensat (Naturumlaufmassenstrom) und kaltseitiger Einspeisung mit dem ursprünglich im Ringraum und im unteren Plenum vorhandenen hoch boriierten Kühlmittel noch nicht ausreichend quantifizierbar sind. Aus diesem Grund müssen weitere UPTF-TRAM-Versuche ausgewertet und weitere Versuche in PKL und ROCOM durchgeführt werden. Die Analyse-Programme für die Thermohydraulik (System-Programme und CFD-Programme) benötigen eine vertiefte Verifikation.

Die Teilnehmer des Fachgesprächs beschlossen daher, eine Arbeitsgruppe zu bilden, die eine Fragenliste erstellt. Sie soll einheitlich von allen Landesbehörden bei den Betreibern eingereicht werden. Die Arbeitsgruppe tagte bereits am 6. Februar und am 13. März 2002.

Behördenseminar zu folgenschweren Ereignissen in Kernkraftwerken

Am 5. und 6. Februar 2002 fand in der GRS Köln das Seminar „Vermeidung oder Begrenzung von folgenschweren Ereignissen, Teil 1: Untersuchungen und Maßnahmen innerhalb der Anlage“ statt, das sich an die Vertreter der Aufsichts- und Genehmigungsbehörden richtet. Die 33 Teilnehmer wurden in acht Vorträgen u. a. über Risikoanalysen, Störfallbehandlung und Notfallprozeduren, Ablauf von Kernschmelzunfällen, die Rolle von Krisenstäben und Notfallübungen unterrichtet.

Bei rund einem Drittel der Teilnehmer handelte es sich um neue Mitarbeiter der Behörden, die bisher noch an keinem derartigen Seminar teilgenommen hatten.

Workshop Situation der Strahlenforschung in Deutschland

In Absprache mit dem Bundesministerium für Bildung und Forschung (BMBF) trafen sich Wissenschaftler aus den Großforschungszentren, Universitäten, Bundes- und Landeseinrichtungen und weiterer Fachinstitutionen sowie Mitarbeiter der Bundes- und Landesministerien am 7. und 8. März 2002 bei der GRS in Köln zum Workshop „Situation der Strahlenforschung in Deutschland“. Sie erörterten Möglichkeiten, wie die bedrohliche Entwicklung in der Strahlenforschung in Deutschland gestoppt oder umgekehrt werden könnte. Die Strahlenschutzkommission in ihrer Stellungnahme vom Juli 2000 als auch Erklärungen verschiedener Fachgruppen kamen übereinstimmend zu dem Schluss, dass dringend Handlungsbedarf bestehe, um den drohenden Know-how-Verlust bei der Strahlenforschung in Deutschland zu bremsen. Mangelnde Ausbildung an den Hochschulen oder der Verlust an Kenntnissen über die Wirkung ionisierender Strahlung bergen darüber hinaus erhebliche Risiken für die Bevölkerung. Bei Fortbestand der gegenwärtigen Tendenz würde sich auch der Einfluss Deutschlands in der internationalen Diskussion verringern.

Die GRS hat in einer aktuellen Bestandsaufnahme im Auftrag des BMBF die Fest-

stellungen der genannten Gremien untermauert.

Auf dem Workshop zeigten die Experten konkrete Handlungsmöglichkeiten auf, die es im Rahmen der Forschungspolitik umzusetzen gelte.

COMOS USERCLUB

Die 12. und 13. Treffen des COMOS USERCLUB fanden vom 27. Februar bis 1. März 2002 und am 26. und 27. Mai 2003 bei ISTec in Garching statt. Beim Treffen 2002 war neben den Fachleuten aus den Kernkraftwerken und Spezialisten von Pumpenherstellern auch technisches Personal der Deutschen Bahn (DB Systemtechnik bzw. ICE-Betriebswerk) in die Veranstaltung integriert. Sie erweiterten den Vortragsrahmen durch einschlägige Beiträge zur Instandhaltungspraxis der DB. Ein weiterer Referent erläuterte die Überwachungspraxis bei Flugtriebwerken. Seine Ausführungen ergänzte ein Besuch der Wartungshalle bei Lufthansa Technik am Flughafen München. Erstaunlich war in diesem Zusammenhang für viele Teilnehmer die Tatsache, dass bei Diagnose und Datenmanagement im kerntechnischen und verkehrstechnischen Bereich große Übereinstimmungen existieren.

Beim Treffen 2003 wurden neueste Erkenntnisse beim Einsatz automatischer Überwachungssysteme zur Schwingungsdiagnose (COMOSnt), Turbinen- und Zwangsumwälzpumpendiagnose (VIBRO-CAM plus COMOS), zur Diagnose im Hochgeschwindigkeitsverkehr (RW COMOS) und zur Überwachung artgleicher Maschinengruppen (tf-COMOS) vorgestellt. Die neueste Produktentwicklung tf-COMOS versteht sich als Crossover-Produkt der anderen Systeme: Hohe Systemperformance bei attraktivem Preisniveau. Die Idee zu dieser Systementwicklung wurde anlässlich einer Messung in Saudi-Arabien entwickelt: Hier standen baugleiche Pumpstationen mit identischer Maschinenausstattung im wahrsten Sinne in der Wüste und wären mit einer derart konzipierten Diagnostik völlig autark zu überwachen gewesen.

ReVK-Workshop

Auch im Jahr 2002, vom 11. bis 12. Juni, veranstaltete ISTec in Köln wieder einen Workshop für Anwender und Interessenten der Datenbank ReVK (Reststoff-Verfolgung und Kontrolle).

ReVK wurde von ISTec entwickelt und ist seit mehreren Jahren bei verschiedenen Firmen als Dokumentations- und Logistikprogramm für den Reststofffluss im Einsatz.

ISTec konnte zum Workshop 22 Gäste vom Bundesamt für Strahlenschutz, von Betreibern und aus der Industrie begrüßen. Es wurden Informationen zu Einführung, Betrieb und Weiterentwicklung von ReVK präsentiert. Außerdem diente der Workshop als Forum zum Erfahrungsaustausch. Neben den Vorträgen war Raum für Beratungsgespräche und Diskussion aller anderen Aspekte der Erfassung und Verwaltung von Reststoffen.

„Kompetenzverbund Kerntechnik“

Am 5. Juli 2002 traf sich der „Kompetenzverbund Kerntechnik“ in der GRS zu seiner sechsten Sitzung. Der Kompetenzverbund Kerntechnik ist ein Zusammenschluss von deutschen Großforschungseinrichtungen, Universitäten und der GRS zur Erhaltung der technisch-wissenschaftlichen Kompetenz in der Kerntechnik. Als ständige Gäste nehmen auch Vertreter der Bundesministerien für Wirtschaft und für Bildung und Forschung teil. Auf dieser Sitzung war auch das Bundesumweltministerium als Gast geladen. Dr. Peter Fritz vom Forschungszentrum Karlsruhe ist Sprecher des Verbundes. Lothar Hahn vertritt als Mitglied die GRS. Angesichts des drohenden Verlusts an Know-how ist es ein Ziel, die verfügbare und die notwendige Fachkompetenz auf dem Gebiet der Kerntechnik in Deutschland zu erfassen, um – darauf aufbauend – forschungspolitische Strategien zu planen und die mögliche Personalentwicklung aufzuzeigen. Dadurch soll u. a. sichergestellt werden, dass das hohe sicherheitstechnische Niveau in der Kerntechnik erhalten bleibt.

Auf der dicht gedrängten Tagesordnung standen im Wesentlichen die Vorträge von

Prof. Helmuth Böck (Wien) über das „European Nuclear Engineering Network“, Wolfgang Renneberg (BMU), Dr. Walter Sandtner (BMW) und Dr. Beatrix Vierkorn-Rudolph (BMBF) über die Maßnahmen und Planungen zur Kompetenzerhaltung in der Kerntechnik aus Sicht der jeweiligen Ministerien sowie ein Beitrag des GRS-Kollegen Dr. Klaus-J. Kollath über den Status und die Perspektiven der staatlich geförderten Reaktorsicherheitsforschung. Es wurde deutlich, dass allen Beteiligten die Wichtigkeit der Kompetenzerhaltung in der Kerntechnik bewusst ist und bereits vielfältige nationale und internationale Maßnahmen durchgeführt werden oder in Planung sind. Aus Sicht der GRS sind dabei die Absichten des BMU besonders von Interesse. Wolfgang Renneberg unterstrich, dass der BMU die Kompetenzerhaltung für die Behörden und ihre Sachverständigen in den nächsten Jahren fördern möchte. Dabei ist die GRS als zentrale Institution für die Organisation der Kompetenzerhaltung vorgesehen.

Im Rahmen der Initiativen zur Kompetenzerhaltung in der Kerntechnik veranstaltete das Deutsche Atomforum im Februar 2003 in Osnabrück und Regensburg Kolloquien für Studenten zum Thema „Perspektiven in

der Kerntechnik“. Die jeweils dreitägigen Kolloquien umfassten Vorträge, den Besuch eines Kernkraftwerks (Emsland bzw. Isar-1) sowie eine so genannte Job- und Praktikumsbörse. Die Vortragenden kamen von Herstellern, Betreibern, Behörden und technisch-wissenschaftlichen Sachverständigenorganisationen. Auch die GRS hat dort ihre Maßnahmen zur Kompetenzerhaltung präsentiert. Beide Veranstaltungen waren mit ca. 50 Studentinnen und Studenten unterschiedlicher Studienrichtungen – in der Mehrzahl Physik und Ingenieurwissenschaften – gut besucht.

Behördenseminare zur Kompetenzerhaltung

Die von der GRS organisierten und durchgeführten Behördenseminare des Bundesumweltministeriums sind gefragte Veranstaltungen. Sie dienen zum einen der „Verpflichtung zur Wahrnehmung, Sicherstellung und dauerhaften Gewährleistung der staatlichen Überwachung der Kernenergie mit den Instrumenten der atomrechtlichen Genehmigung und Aufsicht“, zum anderen sind sie auch ein wichtiges Mittel zur Kompetenzerhaltung. In den kommenden Jahren wird



▲ Kolloquium „Perspektiven in der Kerntechnik“ im Februar 2003 in Osnabrück
Colloquium „Perspectives in Nuclear Engineering“ in Osnabrück in February 2003

eine große Zahl erfahrener Mitarbeiter der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden wegen Erreichens der Altersgrenze aus dem Berufsleben ausscheiden. Diese Entwicklung soll soweit möglich durch Einstellung und Qualifizierung von Nachwuchspersonal ausgeglichen werden. Das BMU hat zusammen mit dem Länderausschuss für Atomkernenergie (LAA) zur sicherheitsrelevanten Aus- und Weiterbildung der Ländermitarbeiter folgende fünf Themen-schwerpunkte aufgestellt:

- Stilllegung kerntechnischer Einrichtungen,
- Entsorgung,
- Atom- und Strahlenschutzrecht,
- Alterungsmanagement,
- Sicherheitskultur und Sicherheitsmanagement.

Vom 19. bis 20. November 2002 fand in der GRS Garching ein Behördenseminar zum Thema „Störfallanalysen“ statt. Daran nahmen fast 40 Vertreter von Länderbehörden teil. Ihnen wurden die Methoden und Anwendungen von Störfallanalysen erläutert und anhand von Beispielen demonstriert. Dazu gehörte auch die Vorführung des Analysesimulators ATLAS.

Vom 26. bis 28. November 2002 informierten sich bei der GRS in Köln rund 30 Behördenvertreter über die „Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken“. Im Vordergrund standen dabei die Darstellung der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) Stufe 1 und Stufe 2 sowie Stand und Fortschreibung von Sicherheitsüberprüfungen und nationale und internationale Erfahrungen mit Sicherheitsüberprüfungen.

„Network of Excellence“ für die Forschung zu schweren Störfällen: SARNET

Am 5. und 6. März 2003 fand in Garching das Seminar SARNET (Severe Accident Research NETwork) statt, organisiert vom IRSN, Département de Recherches en Sécurité, Cadarache, in Zusammenarbeit mit der GRS. Daran nahmen rund 50 Wissen-

schaftler teil, die auf dem Gebiet der schweren Störfälle arbeiten. Sie vertraten 17 Länder (EU und Beitrittskandidaten) und 25 verschiedene Organisationen.

Ziel des Treffens war, das Konzept für ein „Network of Excellence“ (NoE) auf dem Gebiet der schweren Störfälle den Teilnehmern vorzustellen und sie zur Gestaltung eines gemeinsamen Angebots an die EU einzuladen. Das NoE war von einer Kerngruppe, bestehend aus IRSN, CEA, VTT, RIT, FZK und GRS, auf vorangehenden Treffen entwickelt worden.

Ein NoE gehört zu den „neuen Instrumenten“ der Zusammenarbeit innerhalb der EU, die im 6. Rahmenprogramm zum ersten Mal zum Einsatz kommen. Ziel eines NoE ist, die kritische Masse aus Ressourcen und Expertenwissen zusammenzubringen, um weltweit eine Spitzenstellung einzunehmen. Die Arbeiten im Rahmen eines NoE bestehen in integrierenden Aktivitäten, gemeinsam durchgeführten Forschungen und in Aktivitäten zur Qualitätssteigerung. Im Hinblick auf die schrumpfenden Märkte und Mittel will die EU ihre ebenfalls nur beschränkt zur Verfügung stehenden Mittel dazu einsetzen, die nationalen Aktivitäten so zu koordinieren, dass die Wissenschaftler innerhalb der EU auf dem Gebiet der Schweren Störfälle multilateral zusammenarbeiten, ihre Arbeiten aufeinander abstimmen und die Arbeitsergebnisse frei austauschen. Die EU trägt im Wesentlichen nur die Kosten der Integration und unterstützt die sonstigen Arbeiten mit einem eher symbolischen Beitrag. Die fachlichen Inhalte wurden auf EU-Ebene bereits im 5. Rahmenprogramm von den Teilnehmern am Projekt EUROSAFE erarbeitet. Dabei wurden mit Hilfe eines PIRT („Problem Identification and Ranking Table“) die Aufgabenstellungen bei schweren Störfällen ermittelt, für die der größte Forschungsbedarf besteht. An diesem Vorhaben waren auch vier GRS-Mitarbeiter in wesentlichen Funktionen beteiligt.

Auf dem Seminar ging es nun darum, wie das NoE SARNET konkret gestaltet werden soll. Die Tagung ergab, dass bereits heute ein sehr guter Austausch zwischen den Wissenschaftlern besteht und kaum Parallelarbeiten betrieben werden, sodass

einer vertieften Zusammenarbeit in einem NoE keine unüberwindlichen Hindernisse entgegenstehen. Die Diskussion zeigte jedoch auch, dass eine Reihe administrativer und rechtlicher Fragen noch einer genaueren Klärung bedürfen. Dazu gehört z. B. die Nutzung des im Rahmen des NoE weiter entwickelten und damit für die SARNET-Mitglieder frei verfügbaren Simulationsprogramms ASTEC durch einen industriellen Partner. Das Engagement der GRS bei der Vorbereitung und der Mitgestaltung des Seminars wird sicher dazu beitragen, die gute Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Schweren Störfälle mit IRSN in Cadarache auch in Zukunft erfolgreich fortzusetzen.

Sicherheitsuntersuchungen für WWER-Reaktoren: das VALCO-Projekt

Zum dritten Arbeitstreffen des EU-Projekts VALCO („Validation of Coupled Neutronics/Thermal Hydraulic Codes for VVER Reactors“) hatte die GRS am 6. und 7. März 2003 nach Garching eingeladen. An ihm haben rund 30 Experten aus mittel- und osteuropäischen Ländern, Finnland und Deutschland teilgenommen. Zielsetzung des Projektes ist es, Daten für Betriebstransienten in WWER-Anlagen aufzubereiten und sie mit gekoppelten Rechenprogrammen, wie dem thermohydraulischen Systemcode ATHLET mit 3D-Kernmodell, nachzurechnen. Zusätzlich werden Methoden zur Unsicherheitsanalyse für Transientenberechnungen erprobt.

Seminar zu PEAK

Am 12. März 2003 veranstaltete die GRS in Köln ein Seminar, bei dem das von der GRS entwickelte „Programm zur Ermittlung von GVA-Ausfallwahrscheinlichkeiten mit dem Kopplungsmodell (PEAK)“ vorgestellt wurde.

In den letzten Jahren hat die GRS das Modell zur Berechnung der Wahrscheinlichkeiten von gemeinsam verursachten Ausfällen (GVA) weiterentwickelt und erstmals bei der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) für GKN 2 eingesetzt. Das als Kopplungsmodell bezeichnete Modell ist aus dem bereits in der „Deutschen Risikostudie, Pha-

se B“ verwendeten modifizierten Binomial Failure Rate (BFR) Modell hervorgegangen. Im Kopplungsmodell wird durch Expertenbewertung der Schädigungsgrad für jede Komponente der vom GVA-Ereignis betroffenen Komponentengruppe bestimmt.

Zur besseren Anwendbarkeit des Modells wurde von der GRS das Programm PEAK mit einer Windows-Oberfläche erstellt, mit dem sowohl die durch die Experten abgeschätzten Berechnungsparameter als auch die anlagenspezifischen Gegebenheiten der zu untersuchenden Anlage eingegeben und verwaltet werden können. Mit dem Programm können dann die GVA-Wahrscheinlichkeiten für die Anlage berechnet werden. Gleichzeitig dient das Programm zur nachvollziehbaren Dokumentation der Berechnungsdatensätze.

Die GRS konnte zu diesem Seminar 23 Gäste von BMU, Bundesamt für Strahlenschutz, Landesbehörden, TÜV, Betreibern aus Deutschland und der Schweiz, Herstellern und dem Öko-Institut begrüßen.

Im Seminar wurden von den Entwicklern des Kopplungsmodells neben einer praktischen Vorführung des Programms der mathematische Hintergrund des Modells sowie seine Einbindung in den Gesamtprozess der Bewertung von GVA im Rahmen einer PSA vorgestellt.

Neben den Vorträgen war ausreichend Raum für eine detaillierte Diskussion zu der von der GRS entwickelten Methodik zur Bewertung von GVA. Die Veranstaltung stieß auf eine äußerst positive Resonanz. Auch die hohe Zahl von Teilnehmern belegt, dass ein großes Interesse an den von der GRS entwickelten Methoden und Werkzeugen zur Bewertung von GVA besteht.

Arbeitstreffen des CFD-Forschungsverbands

In der ersten Hälfte des Jahres 2002 wurde unter Federführung der GRS ein Konzept zur „Entwicklung und Anwendung von Computational Fluid Dynamics (CFD) Programmen für Phänomene im Kühlkreislauf von Leichtwasserreaktoren“ erstellt. Das Ziel des CFD-Verbunds ist, in einer konzertierten Ak-

tion ein CFD-Softwarepaket zu entwickeln, mit dem die in der Reaktorsicherheit wichtigen strömungsmechanischen und thermischen Transportvorgänge effizient und genau simuliert werden können. Die Untersuchungen sollen zunächst auf dreidimensionale Strömungen im Primärkreis von Druckwasserreaktoren beschränkt werden. Falls diese Vorgehensweise erfolgreich ist, sollen weitere Anlagenkomponenten untersucht werden. Die Aufgabenstellung und die Einzelziele des Verbundvorhabens sind:

- Genauere Berechnung von Zweiphasenströmungen durch Validierung existierender Zweiphasenmodelle und durch die Entwicklung neuer Zweiphasenmodelle,
- Definition und Koordination von Experimenten, die zur Modellentwicklung benötigt werden,
- Einbau und Bereitstellung der neu entwickelten Modelle sowie entsprechender numerischer Verfahren in ein Modul des Rechenverfahrens CFX-5,
- Reduzierung des Anwendereinflusses bei CFD-Simulationen durch Erstellung und Anwendung von Best Practice Guidelines und Checklisten,
- Einbinden des CFD-Moduls in den Systemcode ATHLET.

Da die Strömungen in Kernreaktoren physikalisch und geometrisch sehr komplex sind, muss stufenweise vorgegangen werden. Das heißt, es werden zuerst physikalische Modelle für einzelne Teilphänomene entwickelt und validiert. Im zweiten Projektabschnitt werden dann Kombinationen der Teilphänomene und reale kerntechnische Anwendungen betrachtet. Im Konzeptpapier ist eine Abstufung der Testfälle mit ansteigender physikalischer Komplexität wie folgt definiert:

- Zweiphasenströmungen mit niedrigem Volumenanteil der zweiten Phase,
- Zweiphasenströmungen mit freien Oberflächen bzw. geschichtete Zweiphasenströmungen,
- Zweiphasenströmungen mit hohem Volumenanteil der zweiten Phase,

- Zweiphasenströmungen mit Phasenübergang, d. h. mit Kondensation bzw. Verdampfung.

Für jedes dieser Arbeitspakete wird unter Beteiligung aller Partner ein Pflichtenheft erstellt, in dem alle wichtigen physikalischen Phänomene beschrieben werden und das sicherstellt, dass alle wichtigen physikalischen Effekte im Experiment und in der numerischen Simulation erfasst werden. Auf Grund des Pflichtenheftes wird eine Versuchsmatrix erstellt, die in aufsteigender Komplexität Basis-, Validierungs- und Industrietestfälle enthält. Die Basisimplementierung der entsprechenden Zweiphasenmodelle in CFX-5 (oder anderen Codes) wird getestet, indem Rechnungen mit der existierenden Software ausgeführt werden. Diese Ergebnisse legen den Status quo fest und geben einen ersten Einblick, welche Modellentwicklungen und Experimente notwendig sind. Zusätzlich wird ein Konzept zur Qualitätssicherung erarbeitet, das eine wissenschaftliche Validierung der Software sicherstellt. Zu dieser gehören Fehler- und Sensitivitätsanalysen der experimentellen Daten und der numerischen Ergebnisse.

Am 11. Februar 2003 fand das erste und am 12. Mai 2003 das zweite Arbeitstreffen des CFD-Forschungsverbunds mit jeweils 20 Teilnehmern bei der GRS in Garching statt. Die Projektpartner AEA-Technology, GRS und Forschungszentrum Rossendorf (FZR) berichteten über die Arbeiten im Rahmen des CFD-Verbunds und über laufende EU-Forschungsvorhaben. Zur möglichen Einbindung des Forschungszentrums Karlsruhe (Institut für Kern- und Energietechnik, Institut für Reaktorsicherheit) und der Universitäten in Stuttgart (Institut für Kernenergietechnik und Energiesysteme) und München (Lehrstuhl für Thermodynamik, Lehrstuhl für Thermische Kraftanlagen) wurden Informationen über analytische und experimentelle Arbeiten ausgetauscht, die zum CFD-Forschungsverbund beitragen können. Alle genannten Institutionen sind inzwischen Partner im Forschungsverbund. Die Protokolle der Arbeitstreffen werden auf die CFD-Verbund Internet-Seite <http://domino.grs.de/cfd/cfd.nsf> gestellt.

Meeting zum OECD-MCCI-Projekt

Seit dem 1. Januar 2002 wird beim Argonne National Laboratory (ANL) das internationale „OECD-MCCI-Projekt (Melt Coolability and Concrete Interaction During a Severe Accident)“ mit deutscher Beteiligung durchgeführt. Verantwortlich für das Management und die Finanzierung ist die amerikanische Aufsichtsbehörde NRC. Mit diesem Projekt sollen die Kenntnisse zum Verhalten der Schmelze außerhalb des Reaktordruckbehälters, speziell zur Krustenbildung, zur Kühlmöglichkeit der Schmelze und zur Beton-Schmelze-Wechselwirkung gezielt erweitert werden. Gleichzeitig ist es das Ziel, qualifizierte Daten zur Entwicklung und Verifikation von Rechenprogrammen bereitzustellen.

In dem vor kurzem abgeschlossenen OECD-MACE-Projekt, mit dem die langfristige Kühlbarkeit der Schmelze demonstriert werden sollte, wurden mit Hilfe von Integral-Experimenten die Möglichkeiten zur Stabilisierung einer flüssigen Beton-Schmelze sowie die Kühlmöglichkeiten von Kernschmelzrückständen durch Wasserüberdeckung untersucht. Hierzu wurden bei ANL großmaßstäbliche Versuche mit Schmelzen von 100 kg bis 2 000 kg durchgeführt. In den Versuchen bildete sich zwischen überdeckendem Wasser und der Schmelze eine Kruste, die sich an den Seitenwänden verankerte. Die Kühlbarkeit der Schmelze konnte dadurch nicht demonstriert werden. In den Versuchen wurde eine Reihe von Kühlmechanismen identifiziert, die im MCCI-Projekt mit Einzeleffektexperimenten genauer untersucht werden sollen:

- Untersuchung der Kühlmöglichkeit einer Kernschmelze infolge von Schmelzeeruption (Einleiten von Gasen in die Schmelze: Untersuchungen zum Schmelzemitritt und zur Schmelzeverteilung),
- Untersuchungen zum Eindringen von Wasser und den damit verbundenen Kühlmöglichkeiten eines „debris“-Bettes (in Abhängigkeit von z. B. Betonzusammensetzung, Skalierung),
- Untersuchungen zum Krustenverhalten (Festigkeitsuntersuchungen bei un-

terschiedlichen Temperaturen und Geometrien),

- Langzeit-Untersuchungen zur Beton-Schmelze-Wechselwirkung (anfangs unter trockenen Bedingungen, dann mit Zugabe von Wasser).

Die detaillierten Versuchsrandbedingungen und die abschließende Festlegung der Anzahl der Versuche werden dabei gemeinsam von den OECD/NEA-Teilnehmern und der NRC festgelegt.

Das letzte MCCI-Meeting der Programme Review Group und des Management Boards fand am 22. und 23. Mai 2003 in Garching statt. Hier wurden der aktuelle Stand der Experimente, ihre Interpretation sowie das detaillierte Arbeitsprogramm für die nächsten sechs Monate diskutiert. An diesem Meeting nahmen 25 Fachleute aus neun Ländern teil.

Seminar zum „Alterungsmanagement“

Seit Mitte der 90er Jahre führt die GRS im Auftrag des BMU Vorhaben zum Thema „Alterungsmanagement von Kernkraftwerken“ durch. Mit dem Ziel, über die dabei gewonnenen Erkenntnisse zu informieren, wurde am 2. und 3. Juli 2003 in Köln ein Seminar zum Thema „Erkenntnisse zum Alterungsmanagement von Kernkraftwerken“ veranstaltet. Von den insgesamt 32 Teilnehmern kamen 19 Vertreter von deutschen Behörden, Gutachterorganisationen, Betreibern und Forschungseinrichtungen. Darüber hinaus bot die Veranstaltung Gelegenheit zur Ausbildung einiger unserer neu eingestellten Kollegen. Die GRS präsentierte insgesamt 10 Beiträge, in denen über folgende Themen berichtet wurde:

- Ziele der BMU-Vorhaben, Alterungsmanagement und zugehörige Aspekte des Wissensmanagements,
- Überblick zu Aktivitäten im In- und Ausland,
- Anlagen übergreifende Auswertung der Betriebserfahrung und vertiefende Untersuchungen zum Alterungsverhalten

ten der verschiedenen technischen Einrichtungen,

- Zugehörige Aspekte des Wissenserhalts am Beispiel passiver maschinentechnischer Einrichtungen,
- Erkenntnisse aus Untersuchungen zu personellen Alterungsaspekten.

IEC Experten-Treffen

Das Interesse, den Stand von Wissenschaft und Technik bei der modernen (Softwarebasierten) Sicherheitsleittechnik in Kernkraftwerken in Form international anerkannter Regeln fortzuschreiben, hat in den letzten Jahren deutlich zugenommen.

Vom 16. bis 18. Juni 2003 lud ISTec in Garching zu einem Treffen der Working Group „Application of Digital Processors to Safety in Nuclear Power Plants“ (WG A3) der IEC (International Electrotechnical Commission) ein. 18 Spezialisten aus Frankreich, Schweden, Großbritannien, Schweiz, Korea und Deutschland (die USA waren durch einen deutschen Westinghouse-Mitarbeiter vertreten) diskutierten die internationalen Kommentare zum Normentwurf IEC 62138 „Nuclear Power Plants – Instrumentation and Control for Systems Important to Safety – Software for Computer-based I&C Systems supporting Category B or C Functions“ und zur Überarbeitung der Norm IEC 60880 „Software for Computers in the Safety Systems of Nuclear Power Stations“.

Den Vorsitz der WG A3 hat seit diesem Jahr Dr. Arndt Lindner, Leiter der Abteilung Qualifizierung im ISTec. Die Arbeiten zu den genannten Normen und weiteren Leittechnik-Projekten wurden während des 67. IEC General Meeting im Oktober 2003 in Montreal fortgesetzt.

Communication

GRS has positioned itself as a competent partner of the public for all issues related to nuclear safety, radiation protection and environmental protection. The public interest in the clarification and explanation of current events remains undiminished. 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.

Especially against the background of the necessary maintenance of competence in the field of nuclear technology, the internal communication increasingly gains in importance. Here, GRS makes use of the possibilities of the 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 in 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 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. It was both asked for technical clarification and information on national incidents and on international developments and events. The

public interest was particularly directed to Chernobyl, the safety of the Czech nuclear power plant Temelin, the radiolysis gas explosion at the Brunsbüttel NPP, 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.

Chernobyl – The 26th April marks the anniversary of the Chernobyl disaster. It regularly leads to a great interest of the media which concentrated on the so-called "Shelter Implementation Plan" (SIP), a concept for a new shelter around the existing sarcophagus, as well as the work related to the dismantling and disposal of the decommissioned Units 1 – 3.

Temelin Nuclear Power Plant – In view of the problems with commissioning and the assessment of selected safety issues, performed by GRS on behalf of the Federal Ministry for the Environment, there was a great demand for background information and interviews. In this respect, reference was made to the analysis published at the GRS website in many cases. However, it had to be made clear repeatedly that it is not the task of GRS to verify the appropriate implementation of the individual measures in the Czech licensing procedure or at the plant. The responsibility for the performance of the licensing procedure and supervision of the complete fulfilment of all licensing conditions solely lies with the authorities of the Czech Republic being responsible for nuclear safety.

11th September 2001 – The terrorist attacks in the USA on 11th September 2001 demonstrated the vulnerability of our civilisation that is based on a high technical level and opened up a new discussion about safety. Targeted attacks with airliners were beyond imagination and thus have not been considered in the safety design.

In Germany, the design of nuclear power plants against aircraft crash has been based on a high-speed military plane. As a consequence, the federal ministries for the environment and economics commissioned GRS to investigate to which extent

the physical protection of German nuclear power plants will be sufficient in case of such attacks and which analysis methods for the simulation of potential consequences are available. Meanwhile, GRS concluded its work, but the results have not been published yet for understandable reasons.

Brunsbüttel Nuclear Power Plant – The break of the reactor pressure vessel head spray line caused by a radiolysis gas explosion on 14th December 2002, dominated public discussion at the beginning of 2003. A leak initially considered as insignificant by the operator turned out to be a serious incident which, however, ended without major technical consequences. On this issue, GRS was asked in many cases to explain causes, mechanisms and consequences of the explosion.

Further topics – In addition to these central topics, there were a number of other events in which the press took an interest, among others:

- Obrigheim Nuclear Power Plant: Safety significance of boric acid concentration during restart, protection against aircraft crash
- Alleged discovery of "PAC particles" (PAC - Plutonium-Americium-Curium) in the Hanau and Geesthacht area
- Protection of German nuclear power plants against flood against the background of the flood situation middle/end of 2002
- General safety issues in connection with the demolition and dismantling of nuclear power plants against the background of the decommissioning of the Mülheim-Kärlich Nuclear Power Plant
- Decommissioning of the Sellafeld reactors (Windscale)
- Seismic qualification, IAEA activities on the collection of experiences.

Echo in the media

For the daily work, but also for watching the latest developments and trends, GRS evaluates major regional and national

newspapers and magazines every day regarding the topics nuclear energy and environment. The articles are available to all staff members via a database. The press feedback in 2002/2003 on technical-scientific information of GRS was enormous.

Internal communication

In view of the different offices in Berlin, Braunschweig, Garching near Munich, Cologne, and in Kiev, Moscow and Paris, and the diversity of the fields of work, the internal communication plays an important role for the company. In this respect, it is not a matter of mere exchange of information. In the end, internal communication has to be based on common understanding of corporate culture with the readiness to impart knowledge and experiences. For this reason, the GRS management put the draft of a mission statement forward for discussion. All staff members were invited to make proposals for improvements or comments. In the meantime, the corporate mission has been published.

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. In 2003, GRS additionally developed a portal using Microsoft Sharepoint and brought it online 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 being 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 making available up-to-date information to all staff members on new projects, co-operations, events organised by GRS, workshops, seminars and organisational changes. The transparency of the business processes and an open dialogue covering all hierarchy levels are essential elements of the corporate culture.

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 established themselves as aid for decisions of the BMU, and in particular of 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. It is available via the Intranet to each staff member. Aim is the qualification as technical expert in the field of nuclear technology.

Internet

The GRS homepage has further been supplemented by latest information and further developed. In many cases, the homepage was also used for responding to press inquiries due to the huge amount of information contained. Own, generally accessible reports are increasingly published in the internet as downloads. Thus, the availability of these reports for the public is improved and, at the same time, printing and mailing costs are reduced.

Although the GRS website has been used intensively, it finally did not meet the current requirements due to its rapid development since its first publishing in the year 1995. Therefore, the work for a relaunch of the GRS website was started at the end of 2002 with the aim to increase the use value for external visitors and GRS staff members, to facilitate navigation, to modernise the design, to make information available faster, thus making the internet presence generally more attractive. The new website with a modern decentralised editing system was published at the beginning of the EUROSAFE Forum 2003 in Paris. The new

internet presence has already met with a broad positive response in the first weeks.

Online database searches

In their fields of work, the GRS experts shall 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-technical databases. They are a rich and well-established source 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 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. 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 like a number of GRS reports.

The most frequently demanded GRS publications were, as in the year before, the reports "On the Operational Safety of Nuclear Power Plants in Germany" (GRS-S-46), which had to be reprinted, and "The Franco-German Initiative for Chernobyl" (GRS/IPSN-2, quadrilingual: German, French, English, Russian). In 2002/2003, the following reports of public interest were published, among others:

- The acquisition brochure "Technology for the Benefit of All" is the English version of the brochure "Technik im Dienste des Menschen". It describes the non-nuclear know-how of GRS in

the fields of environmental protection, reliability and risk, energy, information technology and quality management. It shall particularly serve to acquire non-nuclear projects also at an international level.

- The GRS-S-41 report "Atomrechtliche Genehmigung und Aufsicht in Deutschland" had been revised and adapted to the amended Atomic Energy Act. It is available via the Internet. An English version is being prepared.
- On behalf of the European Commission, the report "Assessment of the Situation of Centres of Competence in the Fields of Nuclear Fission and Radiation Protection" was prepared together with other scientific institutions in Europe and published by GRS (GRS-181). It describes the situation of these centres of competence in the countries of the European Union and the accession countries. By means of a questionnaire, data of more than 200 organisations have been entered in a database. They give, among other things, a survey of the focal points of work in experimental and analytical fields, the personnel capacities required for it, existing co-operations and networks as well as of plannings and creation of new focal points. At present, the data are being integrated in the "open information system" of the joint research centre in Petten and in the MICHELANGELO Network of the EU.
- The report "Advanced Methods for a Fire PSA – Development of Advanced Methodologies for Performing Realistic Plant Specific Fire Risk Analyses" (GRS-190 in German) gives a survey of the development of methods for assessing the initiating event (hazard) fire.

Participation in exhibitions

"Tage der Forschung" (days of research) in Brunswick

The Brunswick "Tage der Forschung" are increasingly becoming a competitive



▲ Eine junge Besucherin der „Braunschweiger Tage der Forschung“ erfährt unter Anleitung von Dr. Sven Hagemann, GRS, wie anschaulich und interessant Forschung sein kann.

A young visitor of the Brunswick "Tage der Forschung" learns, under the guidance of Dr. Sven Hagemann, GRS, how vivid and interesting research can be.

exhibition of the regional scientific institutions. In 2003, the event, organised for the third time until now, took place in the rooms of the State Museum of Brunswick from 20th to 22nd June with almost 10,000 visitors. The participating institutions were the institutes of the universities, universities of applied sciences and research institutions of the Brunswick research region, also including GRS.

This year's contribution of GRS focussed on the research on the disposal of hazardous wastes. The public is largely aware of the problems related with radioactive wastes, but considerations on the much larger volumes of chemically toxic wastes produced and the respective waste management hardly play a role.

In the presentation, this was illustrated with the example of the important sources of heavy metals in the household: batteries and accumulators. Only very few exhibition visitors knew that about one third of the 900 million batteries used per year in Germany alone do not end up in recycling facilities but in the dustbin. During the

combustion of the domestic waste, the heavy metals contained in the batteries, such as nickel and cadmium, accumulate in the combustion products which often have to be disposed of as hazardous waste in underground storage facilities.

An important objective of chemical research at GRS is to render statements on the degree of pollutant mobilisation that may be caused by water intrusion into the underground storage facilities and by interactions with the emplaced wastes. In order to answer the related questions, GRS determines the necessary geochemical datasets in the laboratory which, for their part, support the geochemical modelling of the long-term processes. With the example of lead, the GRS contribution to the exhibition illustrated which model parameters have to be determined to predict the solution concentration of the lead during interaction between wastes and aqueous solutions. Here, the visitors became researchers themselves: Staff members of the geochemical laboratory of GRS had set up a complete UV-VIS spectrometer for the determination of the

chemical bonding of the lead in saline solutions. The visitors had the opportunity to work at the measuring device and to interpret the measurement spectra with the help of the GRS scientists.

The exhibition contribution met with lively interest. In numerous individual talks questions around the scientific work of GRS were discussed on the basis of poster presentations: e. g. battery recycling, waste management, handling of radioactive wastes, German research policy. In this respect, the findings of GRS were recognised as important contribution to the solution of urging waste management problems.

Open day in Garching

For the first time, GRS and ISTec participated in the open day at the research park in Garching, which took place on 25th October 2003. The visitors had the opportunity to receive information about sequence and control of a loss-of-coolant accident by means of the analysis simulator, the noise and vibration analysis in reactors and the application of the vibration analysis to the conventional high tech of ICE high-speed trains. Hands-on experience with technology was offered by ISTec with two real ICE 3 bogies, located in a former hall of the old research reactor. There, the visitors learnt, among others, how the sensors and the cabling is fixed to the bogies to finally provide the train conductor, but also the maintenance centres of the Bahn AG via data transmission, with latest information on the technical condition of the highly loaded components. Initiator for this innovative development was the tragic ICE accident in Eschede on 3rd June 1998. A special technical challenge for the ISTec team was, among other things, to fix sensors and run the cables without additional drilling. This was required by the customer and manufacturer for stability reasons.

Emergency exercise

Within the framework of an emergency exercise at a German nuclear Power Plant, GRS, apart from having prepared the concept and performance, also simulated the



▲ Bruno Léscœur (links), Direktor der Abteilung Energie, EDF, Martin Bursik, ehemaliger Umweltminister der Tschechischen Republik und die Journalistin Maggie Gilbert diskutierten auf der EUROS SAFE 2003 in Paris das Thema „Der Versuch von mehr Demokratie bei der Entscheidungsfindung – Welche Auswirkung hat die Beteiligung von Interessensgruppen?“

Bruno Léscœur (left), Director of the Energies Department of EDF Group, Martin Bursik, former Environment Minister of the Czech Republic and the journalist Maggie Gilbert discussed the topic "Venture more democracy in decision making – What impact of stakeholder involvement?"

role of the general public (press, communal authorities and institutions, regional organisations, etc.). Due to its experience in dealing with the public even in events of a crisis, GRS has the necessary knowledge to consider the information need and reactions of the public realistically. The plant's crisis team dealing with the accident was continuously hassled by GRS with phone calls as a disturbing factor. This exercise was to show how stress-resistant the plant management is in such cases and whether the information provided is true to the situation.

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 in international committees and take part in seminars, workshops and conferences of 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 2002/2003, more than 30 major events took place, some of them documented below. Foremost were the international forums EUROS SAFE, organised jointly with IRSN.

EUROS SAFE – Forum for nuclear safety

The "GRS-Fachgespräche" organised every year since 1977, have been continued for five years together with the Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) in the Forum for Nuclear Safety – EUROS SAFE. The partners of EUROS SAFE participating in the programme committee are the European safety organisations AVN (Belgium), CSN (Spain), HSE (UK), SKI (Sweden) and VTT (Finland).

The venue alternates between Germany and France. The 2002 EUROS SAFE Forum took place on 4th and 5th November in Berlin. Venue of the EUROS SAFE 2003 was Paris on 25th and 26th November. The two conferences were attended by about 500

international experts and scientists each from politics, technical safety organisations, research institutes, safety authorities, utilities, the industry, public authorities and non-governmental organisations. Besides France and Germany, they came from nearly all countries of Western and Eastern Europe and from Asia, Africa, and North and South America.

The participants from the different nations show that the challenges to nuclear safety are increasingly international. The significance of international approaches is gaining increasing recognition in all related issues, e. g. changes in underlying technologies, such as instrumentation and control, the impact of electricity market deregulation, demands for improved safety, the ageing of nuclear facilities, waste management, maintaining and improving scientific and technical knowledge and the need for greater transparency. The development of the European Union and its enlargement in 2004 will require closer collaboration between technical safety organisations and even more convergence of nuclear safety practices in Europe. Thus, the motto of EUROSAFE is – since the 2003 Forum as regular subtitle – “Towards the Convergence of Technical Nuclear Safety Practices in Europe”.

The EUROSAFE forums in Berlin and Paris did deal with all these issues: In Berlin within the framework of a plenary session on the topic “Convergence of technical nuclear safety practices in Europe” and in Paris on the topic “Nuclear expertise and challenges of the enlargement of the European Union” with respective panel discussion. In about 50 technical contributions at each forum, presented by GRS, IRSN and their partners in the EU, Switzerland and Eastern Europe, the focal points “Nuclear Installation Safety – Assessment and Analysis”, “Nuclear Installation Safety – Research”, “Waste Management”, “Environment and Radiation Protection” and “Nuclear Material Security” were dealt with within the framework of five seminars.

What are the future prospects? This question arises in view of the situation in the nuclear sector in the Federal Republic of Germany. Even if the decision of the

government coalition on nuclear phase-out will be realised consequently, nuclear supervision on the operation of the nuclear power plants will be required for twenty years and another twenty years for the decommissioning of these facilities. For this reason, Lothar Hahn, technical-scientific director of GRS, regards the maintenance of competence as central issue. This was pointed out by him to the international experts in Berlin.

The topic “Convergence of technical nuclear safety practices in Europe” was fitting well in the context of increasing globalisation of the nuclear safety debate, Rainer Baake, State Secretary at the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety, pointed out to the experts. However, it should also be clear that in the long run the responsibility for the duties in connection with nuclear safety and waste management had to rest with the respective countries which had been using nuclear energy for electricity production until now and want to continue using it. According to Baake, great financial efforts of the international community for the improvement of nuclear safety and exports of cheap electricity from the respective countries however would not go together.



▲ Posterausstellung auf der EUROSAFE 2003
Poster presentation at EUROSAFE 2003

In 1992, G7 had begun to deal with the topic of nuclear safety in the countries of Central and Eastern Europe. As a result, special funds had been established at the European Bank in London to improve nuclear safety in these countries. In this process it had become evident how differently issues related to nuclear safety and nuclear waste management in the East and in the West would be dealt with.

Several countries had applied for accession to the European Union and the Union expected them to comply with certain nuclear safety standards. On the basis of investigations of the nuclear regulatory authorities in the EU, recommendations on the improvement of nuclear safety in the countries being in the process for accession were developed by a working group of the European Union Council.

On the one hand, the requirements referred to the nuclear rules and regulations, the organisation and way of working of the supervisory authorities and, on the other hand, they contained specific technical safety requirements. Moreover, some accession countries had committed themselves to shut down certain reactor units. The State Secretary declared that all accession candidates had assured to fulfil the requirements of the EU.

Irrespective of the legal basis it had to be clarified as regards contents which safety standards could be applied. The only internationally agreed nuclear safety standards were those of the IAEA. According to Baake, they had to be further developed to make them applicable universally.

At the Berlin conference, it also became evident that there are still no unified European regulations. This is primarily due to the different reactor types and the historical development of the standards of the countries using nuclear energy. The utilities are responsible for the operation and nuclear safety of their plants. Regulatory measures should be taken on a national level. At the international level, this is regarded to be difficult to realise. General safety requirements are demanded that shall be fulfilled by all operators of nuclear facilities. Further, it became clear that a lot of international



▲ Jacques Repussard, Generaldirektor des IRSN, (links) und Lothar Hahn, wissenschaftlich-technischer Direktor des GRS auf dem EUROSFAE-Forum 2003 in Paris.

Jacques Repussard, Director General of IRSN, (left) and Lothar Hahn, scientific-technical director of GRS at the EUROSFAE Forum 2003 in Paris.

co-operation will be required for a common understanding of a safety practice.

The EUROSFAE website (www.eurosafe-forum.org), jointly developed by IRSN and GRS, contains, among other things, lectures of the conferences held by now and

serves as a forum for discussions. Moreover, it provides the possibility of online registration for the next conference. Further, the visitor will also find the joint magazine "EUROSFAE Tribune" as pdf-download. This magazine serves as a link between the different EUROSFAE annual

conferences, to trace back technical discussions held, to contribute further arguments and aspects, and to initiate new discussions.

The next EUROSFAE Forum will take place in Berlin on 8th and 9th November 2004.

Technical meeting on boron dilution

On 14th and 15th January 2002, the BMU invited to a technical meeting at GRS Garching on the issue of boron dilution in case of a small-break loss-of-coolant accident with reflux-condenser mode. This meeting was attended by 23 guests of the BMU, the authorities of the *Länder* (Bavaria, Baden-Württemberg, Lower Saxony, Schleswig-Holstein), the TÜVs (South Germany, Hannover/Saxony-Anhalt, North) and 11 GRS staff members.

First, the TÜVs gave account on their activities regarding boron dilution in case of small leaks.

In several lectures, GRS presented the status of its studies:

- Statement on potential recriticality resulting from boron dilution in case of a small-break loss-of-coolant accident with reflux-condenser mode,
- the core behaviour in case of boron dilution accidents at PWRs and the requirements for the calculation methods,
- presentation of latest analysis results with the plant-specific accident simulator (GKN 2),
- CFD simulation with mixing processes,
- experimental programmes PKL and ROCOM.

An important result is that the mixing processes of the condensate plume formed in the downcomer (natural circulation mass flow) and cold-leg injection cannot be quantified yet to the necessary degree with the sufficiently borated coolant initially present in the downcomer and the lower



▲ Die EUROSFAE-Webseite enthält u. a. die Vorträge der bisherigen Konferenzen und dient als Diskussionsforum.

The EUROSFAE website contains, among other things, lectures of the conferences held by now and serves as a forum for discussions.

plenum. For this reason, further UPTF-TRAM tests have to be evaluated and additional tests performed at PKL and ROCOM. The analysis codes for thermal hydraulics (system codes and CFD codes) have to be verified more extensively.

Thus, the participants of the meeting agreed on establishing a working group to prepare a list of questions. This list shall be submitted to the utilities uniformly by all *Länder* authorities. Corresponding meetings already took place on 6th February and on 13th March 2002.

Seminar for authority staff on events with serious consequences at nuclear power plants

On 5th and 6th February 2002, Part 1 of the seminar on prevention and mitigation of events with serious consequences took place at GRS Cologne, focussing on plant-internal studies and methods. The seminar was directed to the licensing and supervisory authorities. The 33 participants were informed in eight lectures, among other things, about risk analyses, emergency operating procedures and accident management measures, accident sequences for core melt, the role of task force management and emergency exercises.

An interesting fact was that about one third of the participants were newly recruited officers of the authorities who have not been participating in such a seminar before.

Workshop on the situation of radiation protection in Germany

As agreed with the Federal Ministry for Education and Research (BMBF), a workshop on the situation of radiation research in Germany was held at GRS Cologne on March 7 and 8, 2002, which was attended by scientists from major research centres, universities, federal and *Länder* institutions and further institutions, as well as officers from the federal and *Länder* ministries. They discussed the possibilities to stop or reverse the alarming situation in the field of radiation protection in Germany. On the

basis of the statement of the Commission on Radiological Protection of July 2000 and of statements of different expert groups, the unanimous conclusion was drawn that there is the urgent need for measures to stop the imminent loss of know-how regarding radiation protection in Germany. Moreover, the lack of education at the universities or the loss of knowledge about the effects of ionising radiation involves considerable risks for the population. Should the current trend continue, Germany's influence in the international discussion would diminish.

In its recent review of the situation on behalf of the BMBF, GRS further substantiated the statement of the commission mentioned.

At the workshop, the experts presented concrete possibilities to act which were to be put into practice within the framework of research policy.

COMOS USERCLUB

The 12th and 13th meeting of the COMOS USERCLUB took place from 27th February until 1st March 2002 and on 26th and 27th May 2003 at ISTec in Garching. In addition to experts from the nuclear power plants and specialists of pump manufacturers, technical personnel of the Deutsche Bahn (DB Systemtechnik or ICE-Betriebswerk, resp.) was also integrated in the 2002 meeting. They extended the scope of lectures by corresponding contributions dealing with the maintenance practice of the DB. Another lecturer explained the monitoring practice for aircraft engines. His explanations supplemented a visit of the maintenance base of Lufthansa Technik at the Munich airport. In this respect, many participants were surprised about the fact that there are a lot of similarities between diagnosis and data management in the fields of nuclear engineering and traffic engineering.

At the 2003 meeting, latest findings on the application of automatic monitoring systems for vibration diagnosis (COMOSnt), turbine and reactor recirculation pump diagnosis (VIBROCAM plus COMOS), for diagnosis in the field of high-speed traffic

(RW COMOS) and for monitoring of machine groups of the same type (tf-COMOS) were presented. The latest product development tf-COMOS is a cross-over product of the other systems: High system performance at an attractive price. The idea for this system was developed on the occasion of a measurement in Saudi Arabia. Here, the same type of pump stations with identical machine equipment were located in the desert and could have been monitored completely autarkic with a diagnosis system designed this way.

ReVK workshop

Also in 2002, from 11th to 12th June, ISTec organised a workshop for users of and those interested in the ReVK (recording, tracking and control of waste material) database.

ReVK was developed by ISTec and has been using for several years by a number of companies as documentation and logistics system for the flow of waste material.

ISTec welcomed 22 guests from the Federal Office for Radiation Protection, utilities and the industry to this workshop. Information on the implementation, operation and further development of ReVK were presented. Moreover, the workshop served as a forum for experience exchange. In addition to the lectures, there was the opportunity for counselling interviews and discussion of all aspects related to the recording and management of waste material.

“Nuclear Technology Competence Pool”

On 5th July 2002, the “Nuclear Technology Competence Pool” met at GRS to hold its sixth meeting. The Nuclear Technology Competence Pool joins together German research centres, universities and GRS for the maintenance of technical-scientific competence in the field of nuclear technology. As regular guests, representatives of the Federal Ministries of Economics and for Education and Research also participate. The Federal Ministry for the

Environment was also invited as guest to this meeting. Dr. Peter Fritz of the Karlsruhe Research Centre is spokesman of the pool. As a member, Lothar Hahn represents GRS. In view of the imminent loss of know-how it is an objective to determine the situation regarding the available and necessary competence in the field of nuclear technology in Germany in order to plan research policy strategies and to predict the potential personnel development. This is to ensure that the high safety level in the field of nuclear technology will be maintained.

The main items of the very tight agenda were the lectures of Prof. Helmuth Böck (Vienna) on the "European Nuclear Engineering Network", of Wolfgang Renneberg (BMU), Dr. Walter Sandtner (BMBF) and Dr. Beatrix Vierkorn-Rudolph (BMBF) on the measures and planning for the maintenance of competence in the field of nuclear technology from the point of view of the respective ministries, as well as a lecture of Dr. Klaus-J. Kollath (GRS) on the status and perspectives of government-funded reactor safety research. It became clear that all participants are aware of the importance of maintaining competence in the nuclear sector and that various national and international measures are being implemented or in the planning stage. From the point of view of GRS, the intentions of the BMU are of particular interest. Wolfgang Renneberg emphasised that the BMU intends to provide funds in the next year for the maintenance of competence at the authorities and their expert organisations. In this respect, GRS shall be the central institution for the organisation of competence maintenance.

In February 2003, the German Atomic Forum (Deutsches Atomforum) organised colloquia for students in Osnabrück and Regensburg on the topic "perspectives in nuclear engineering" which took place within the framework of the initiatives on maintaining competence in the field of nuclear technology. The three-days colloquia included lectures, the visit of a nuclear power plant (Emsland and Isar-1, respectively) and a so-called job and traineeship exchange. The lecturers were representatives from the manufacturers, utilities, authorities and technical-scientific expert

organisations. GRS also presented its competence maintenance measures. Both events were well attended with about 50 students from different disciplines - above all physics and engineering.

Seminars for authority staff on competence maintenance

The seminars for authority staff of the Federal Ministry for the Environment, organised and conducted by GRS, are events that are in great demand. On the one hand, they serve the purpose of "obligation to perform and to ensure, also in the long run, its function of federal nuclear supervision with the instruments of nuclear licensing and supervision" and, on the other hand, they are also an important means for competence maintenance. In the next year, a large number of experienced staff of the nuclear licensing and supervision authorities will retire for age reasons. This development shall be compensated for as far as possible through recruitment and qualification of junior personnel. Together with the *Länder* Committee for Nuclear Energy (LAA), the BMU listed the following major topics for safety-relevant training and retraining of *Länder* authority staff:

- Decommissioning of nuclear facilities,
- waste management,
- nuclear and radiation protection regulations,
- ageing management,
- safety culture and safety management.

From 19th to 20th November 2002, an authority staff seminar was held at GRS Garching on the topic "accident analyses". This seminar was attended by almost 40 representatives from *Länder* authorities. The methods and applications of accident analyses were explained and demonstrated with examples. This also included the demonstration of the ATLAS analysis simulator.

From 26th to 28th November 2002, about 30 authority representatives were informed about the "periodic safety review of nuclear

power plants" at GRS Cologne. Main topics of this event were the presentation of the probabilistic safety analysis (PSA) Level 1 and Level 2, the status and revision of safety review, and national and international experiences with safety reviews.

"Network of Excellence" for research on severe accidents: SARNET

On 5th and 6th March 2003, the seminar SARNET (Severe Accident Research Network), organised by IRSN, Département de Recherches en Sécurité, Cadarache, in co-operation with GRS, was held in Garching. The seminar was attended by about 50 scientists working in the field of severe accidents. They represented 17 countries (EU and candidate countries) and 25 different organisations.

The aim of the seminar was to present the concept for a "Network of Excellence" (NoE) in the field of severe accidents to the participants and to invite them to prepare a common tender to the EU. The NoE had been established on the occasion of previous meetings by a core group consisting of IRSN, CEA, VTT, RIT, FZK and GRS.

The NoE is one of the "new instruments" of co-operation within the EU, made use of for the first time within the 6th EU Framework Programme. The objective of an NoE is to join the critical mass of resources and expert knowledge to reach a leading position worldwide. The work within the framework of an NoE consists in integrating activities, jointly performed research work and activities for quality improvement. In view of the shrinking markets and means, the EU wants to use their financial means, that are also limited, to co-ordinate the national activities in such a way that the scientists in the EU can co-operate in the field of severe accidents on a multilateral basis, co-ordinate their work and freely exchange their work results. Principally, the EU only bears the costs of the integration and supports the general work with a rather symbolic contribution. The contents were already developed at EU level in the 5th EU Framework Programme by the participants of the EUROSAFE project. Here, the tasks relevant in connection with

severe accidents were determined with the help of a PIRT (“Problem Identification and Ranking Table”) where the need for research is the greatest. Four GRS staff members also participated in this project with regard to essential functions.

The seminar dealt with the question how the NoE SARNET shall be organised in detail. The conclusion was drawn that already today there is a very good exchange between the scientists and that there is almost no parallel work so that no insurmountable obstacles exist to a deepened co-operation in an NoE. However, the discussion also showed that a number of administrative and legal questions still have to be clarified in greater detail. This includes, e. g., the use of the ASTEC simulation code by a partner in the industry, further developed within the framework of the NoE, thus being freely available to the SARNET members. The commitment of GRS to the preparation of and participation in the organisation of the seminar will surely contribute to a successful continuation of the good co-operation in the field of severe accidents with IRSN in Cadarache also in future.

Safety analyses for VVER reactors: The VALCO project

The third project meeting of the EU project VALCO (“validation of coupled neutronics/thermal hydraulic codes for VVER reactors”) was held at GRS Garching on 6th and 7th March 2003. The meeting was attended by about 30 experts from Central and Eastern European countries, Finland and Germany. The objective of the project is to process data for transients at VVER-type reactors and to validate them with coupled computer codes, such as the thermal hydraulic system code with a three-dimensional core model. Further, uncertainty analysis methods for transient calculations are tested.

PEAK seminar

On 12th March 2003, a seminar was held at GRS Cologne where the code for the determination of common-cause failure probabilities with the coupling model (PEAK), developed by GRS, was presented.

In the last years, GRS has been further developing the model for the calculation of the occurrence probabilities of common-cause failures (CCFs) and applied for the first time on the occasion of the probabilistic safety analysis (PSA) for GKN 2. The model, referred to as coupling model, was derived from the modified binomial failure rate (BFR) model that has already been applied for the “German Risk Study, Phase B”. In the coupling model, the damage degree is determined for each component of the component group affected by the CCF event on the basis of experts’ estimations.

For a better applicability of the model, GRS developed the PEAK code with a Windows interface which can be used to enter and manage both the calculation parameters estimated by the experts and data on the plant-specific conditions of the respective plants. With this code, the CCF probabilities can be calculated for the plants. At the same time, the code serves as a tool for a traceable documentation of the calculation datasets.

GRS welcomed 23 guests from the BMU, Federal Office for Radiation Protection, *Länder* authorities, TÜV, German and Swiss utilities, manufacturers and the Öko-Institut (Institute for Applied Ecology) to this seminar.

At the seminar, the developers of the coupling model presented, in addition to a practical demonstration of the code, the mathematical background of the model and the integration into the overall process of CCF assessment within the framework of a PSA.

In addition to the lectures, there was sufficient opportunity for a detailed discussions of the GRS-developed methods for CCF assessment. The seminar received extremely positive response. Likewise, the large number of participants shows that there is a great interest in the GRS-developed methods and tools for CCF assessment.

Meeting of the CFD Network

In the first half of 2002, a concept on the development and application of computational fluid dynamics (CFD) codes for phenomena in the cooling circuit of light water reactors was developed under the leader-

ship of GRS. The aim of the CFD Network is the development of a CFD software package in a concerted action for the efficient and accurate simulation of fluid flow and heat transfer processes, which are relevant to reactor safety. At first, the investigations shall be limited to three-dimensional flows in the reactor coolant system of pressurised water reactors. If this approach proves to be successful it is intended to investigate further plant components. The tasks and individual objectives included in the project of the CFD Network are:

- Improved accuracy for the simulation of two-phase flows by validation of existing two-phase models and development of new two-phase models,
- definition and co-ordination of experiments required for model development,
- implementation and provision of new models and corresponding numerical methods within a module of the CFX-5 calculation code,
- reduction of users’ influence on the accuracy of CFD simulations by development and application of best-practice guidelines and check lists,
- integration of the CFD module into the ATHLET system code.

Due to the complexity of the flow physics and the geometries in nuclear reactors, a step-by-step approach was chosen. This means that at first physical models for single-effect phenomena are developed and validated. In the second project phase, combinations of single-effect phenomena and realistic reactor applications are dealt with. The project concept defines test cases with increasing physical complexity as follows:

- Two-phase flows with low void fraction of the second phase,
- two-phase flows with free surfaces or stratification,
- two-phase flows with high void fraction of the second phase,
- two-phase flows with phase change, i. e. with condensation or evaporation.

For each of these work packages, requirement specifications are defined with all partners which include descriptions of all significant physical phenomena and which ensure that all significant physical effects are considered in the experiments and in the numerical simulations. On the basis of the requirement specifications, a test case matrix is developed which includes basis, validation and industry cases according to increasing complexity. The basis implementation of the corresponding two-phase models in CFX-5 (or other codes) is tested by performance of calculations with the existing software. These results determine the status quo and provide a first insight which model developments and experiments are necessary. In addition, a quality assurance concept will be developed that ensures a scientific validation of the software. This includes error and sensitivity analyses of experimental data and numerical results.

On 11th February 2003, the first meeting of the CFD Research Corporation took place at GRS Garching and the second on 12th May 2003 with 20 participants each. The project partners AEA-Technology, GRS and the Forschungszentrum Rossendorf (FZR) reported on their work within the CFD Research Corporation and on current EU research projects. For a potential integration of the Forschungszentrum Karlsruhe (Institute for Nuclear and Energy Technologies, Institute for Reactor Safety) and the universities in Stuttgart (Institute for Nuclear Technology and Energy Systems) and Munich (Lehrstuhl für Thermodynamik, Lehrstuhl für Thermische Kraftanlagen) information on analytical and experimental work was exchanged that may present a contribution to the CFD Network. All institutions mentioned have meanwhile become partners in the network. The minutes of the CFD Network meetings will be available from website <http://domino.grs.de/cfd/cfd.nsf>.

Meeting on the OECD project MCCI

Since 1st January 2002, the international OECD project "MCCI (Melt Coolability and Concrete Interaction During a Severe Accident)" has been conducted with German

participation at Argonne National Laboratory (ANL). The US Nuclear Regulatory Commission (NRC) is responsible for management and funding. This project shall serve to extend the knowledge on ex-vessel melt behaviour, particularly on crust formation, coolability and on molten core-concrete interaction. Another objective is to provide qualified data on development and verification of computer codes.

In the recently finished OECD MACE project, which served to demonstrate melt coolability, investigations were performed on the possibilities of stabilising liquid concrete-melt and of cooling core melt material through an overlying water pool by means of integral experiments. Here, ANL performed tests at a large-scale test facility with core melt masses of 100 kg to 2,000 kg. In the tests, a crust was formed between the overlying water and the melt which anchored to the side walls. In consequence of this, it was not possible to demonstrate melt coolability. In the tests, a number of cooling mechanisms were identified which are to be investigated more detailed within the MCCI project with single-effect experiments:

- Investigations on the coolability of core melt due to melt eruption (injection of gases into the melt: Investigations on melt entrainment and melt distribution),
- investigations on water ingress and the associated possibilities of debris bed cooling (in dependence of, e. g., concrete composition, scaling),
- investigations on crust behaviour (strength analyses with different temperatures and geometries),
- long-term studies on core/concrete interaction (initially under dry conditions, then with the presence of water).

In this respect, the detailed test boundary conditions and the definition of the number of tests are jointly agreed upon by the OECD/NEA participants and the NRC.

The latest MCCI meeting of the Programme Review Group and the Management Board was held on 22nd and 23rd May 2003 in Garching, at which the current status of the

experiments, their interpretation and the detailed working programme for the next six months were discussed. This meeting was attended by 25 experts from nine countries.

Seminar on "ageing management"

Since the middle of the nineties, GRS has been conducting projects on the topic "ageing management of nuclear power plants" on behalf of the BMU. With the aim to inform about the results achieved from these projects, a seminar was held on the topic "findings on the ageing management of nuclear power plants" in Cologne on 2nd and 3rd July 2003. Among the 32 participants were 19 representatives from German authorities, expert organisations, utilities and research institutions. Moreover, the event provided the opportunity of training for some of our newly recruited colleagues. GRS presented 10 lectures which dealt with the following topics:

- Objectives of the BMU projects, ageing management and relevant aspects of knowledge management,
- survey of activities in Germany and abroad,
- generic evaluation of operating experience and in-depth analyses on ageing behaviour of the different technical facilities,
- relevant aspects of maintenance of knowledge presented with the example of passive mechanical equipment,
- findings from investigations on personnel-related ageing aspects.

IEC expert meeting

In the last years, the interest of further improving the state of the art regarding modern (software-based) safety I&C at nuclear power plants in form of internationally accepted rules has increased considerably.

From 16th to 18th June 2003, ISTec Garching invited to a meeting of the working group

“Application of Digital Processors to Safety in Nuclear Power Plants” (WG A3) of the IEC (International Electrotechnical Commission). 18 specialists from France, Sweden, Great Britain, Switzerland, Korea and Germany (the USA were represented by a German staff member of Westinghouse) discussed the international comments on the draft of the IEC standard 62138 “Nuclear Power Plants – Instrumen-

tation and Control for Systems Important to Safety – Software for Computer-based I&C Systems supporting Category B or C Functions” and on the revision of the IEC standard 60880 “Software for Computers in the Safety Systems of Nuclear Power Stations”.

Since this year, the WG A3 is chaired by Dr. Arndt Lindner, head of the qualification

department at ISTec. The work on the standards mentioned and further I&C projects was continued during the 67th IEC General Meeting in October 2003 in Montreal.

H.-P. Butz, H. May

10

Projektträgerschaft und -begleitung; Kompetenzerhaltung in der Kerntechnik

Project Organisation and Management; Maintenance of Competence in Nuclear Technology

Projektträgerschaft

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 Gesellschaft in ihrem Zentralbereich Forschungsbetreuung (FB) alle Aufgaben der Projektförderung zur Reaktorsicherheitsforschung des BMWA unter Beachtung der Vorgaben des Ministeriums wahr.

Sie

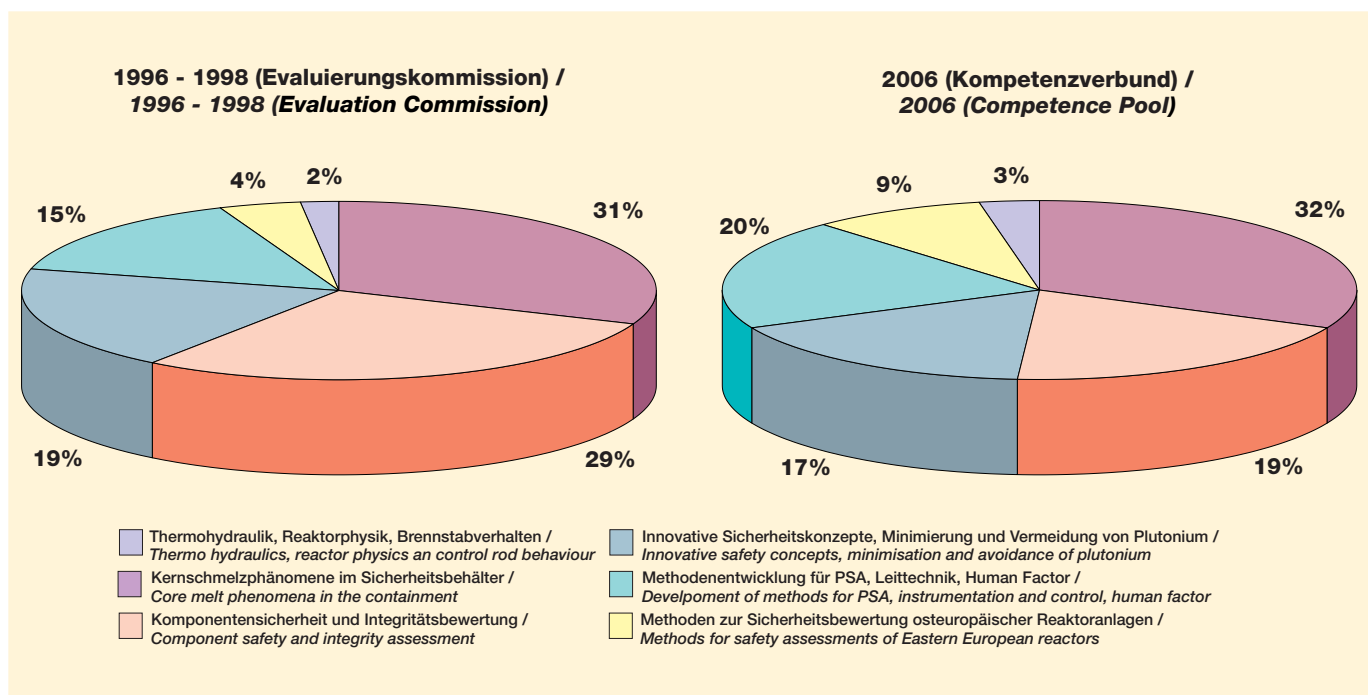
- wirkt mit an der Fortschreibung von Förderzielen und -inhalten,
- trifft Förderentscheidungen eigenverantwortlich,
- kontrolliert die bewilligten Vorhaben kontinuierlich fachlich und administrativ und bewertet diese abschließend unter fachlichen und administrativen Gesichtspunkten.

Von der Projektträgerschaft 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 20,5 Mio. € für das BMWA betreut. Die FB hat diese Vorhaben

- in fachlichen Diskussionen mit deutschen und auch ausländischen Forschungseinrichtungen vorbereitet,



▲ Themenbezogene Personalprognose (in Personenjahren) für EVK (Evaluierungskommission Mittelwert 1996 – 1998) und 2006
Issue-related personnel prognosis (in person years) for EVK (Evaluation Commission, Mean Value 1996 – 1998) and 2006

- inhaltlich auf Einhaltung der Bewilligungsbedingungen geprüft,
- im Rahmen der Projektträgerschaft 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.

Kompetenzerhaltung in der Kerntechnik

Die Evaluierungskommission (EVK) des BMWi gab in ihrem im Januar 2000 veröffentlichten Abschlussbericht „Nukleare Sicherheits- und Endlagerforschung in Deutschland“ u. a. folgende Empfehlung: „Die fachliche und arbeitsteilige Zusammenarbeit in Deutschland auf diesem Gebiet mit dem Ziel einer weiteren Effizienzsteigerung sollte mit Nachdruck verfolgt werden. Der Kompetenzverbund Kerntechnik sollte durch fachlich-inhaltliche Aufgabenabstimmung hierzu einen wichtigen Beitrag erbringen.“

Am 16. März 2000 trat der Kompetenzverbund Kerntechnik zu seiner ersten Sitzung zusammen. Ihm gehören derzeit die Forschungszentren Jülich (FZJ), Karlsruhe (FZK) und Rossendorf (FZR) sowie die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH an. Ständige Gäste bzw. Teilnehmer sind die Bundesministerien für Wirtschaft und Arbeit (BMWA), für Bildung und Forschung (BMBF) sowie für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und die Projektträger Reaktorsicherheitsforschung (PT R) sowie Wassertechnologie und Entsorgung (PT WT+E).

Eine der Aufgaben des Kompetenzverbundes war es, den Abschlussbericht der Evaluierungskommission für den Zeitraum bis 2006 fachlich zu detaillieren und fortzuschreiben.

Dazu arbeitete der Projektträger Reaktorsicherheitsforschung des BMWA mit den führenden Forschungseinrichtungen zusammen.

Die Ergebnisse wurden in dem Bericht „Kompetenzverbund Kerntechnik – Themen der nuklearen Sicherheits- und Endlagerforschung in Deutschland 2002 – 2006, Reaktorsicherheitsforschung“ am 9. Juli 2003 veröffentlicht. Mit diesem Bericht liegt ein Leitfaden für die künftige fachliche Zusammenarbeit der deutschen Forschungseinrichtungen in der Reaktorsicherheitsforschung im Rahmen des Kompetenzverbundes Kerntechnik vor.

Nach diesen Prognosen wird das verfügbare wissenschaftliche Personal für die Themenschwerpunkte der Reaktorsicherheitsforschung im Jahr 2006 im Vergleich zu dem im Bericht der Evaluierungskommission von 1998 festgestellten Ist-Stand nochmals deutlich abnehmen.

Der weiter zunehmende Mangel an wissenschaftlichem Nachwuchs zur Bearbeitung sicherheitstechnischer Fragestellungen in der Kerntechnik veranlasste das BMWA, seine Initiative „Kompetenzerhaltung in der Kerntechnik (KEK)“ im Jahr 2003 fortzusetzen. In dieser Initiative werden besonders Forschungsarbeiten junger Wissenschaftler in Vorhaben der projektgeförderten Reaktorsicherheitsforschung unterstützt.

Project Organisation and Management; Maintenance of Competence in Nuclear Technology

Project organisation management (PT)

Since 1978, GRS is project organisation manager (PT-R) for nuclear safety research on behalf of the respectively responsible federal ministries BMFT, BMBF, BMWi and BMWA. Since January 1998, GRS is an authorised project sponsor, i. e. it is authorised to hold federal contributions in trust (nuclear safety research of the BMWA).

Within the Research Management Division, GRS performs all tasks of project PT related to nuclear safety research of the BMWA according to the tasks defined by the ministry. GRS

- participates in the continuous development of the objectives and contents of project-sponsored reactor safety research,
- takes decisions on grants autonomously,
- provides continuous technical and administrative control of the granted projects and conducts a final assessment of the projects under technical and administrative aspects.

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 PT. On their sponsoring, solely the BMWA takes decisions and the GRS Research Management Division provides technical support as project management assistant (PB).

In the year under review, the Research Management Division managed about 100 projects with a total grant volume of about 20.5 Mio € 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 granting conditions,
- took decisions on grants within the framework of the PT,
- controlled and documented their orderly performance, and
- evaluated the results as to whether the technical objectives have been achieved.

Independent project committees, consisting of leading experts of the German nuclear safety research, give technical advice to the PT-R on reactor safety re-

search. The recommendations of the committees constitute an essential criterion for the decisions on grants taken by the PT-R.

Maintenance of competence in nuclear technology

In its final report "Nuclear Reactor Safety and Repository Research in Germany", published in January 2000, the evaluation commission (Evaluierungskommission – EVK) of the BMWi made, among others, the following recommendation: "A co-operation in this field, in terms of both personnel and contents, should be pursued vigorously in Germany aiming at improved efficiency. The Competence Pool should contribute substantially by task co-ordination regarding technical matters and contents."

On 16 March 2000, the Competence Pool had its first meeting. At present, its members are the research centres in Jülich (FZJ), Karlsruhe (FZK), the Rossendorf Research Centre (FZR) and GRS. Regular

guests and participants are the Federal Ministry of Economic and Labour (BMWA), for Education and Research (BMBF), as well as the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU), the project organisation managers PT-R and for water technology and waste management (PT WT+E).

One of the tasks of the Competence Pool was to specify the final report of the Evaluation Commission according to the technical requirements and to make a technical update for the period until 2006. For this purpose, the PT-R of the BMWA co-operated with the leading research institutions.

The results were published in the report "Nuclear Technology Competence Pool – Issues of Nuclear Safety and Repository Research in Germany 2002 – 2006, Reactor Safety Research" on 9 July 2003. This report shall serve as a guideline for future technical co-operation of the German research institutions in the field of reactor safety research within the frame of the Nuclear Technology Competence Pool.

According to these forecasts, the scientific personnel available for the major topics in the field of reactor safety research in the year 2006 will again decrease considerably, compared to the situation presented in the report of the Evaluation Commission of 1998.

The steadily declining number of young scientists for addressing safety-related issues in nuclear technology caused the BMWA to continue its initiative on the maintenance of competence in nuclear technology ("Kompetenzerhaltung in der Kerntechnik – KEK") in 2003. This initiative particularly supports research activities of young scientists in projects of the project-funded reactor safety research.

P. Erlenwein

11

RISKAUDIT IRSN/GRS International (EWIV)

RISKAUDIT IRSN/GRS International (EEIG)

Die GRS und ihr französischer Partner IRSN (Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire)¹ begannen 1989 gemeinsam, die Sicherheit von Reaktoren sowjetischer Bauart zu untersuchen. Die ersten Bewertungen konzentrierten sich auf die damals im Betrieb oder im Bau befindlichen Reaktoren an den Standorten Greifswald und Stendal.

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 neun Mitarbeiter aus GRS und IRSN.

Die wesentlichen Tätigkeitsfelder sind:

- Akquisition und vertragliche Abwicklung von Vorhaben in Osteuropa und in den EU-Beitrittsstaaten (Takis/Phare),
- Vertretung der GRS- und IRSN-Interessen bei Akquisition und Projektmanagement,
- Beratung der Europäischen Kommission bei Tacis-, Phare- und FuE-Projekten,
- Vertragliche Abwicklung von Projekten der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE) im Rahmen des Nuklearen Sicherheitsfonds (NSA) und des Tschernobyl-Shelter-Fonds (CSF),



▲ André Petry, RISKAUDIT-Geschäftsführer
André Petry, RISKAUDIT Manager



▲ Denis Goetsch, RISKAUDIT-Geschäftsführer
Denis Goetsch, RISKAUDIT Manager

- 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 verfolgt seit seiner Gründung das Ziel, Motor bei der fachlichen und organisatorischen Stärkung der mittel- und osteuropäischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörden sowie der ihnen zugeordneten technischen Sicherheitsorganisationen (Technical Safety Organisations, TSO) zu sein. Nach nunmehr über zehn Jahren intensiver Arbeit auf diesem Gebiet kann festgestellt werden, dass dieses Ziel in großen Teilen erreicht worden ist. Das internationale Projektmanagement von RISKAUDIT in Kooperationsprojekten auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit findet heute in Ost und West hohe Anerkennung.

RISKAUDIT ist zurzeit vornehmlich auf folgenden Gebieten tätig:

- Unterstützung der Genehmigungsbehörden sowie der ihnen zugeordneten technischen Sicherheitsorganisationen,
- Transfer und Austausch von Wissen und Methoden als Grundlage für die Entwicklung einer hohen Sicherheitskultur,
- Sicherheitsbewertungen nach international anerkannten Maßstäben in internationalen Expertenteams,
- Harmonisierung nationaler Regeln und Richtlinien,
- fachliche Unterstützung bei der Bewertung und Genehmigung von Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit be-

¹ bis Februar 2002: Institut de Protection et de Sécurité Nucléaire (IPSN)



▲ RISKAUDIT-Büro in Fontenay-aux-Roses
RISKAUDIT office in Fontenay-aux-Roses

stehender Anlagen, die durch das Tacis-Programm finanziert werden („2+2“-Projekte).

Bei der Absicherung dieser verschiedenen Aufgaben greift RISKAUDIT in erster Linie auf Experten von IRSN und GRS zurück. RISKAUDIT arbeitet darüber hinaus mit Technischen Sicherheitsorganisationen aus Belgien, Finnland, Großbritannien, Italien, den Niederlanden, Schweden und Spanien sowie teilweise mit Firmen aus den USA und Kanada zusammen.

RISKAUDIT ist auch in die Arbeit der **Regulatory Assistance Management Group (RAMG)** der Europäischen Kommission eingebunden. In einem speziellen Projekt bewertet RISKAUDIT im Auftrag und mit Beteiligung der RAMG den erreichten Erfolg der bisherigen Projekte zur Stärkung der atomrechtlichen Behörden und ihrer TSOs in Russland, in der Ukraine, in Armenien, Georgien, Kasachstan und Weißrussland. Darüber hinaus berät RISKAUDIT die Europäische Kommission bei der Definition ihrer jährlichen Aktionsprogramme zur Unterstützung der Behörden bis 2006.

Die Projekte von RISKAUDIT werden vornehmlich über Verträge mit der Europä-

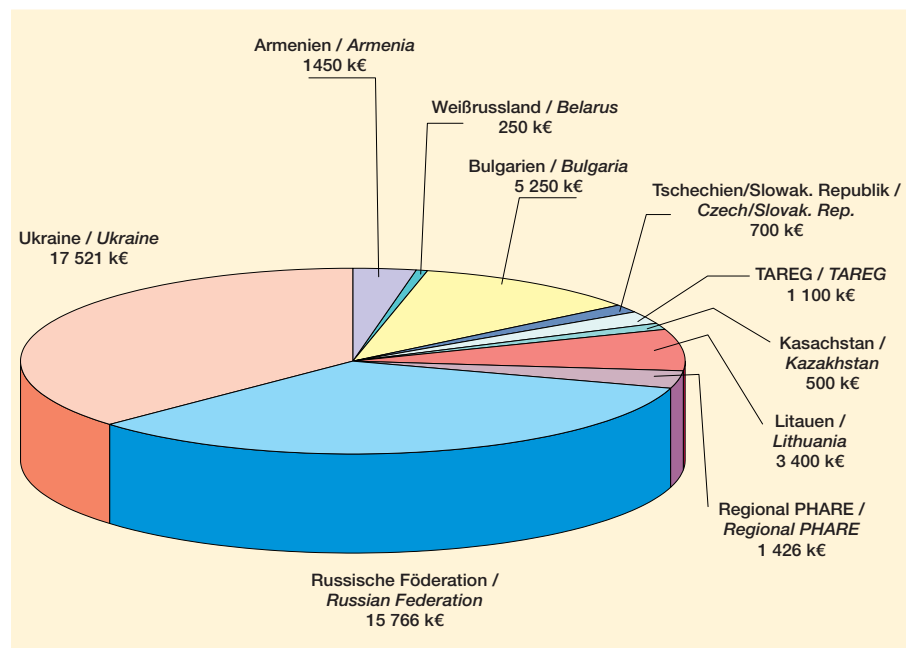
finanziert. RISKAUDIT arbeitete bisher in Armenien, Bulgarien, Kasachstan, Litauen, Rumänien und Russland sowie in der Slowakischen Republik, der Tschechischen Republik, der Ukraine, Ungarn und Weißrussland.

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 1990er Jahre technische Büros in Moskau und Kiew. Diese Büros werden von RISKAUDIT geleitet.

Zusammenarbeit mit der russischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörde Gosatomnadsor RF

RISKAUDIT unterstützt seit 1992 die russische Behörde Gosatomnadsor RF und ihre wichtigste technische Sicherheitsorganisation SEC NRS in zahlreichen Projekten. Ziel ist es, die Genehmigungspraktiken zu verbessern, Rechenprogramme für Störfallanalysen auszutauschen sowie Verbesserungsmaßnahmen zur Erhöhung der Sicher-

ischen Kommission im Rahmen der Programme Tacis und Phare zur Unterstützung der Länder Mittel- und Osteuropas oder über Verträge mit der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE)



▲ Status der RISKAUDIT-Projekte in 2003 – Budgets der Projekte nach Ländern
Status of RISKAUDIT projects in 2003 – budgets of the projects per country

heit in zahlreichen russischen Anlagen zu bewerten.

Dabei stehen folgende Aspekte im Vordergrund:

1. Weitere Verbesserung der Genehmigungsverfahren und -praktiken für nukleare Einrichtungen. Diese umfasst die methodologische Unterstützung von Gosatomnadsor RF, koordiniert von der RAMG und unter Einbeziehung westlicher TSOs.
2. Zusammenarbeit mit Gosatomnadsor RF 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 (Behörde zusammen mit westlichen und russischen TSOs auf der einen Seite, und Kernkraftwerke mit westlicher Unterstützung seitens der Industrie auf der anderen Seite) durchgeführt werden.

Methodologische Unterstützung von Gosatomnadsor RF

Das Ziel der langfristig angelegten Tacis-Vorhaben zum Methodentransfer ist es, Gosatomnadsor RF als unabhängige und kompetente Behörde kontinuierlich zu stärken. Unter administrativer Leitung von RISK-AUDIT und fachlicher Federführung der GRS wird derzeit für 15 Monate das Tacis-Vorhaben RF/RA/05 bearbeitet.

Beteiligt sind TSOs sowie atomrechtliche Behörden aus sechs EU-Mitgliedsstaaten. Sie leisten fachliche Zuarbeit bei der Beratung der russischen Behörde und ihres wissenschaftlichen Zentrums (SEC NRS). Die Themen

- Regeln und Richtlinien,
- Genehmigung und Aufsicht,
- Ausbildung und Kompetenzerhalt von Behördenpersonal,
- Notfallschutz sowie
- Informationsmanagement und Öffentlichkeitsarbeit

sind Schwerpunkte der Zusammenarbeit. Insgesamt sind 34 meist einwöchige technische Beratungen vorgesehen.

Unterstützung bei der gutachterlichen Bewertung von Tacis-finanzierten Unterstützungsprojekten

In drei Projekten, die im Jahre 2003 begonnen wurden, unterstützt RISKAUDIT die russische Behörde bei der Genehmigung von sieben Modernisierungsmaßnahmen, die mit Tacis-Mitteln realisiert werden. In den Anlagen Kalinin, Kola, Smolensk, Leningrad, Novovoronezh und Balakovo werden ausgewählte Sicherheitsverbesserungen nach dem „2+2“-Ansatz durchgeführt. Dieser „2+2“-Ansatz verfolgt das Ziel, parallel sowohl die russischen 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 russische und westliche Experten erfolgreich zusammen.

Internationale Sicherheitsbewertung Kursk-1

Im Auftrag der EBWE koordiniert RISKAUDIT die internationale Bewertung des Sicherheitsberichtes für das KKW Kursk-1. Das internationale Bewertungsteam setzt sich aus Experten von neun Organisationen aus sieben Ländern (Deutschland, Frankreich, Großbritannien, Italien, Kanada, Niederlande, USA) zusammen. Unter fachlicher Leitung des IRSN werden die Arbeiten gemeinsam mit russischen Experten durchgeführt. Im Juli 2002 und 2003 präsentierte das Expertenteam der Safety Review Group (SRG) der EBWE erste Zwischenergebnisse der internationalen Sicherheitsbewertung. Das Endergebnis wird im März 2004 vorliegen.

Unterstützung der ukrainischen Sicherheitsbehörde SNRCU

Grundlage für die Arbeiten von RISKAUDIT in der Ukraine ist das „Memorandum of Understanding“, das die ukrainische Regie-

rung, 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.

Shelter Implementation Plan (SIP)

RISKAUDIT unterstützt gemeinsam mit Scientech Inc. (USA) die ukrainische Behörde als „Licensing Consultant“ im Genehmigungsprozess zur Sanierung des Sarkophags, der Block 4 des Kernkraftwerks Tschernobyl umschließt. Bisher wurden die vorbereitenden Arbeiten zur Stabilisierung des Sarkophags und zur Errichtung des neuen Shelters (New Safe Confinement) gutachterlich und administrativ begleitet. Ein amerikanisch-französisch-ukrainisches Konsortium konzipiert derzeit die Auslegung des neuen Shelters. Die anstehenden Genehmigungen leiten den Realisierungsprozess sowohl bei den Stabilisierungsmaßnahmen als auch beim neuen Shelter ein. Dieses Projekt, das von der EBWE finanziert wird, geht jetzt in eine neue Phase. Aufgabe des „Licensing Consultant“ ist es nun, strategische Fragen zu klären und pragmatische und flexible Lösungen unter Berücksichtigung westlicher Genehmigungspraxis und gutachterlicher Vorgehensweisen zu finden. Darüber hinaus arbeitet RISKAUDIT daran, Programme zum Strahlenschutz, zu den ALARA-Prozeduren, zu den Messüberwachungssystemen und zum Staubunterdrückungssystem zu bewerten.

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 (UK/TS/20, UK/TS/26) 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
 - Wiedergewinnungsanlage für niedrigaktive und mittelaktive Feststoffe,
 - Anlage zur Sortierung und Weiterverarbeitung von niedrigaktiven und mittelaktiven Feststoffen,
 - Überirdisches Lager für kurzlebigen schwach- und mittelaktiven Abfall.

Für das Zwischenlager ISF-2 und die LRTP-Anlage wurden Fragen zur Errichtungsgenehmigung behandelt. In den nächsten Monaten werden die Genehmigungsunterlagen für die Inbetriebnahme begutachtet. Beide Anlagen sind im Rohbau fertig gestellt. Zurzeit werden die Komponenten eingebaut. Für die ICSRMANlage werden zurzeit die gemeinsamen Empfehlungen der Gutachter mit dem Antragsteller diskutiert. Ziel ist es, dass diese Empfehlungen in den nächsten Versionen der Sicherheitsberichte und damit bei der Auslegung der Anlagen berücksichtigt werden.

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 Tacis-finanzierten Unterstützungsprojekten

In diesem Projekt unterstützt RISKAUDIT die ukrainische Behörde bei der Genehmigung von 18 Modernisierungsmaßnahmen, die mit Tacis-Mitteln realisiert werden. In den Anlagen Rovno, Khmelnytsky, Zaporozhye und Südukraine werden ausgewählte Sicherheitsverbesserungen nach dem „2+2“-Ansatz 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.

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 Gebiete

Stilllegung, Stärkung der Kompetenz bei der Bewertung von Sicherheitsberichten sowie Prüfung von Genehmigungsunterlagen zu sicherheitserhöhenden Maßnahmen in den Blöcken 3 und 4 (WWER-440) und 5 und 6 (WWER-1000) des Kernkraftwerks Kozloduy .

Im Rahmen der Stilllegung von Kozloduy 1-2 bewertet RISKAUDIT in einer ersten Phase die technischen und sicherheitsrelevanten Dokumente zu Investitionsprojekten und zu Genehmigungsfragen für die Konservierung dieser Blöcke. Weiterhin wird NRA zum Regelwerk für die Stilllegung und in Fragen der Inspektionspraxis nach Abschaltung und bei Vorbereitung der Konservierung beraten.

Litauen

RISKAUDIT unterstützt die litauische Behörde VATESI und ihre TSOs auf den Gebieten:

- Bewertung des Sicherheitsberichtes für die Anlage Ignalina-2,
- Genehmigungsaktivitäten zur Vorbereitung der Stilllegung von Ignalina,
- Training der litauischen TSOs und Methodentransfer.

Bei der Vorbereitung der Stilllegung konzentrieren sich die Arbeiten auf die Erarbeitung von Regeln und Richtlinien und auf Bereitstellung von Know-how zur technischen Bewertung und zur Genehmigung.

Das Training der litauischen TSOs und der Methodentransfer erstrecken sich auf die Bereiche Kernintegrität, Modernisierung von I&C-Systemen, Alterung von Komponenten, Qualifizierung und Inspektion von Komponenten, Analyse von Auslegungsstörfällen und auslegungsüberschreitenden Störfällen.

Slowakische Republik

Im Rahmen des Methodentransfers unterstützt RISKAUDIT die slowakische Behörde UJD auf folgenden Gebieten:

- Notfallschutz,
- Umgang mit radioaktivem Abfall,
- Strahlenschutz,
- Qualitätsmanagement im regulatorischen Bereich,
- Genehmigungsverfahren.

Tschechische Republik

Im Rahmen des Methodentransfers unterstützt RISKAUDIT die tschechische Behörde SUJB auf folgenden Gebieten:

- Bewertung von Genehmigungsunterlagen,
- Entwicklung interner Prozeduren bei der Bewertung sicherheitsrelevanter Unterlagen,
- Training für Inspektionen,
- Entwicklung eines Systems zur Verhinderung der Verbreitung radioaktiver Substanzen.

Regionalprojekte

Die Europäische Kommission vergibt neben den Projekten für einzelne Länder auch Projekte für Ländergruppen, so genannte regionale Projekte. RISKAUDIT unterstützt die Behörden und TSOs der Slowakischen und Tschechischen Republik und Ungarns bei der sicherheitstechnischen Bewertung des Nasskondensators des WWER-440/W-213.

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 Gebiete:

- Bewertung von Genehmigungsunterlagen zum Leck-vor-Bruch-Konzept,
- Bewertung Sicherheitsdokumentationen für die einzelnen Genehmigungsschritte sicherheitserhöhender Maßnahmen („2+2“-Ansatz),
- generelle Aspekte zur Stärkung der fachlichen Kompetenz der Sachverständigenorganisation.

Kasachstan

In einem EU-Projekt unterstützt ein internationales Expertenteam unter Leitung von RISKAUDIT die kasachische Behörde KAEC bei Genehmigungsfragen zur Stilllegung des BN-350-Reaktors in Aktau. Hier werden Genehmigungsprozeduren für das Abfallmanagement während der Stilllegung und des Rückbaus erarbeitet.

Weißrussland

In Weißrussland unterstützt RISKAUDIT das Ministerium für Notfallsituationen (MES) und das Staatliche Zentrum für Strahlungs-

überwachung und -kontrolle (RCRCM) im Rahmen des EU-geförderten Methodentransfers. Die Themengebiete sind:

- 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.

RISKAUDIT hat nunmehr seit über zehn Jahren koordinierend die Unterstützung der osteuropäischen Behörden und die Zusammenarbeit mit ihnen im Rahmen von EC- und EBWE-Projekten organisiert. Damit hat sich eine konstruktive Sicherheitspartnerschaft zwischen Behörden und deren TSOs aus Ost und West entwickelt. Sie wird auch weiter vorangebracht werden.

RISKAUDIT IRSN/GRS International (EEIG)

In 1989, GRS and its French partner IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire)¹ started joint analyses on the safety of Soviet-designed reactors. At that time, the first analyses concentrated on the reactors in operation or those under construction at the Greifswald and Stendal sites.

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 organisation to form the subsidiary RISKAUDIT IPSN/GRS International (EEIG) in 1992. The RISKAUDIT headquarters are in Fontenay-aux-Roses near Paris. At present, RISKAUDIT employs there nine staff members from GRS and IRSN.

¹ until February 2002: Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN)

The main fields of activities are:

- acquisition and contractual management of projects in Eastern Europe and in the EU candidate states (Tacis/Phare),
- representation of interests of GRS and IRSN regarding acquisition and project management,
- consultancy for the European Commission in Tacis, Phare and R&D projects,
- contractual management of projects of the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD) within the frame of the Nuclear Safety Account (NSA) and the Chernobyl Shelter Fund (CSF),
- operation of the two common RISKAUDIT/GRS/IRSN offices in Moscow and Kiev,

- intensification of GRS/IRSN co-operation,
- representation of GRS and IRSN in den Central and Eastern European States and in multinational committees.

Since its formation, RISKAUDIT aims at being a driving force in the strengthening of the Central and Eastern European licensing and supervisory authorities and their respective technical safety organisations (TSOs) with regard to technical and organisational matters. After more than ten years of intensive work in this field it can be stated now that this aim has largely been achieved. Today, the international project management of RISKAUDIT in co-operation projects in the field of nuclear safety is highly appreciated in the East and in the West.

At present, RISKAUDIT's main fields of work are:

- support of the licensing authorities and their technical safety organisations,
- transfer and exchange of know-how and methods as basis for the development of a high level of safety culture,
- safety assessments according to internationally recognised standards in international expert teams,
- harmonisation of national rules and guidelines,
- technical support in the assessment and licensing of measures to increase the safety of existing plants that are funded through the Tacis programme ("2+2" projects).

For ensuring these different tasks, RISKAUDIT uses primarily the experts from IRSN and GRS. In addition, RISKAUDIT collaborates with technical safety organisations from Belgium, Finland, Great Britain, Italy, the Netherlands, Sweden and Spain and, partly, with companies from the USA and Canada.

RISKAUDIT is also involved in the work of the **Regulatory Assistance Management Group (RAMG)** of the European Commission. In a special project, RISKAUDIT

assesses on behalf and with participation of RAMG the results achieved so far from the co-operation projects to strengthen the nuclear 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 authorities until 2006.

RISKAUDIT projects are mainly funded through contracts with the European Commission within the framework of the Tacis and Phare programmes for the assistance of the Central and Eastern European Countries or through contracts with the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD). Until today, RISKAUDIT worked in Armenia, Bulgaria, Kazakhstan, Lithuania, Romania and Russia, as well as in the Slovak Republic, the Czech Republic, the Ukraine, Hungary and Belarus.

At the beginning of the nineties, GRS and IRSN opened technical offices in Moscow and Kiev owing to the large number of nuclear installations in Russia and the Ukraine and the extent of work performed for these countries. These offices are managed by RISKAUDIT.

Co-operation with the Russian licensing and supervisory authority Gosatomnadzor RF

Since 1992, RISKAUDIT has been supporting the Russian authority Gosatomnadzor RF and its most important technical safety organisation SEC NRS in numerous projects. The aim is to improve the licensing practices, to exchange computer codes for accident analyses and to assess measures for the improvement of the safety at numerous Russian plants.

In this regard, special attention is paid to the following aspects:

1. Further improvement of licensing procedures and practices for nuclear installations. This consists in methodological assistance to Gosatomnadzor RF, co-ordinated by RAMG and with involvement of Western TSOs.

2. Co-operation with Gosatomnadzor RF with regard to its licensing activities through co-operation between Russian and Western TSOs. This work is mainly directed to the licensing procedure for modernisation measures that are implemented according to the "2+2" approach (authority together with Western and Russian TSOs on one side and nuclear power plants with support by the Western industry on the other side).

Methodological assistance to Gosatomnadzor RF

The aim of the long-term Tacis projects on the transfer of methods is to continuously strengthen Gosatomnadzor RF as independent and competent authority. Under the administrative management of RISKAUDIT and technical leadership of GRS, work is currently being performed on the Tacis project RF/RA/05.

TSOs and nuclear safety authorities from six EU member states are involved in this project. They provide technical assistance in consulting the Russian authority and its scientific centre (SEC NRS). The topics

- rules and guidelines,
- licensing and supervision,
- training and maintenance of competence of authority staff,
- emergency preparedness, and
- information management and public relations

are focal points of the co-operation. A total of 34 technical meetings is scheduled that will generally take one week.

Support in the preparation of expert assessments on Tacis-funded assistance projects

In three projects that started in the year 2003, RISKAUDIT supports the Russian authority in the licensing procedure for seven 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 and Balakovo plants. This “2+2” approach is aimed at both strengthening the Russian operator and the licensing authority by 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 review of the safety analysis report for Kursk-1

On behalf of the EBRD, RISKAUDIT co-ordinates the international review of the safety analysis report for the Kursk-1 NPP. The international review team consists of experts from nine organisations from seven countries (Germany, France, Great Britain, Italy, Canada, the Netherlands, USA). Under the technical management of IRSN, the work is performed in co-operation with Russian experts. In July 2002 and 2003, the experts presented first preliminary results of the international safety review to the Safety Review Group (SRG) of the EBRD. The final result will be available in March 2004.

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 the Memorandum, the Ukraine permanently closed the Chernobyl nuclear power plant at the end of 2000. Further, the 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, concentrating on the support of the Ukrainian safety authority SNRCU. Focal points of this co-operation are expert



▲ Lothar Hahn, technisch-wissenschaftlicher Geschäftsführer der GRS und Jacques Repussard, Generaldirektor des IRSN, bei ihrer Besichtigung des Objektes „Shelter“ in Tschernobyl
Lothar Hahn, technical-scientific director of GRS and Jacques Repussard, Director General of IRSN during their visit of the object “Shelter” in Chernobyl

assessments within the framework of the Shelter Implementation Plan for measures on the decommissioning of Chernobyl 1-3 and for safety improvements at Ukrainian NPPs.

Shelter Implementation Plan (SIP)

Together with Scientech Inc. (USA), RISKAUDIT supports the Ukrainian authority as licensing consultant in the licensing procedure for the remedial measures for the sarcophagus around Unit 4 of the Chernobyl nuclear power plant. Until now, the preparatory work for the stabilisation of the sarcophagus and construction of a new shelter (new safe confinement) have been accompanied administratively and with the assistance of experts. An American-French-Ukrainian consortium is currently working on the design of the new shelter. The licensing procedures to be performed initiate the realisation process both regarding the stabilisation measures and the new shelter. This project, financed by the EBRD, is now

moving into a new phase. The task of the Licensing Consultant will be to clarify strategic issues and to find flexible solutions under consideration of Western licensing practices and expert assessment methods. Moreover, RISKAUDIT is working on the assessment of programmes on radiation protection, on the ALARA procedures, on the instrumentation and monitoring and on the dust suppression system.

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 Center (SSTC) work on the evaluation of the licensing documents for the waste management facilities in Chernobyl. In two Tacis projects (UK/TS/20, UK/TS/26), technical assistance is provided in the licensing procedures for the construction of new facilities and backfitting of facilities that are necessary due to the decommissioning of the reactor units. Expert opinions are given on the



▲ Baufortschritt des Zwischenlagers für abgebrannte Brennelemente (ISF-2) im September 2003
Construction progress on the interim storage facility for spent fuel (ISF-2) in September 2003

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 retrieval facility for low- and intermediate level solid waste,
 - a sorting and processing facility for low- and intermediate level solid waste, and
 - an engineered near-surface disposal facility for low- and intermediate level waste.

For the interim storage facility ISF-2 and the LRTP, questions related to the construction licence were dealt with. In the next months, the documents for the licensing of commissioning will be examined. Both facilities are structurally completed. At present, the components are being installed. For the ICSR, the joint recommendations of the experts are currently being discussed with the applicant. The objective

is that these recommendations will be taken into account in the next versions of the safety analysis reports and thus also in the design of the facilities.

For each facility, RISKAUDIT assists 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 of the safety analysis reports and of technical specifications for the construction licence.

Support in expert assessments on Tacis-funded projects

In this project, RISKAUDIT supports the Ukrainian authority in the licensing procedure for 18 modernisation measures financed by Tacis. Co-operation according to the “2+2” approach takes place for selected safety improvement measures at the

Rovno, Khmelnytsky, Zaporozhye und South Ukraine plants. This “2+2” approach is aimed at both strengthening the Ukrainian operator and the licensing authority by European partners. It can be regarded as training on the job. On all steps of planning and implementation of modernisation measures and their assessment, Ukrainian and Western experts co-operate successfully.

Support of the licensing authorities in Bulgaria, Lithuania, the Slovak and Czech Republic 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 decommissioning, strengthening of the competence for the review of safety analyses reports and examination of licensing documents on safety-enhancing measures at Units 3 and 4 (VVER-440) and 5 and 6 (VVER-1000) of the Kozloduy nuclear power plant.

Within the framework of the decommissioning of Kozloduy 1-2, RISKAUDIT evaluates, in a first phase, the technical and safety-relevant documents for investment projects and on questions related to the licensing of the conservation of these units. Further, advice is given to NRA on rules and regulations for decommissioning and on questions related to the inspection practice after shutdown and during preparation of the conservation.

Lithuania

RISKAUDIT supports the Lithuanian authority VATESI and its TSOs in the:

- assessment of the safety analysis report for the Ignalina-2 NPP,
- licensing activities to prepared the decommissioning of Ignalina,
- training of the Lithuanian TSOs and transfer of methods.

The preparatory work for the decommissioning concentrates the development of rules and guidelines and the provision of know-how on the technical assessment and on licensing.

The training of the Lithuanian TSOs and the transfer of methods cover the fields of core integrity, modernisation of I&C systems, ageing of components, qualification and inspection of components, analysis of design-basis and beyond-design-basis accidents.

Slovak Republic

Within the framework of method transfer, RISKAUDIT supports the Slovak authority UJD in the following fields:

- emergency preparedness,
- management of radioactive waste,
- radiation protection,
- quality management in the regulatory area, and
- licensing procedures.

Czech Republic

Within the framework of method transfer, RISKAUDIT supports the Czech authority SUJB in the following 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.

Regional projects

In addition to the projects for individual countries, the EC also finances projects for country groups, the so-called regional projects. RISKAUDIT supports the authorities and TSOs of the Slovak and Czech Republic and Hungary in the safety assess-

ment of the VVER-440/V-213 bubble condenser.

Support of the licensing authorities of Armenia, Kazakhstan and Belarus

Armenia

The objective of supporting the Armenian authority ANRA is to strengthen their technical competence. At present, the work concentrates on:

- the evaluation of licensing documents on the leak-before-break concept,
- the evaluation of the safety documentation for the different licensing steps for safety-enhancing measures ("2+2" approach),
- general aspects related to the strengthening of the technical competence of the expert organisation.

Kazakhstan

Within the framework of an EU project, an international expert team supports under the leadership of RISKAUDIT the Kazakh authority KAEC in licensing questions on the decommissioning of the BN-350 reactor in Aktau. In this regard, work is performed on the development of licensing procedures for the waste management during decommissioning and dismantling.

Belarus

In Belarus, RISKAUDIT supports the Ministry for Emergency Situations (MES) and the Republican Center of radiation control and environmental monitoring (RCRCM) within the framework of an EU-funded method transfer project. The topics are:

- 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, and
- transport of nuclear materials with emphasis on the avoidance of dispersion.

For more than ten years now, RISKAUDIT has been co-ordinating the support of the Eastern authorities and organising the co-operation with them within the framework of EC- and EBRD projects. This led to the development of a constructive safety partnership between authorities and their TSOs from the East and the West. This partnership will also be further enhanced in the future.

A. Petry, D. Goetsch

12

Arbeiten des Instituts für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH

Activities of the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH

Das Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH stabilisierte bzw. baute im Jahr 2002 die Arbeiten auf seinen beiden Hauptgeschäftsfeldern Sicherheits- und Diagnosetechnik weiter aus. In der Sicherheitstechnik standen im Auftrag des BMU und BfS Arbeiten zur digitalen Sicherheitstechnik in Kernkraftwerken, zu Fragen der Endlagersicherheit und zur Weiterentwicklung des Systems zur Reststoff-Verfolgung und -kontrolle (ReVK) bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen im Vordergrund. Die Weiterentwicklung des grafischen Brandmelde- und Visualisierungssystems VerBA war ein weiterer Arbeitsschwerpunkt. Der Schwerpunkt der nicht-nuklearen Aktivitäten lag wie in den vergangenen Jahren auf der Diagnosetechnik. Hier konnten die Entwicklungsarbeiten an dem Frühwarnsystem für die Hochgeschwindigkeitszüge der Bahn AG weit gehend abgeschlossen werden. Darüber hinaus wurde die Entwicklung eines neuen preiswerten automatischen Überwachungssystems zur Schwingungsdiagnose in Angriff genommen. Unter der Bezeichnung tf-COMOS fungiert es als neue Produktlinie innerhalb der COMOS-Familie und kann für die Pumpen- bzw. Maschinendiagnose in Kraftwerken und konventionellen Industrieanlagen eingesetzt werden.

Sicherheitstechnik

Zur Sicherheitstechnik zählen im ISTec die drei Themenbereiche **Entsorgung**, **Leittechnik** und **Systementwicklung**.

Entsorgung

Auf dem Gebiet der Entsorgung führte ISTec erstmals projektübergreifende Arbei-

ten zur Sicherheitsanalyse der Betriebsphase von Endlagern in größerem Umfang durch. Der Schwerpunkt lag zum einen auf der Charakterisierung des Freisetzungsverhaltens radioaktiver Abfälle im bestimmungsgemäßen Betrieb eines Endlagers. Hierbei lotete ISTec in einer umfassenden Bestandsaufnahme die Sicherheitsreserven der bisherigen Vorgehensweise aus, ermittelte Ansätze zur Vermeidung unnötiger Konservativitäten und leitete Konsequenzen im Hinblick auf die Endlagerungsbedingungen ab.

Zum anderen konkretisierte ISTec frühere Ansätze zur probabilistischen Sicherheitsbewertung eines Endlagers und ergänzte diese durch eine umfassende Auswertung von Betriebserfahrungen in konventionellen Bergwerksbetrieben. Besonderes Augenmerk galt den Ursachen aufgetretener Unfälle, die als auslösende Ereignisse für die Störfallanalyse eines Endlagers herangezogen werden.

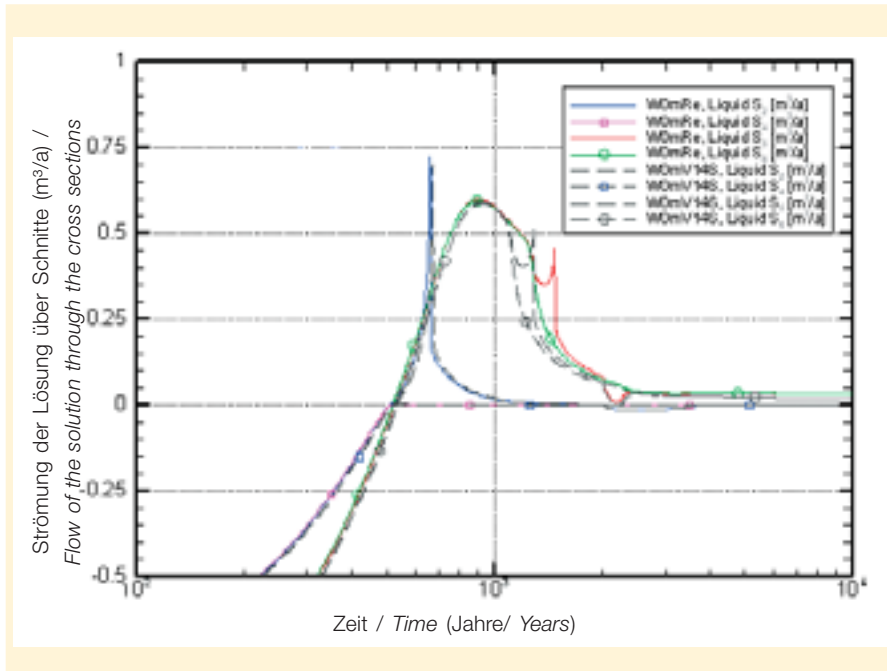
Differenzierte Untersuchungen zum Freisetzungsverhalten radioaktiver Abfälle im Brandfall gliederten sich in Experimente zur Freisetzung aus Abfallgebinden und in Brandversuche mit definierten unterschiedlichen Brandszenarien zur Ermittlung des Aufheizverhaltens. Um sicherzustellen, dass die untersuchten Proben repräsentativ sind, wurden die Freisetzungsexperimente in der Verbrennungsanlage des Forschungszentrums Jülich, die Brandversuche in der Schmelzanlage der Fa. Siempelkamp durchgeführt. Ergänzt werden diese Arbeiten durch ein Untersuchungsprogramm zur Bestimmung der Freisetzung aus Proben. Zur Untersuchung des Aufheizverhaltens von Abfallgebinden in unterschiedlichen Brandszenarien wurde ein in ein Überfass vergos-

senes Fass mit Kugelharzen, das sowohl axial als auch radial mit Thermoelementen bestückt war, durch einen Poolbrand in einem Ofen thermisch beaufschlagt. Erste Ergebnisse der am Institut für Baustoffe, Massivbau und Brandschutz der TU Braunschweig durchgeführten Untersuchungen ergaben, dass die früheren Annahmen erhebliche Sicherheitsreserven aufweisen. Nach



▲ Brandversuch zur Untersuchung des Aufheizverhaltens eines Abfallfasses

Fire experiment to investigate the heat-up behaviour of a waste drum



▲ Variation der Parameter für „Abfall und Versatz“: Strömung der Lösung über die Schnittflächen
Variation of the parameters for "waste and backfill": flow of the solution through the cross sections

Abschluss des Vorhabens soll bewertet werden, inwieweit die neuen Erkenntnisse bei der Erarbeitung standortunabhängiger Endlagerungsbedingungen berücksichtigt werden können.

Weiterhin hat ISTec damit begonnen, die aus projektübergreifenden Themenbereichen gewonnenen Erkenntnisse in Leitlinien für den Bau und Betrieb eines Endlagers umzusetzen und Standort unabhängige Anforderungen an radioaktive Abfälle abzuleiten. Auf Grund des derzeit vom BMU verfolgten Ein-Endlager-Konzeptes kommt diesen Arbeiten besondere Bedeutung zu. Sie bilden die Grundlage für die Entscheidung über die endlagergerechte Konditionierung heutiger Abfälle, für die das BfS entsprechende verallgemeinerte Annahmebedingungen bereitstellen muss.

Nach wie vor begleitet ISTec die Sicherheitsanalyse der Stilllegungsphase des Endlagers Morsleben. Hier ist die *Modellierung* von zweiphasigen Transportvorgängen in der Nachbetriebsphase des Endlagers abgeschlossen worden. Es stellte sich heraus, dass die Zweiphasigkeit das Transportverhalten von Radionukliden im Nah-

bereich wesentlich beeinflusst. Durch Modellrechnungen zur Beschreibung des Nuklidtransports und durch Parametervariationen gelang es, die gewählten technischen Konzepte zum Verschluss der Einlagerungsbereiche im Hinblick auf die Gasproblematik zu analysieren und zu charakterisieren. Daraus lassen sich wiederum optimierte technische Konzepte ableiten, die Sicherheitsreserven für den Nachweis der Langzeitsicherheit des Endlagers erschließen.

Salzablagerungen, die bei der Erdgasspeicherung und -förderung in Porenspeichern auftreten, können zu erheblichen Produktivitätseinbußen beim Betrieb dieser Erdgasspeicher führen. Hier konnte ISTec sein aus der Kerntechnik vorhandenes Know-how in ein nicht-nukleare Gebiet einbringen. Im Auftrag der RWE Gas AG qualifizierte ISTec seine Tools für die Anwendung in Erdgasspeichern und erreichte eine angemessene modellmäßige Beschreibung des Problems. Dieses erfolgreich abgeschlossene Projekt führte zu einem weiteren Auftrag, in dem ISTec Vorschläge zur Optimierung von Auslegung und Betrieb dieser Speicher erarbeiten soll.

Leittechnik

Die nachfolgenden Arbeitsschwerpunkte charakterisierten im Jahr 2002 die Leittechnik:

1. Entwicklung methodischer Grundlagen für die Qualifizierung hoch zuverlässiger Software:

Im Auftrag des BMWA untersuchte ISTec in zwei Forschungsvorhaben zur Reaktorsicherheit die „Zuverlässigkeit software-basierter Systeme“ und die „Entwicklung von Analyseverfahren für objektorientierte Systeme“. Ziel des ersten Vorhabens war die Erarbeitung methodischer Grundlagen zur Sicherheitsanalyse vorgefertigter Software. ISTec identifizierte, klassifizierte und analysierte hierzu existierende nationale und internationale Vorgehensweisen und entwickelte eine eigenständige Bewertungsmethode für vorgefertigte Software. Diese Methode trägt sowohl dem nationalen wie dem internationalen Normenwerk Rechnung. Die erarbeiteten Anforderungen sollen als wissenschaftliche Basis für eine nationale Leitlinie dienen. Im zweiten Vorhaben erarbeitet ISTec Methoden zur Vermeidung, Erkennung, Beseitigung und Beherrschung von Schnittstelleninkonsistenzen sowie zum Nachweis und zur Bewertung der erzielten Schnittstellenzuverlässigkeit. Neben vergleichenden Untersuchungen verschiedener Komponentenmodelle stand hier die Analyse von Maßnahmen zur Beherrschung von Schnittstellenfehlern und von reaktiven Systemen bzgl. ihrer inhärenten Prüfmöglichkeiten an Schnittstellen im Vordergrund.

2. Fortführung der Informationssammlung zum Einfluss von Alterungseffekten auf die Funktionalität und Sicherheit von Messketten und zur Modernisierung von Leittechniksystemen in in- und ausländischen Kernkraftwerken für den BMU:

Die Fachberatung des BMU/BfS zur Bewertung von Um- und Nachrüstungen von Sicherheitsleittechnik in deutschen Kernkraftwerken berücksichtigt drei Anforderungsklassen:

- Anforderungen an die Prüfung rechnergestützter Sicherheitsleittechnik bei Inbetriebsetzung und im Rahmen von Nachrüstprojekten
- Anforderungen an die Prüfung und Überwachung rechnergestützter Sicherheitsleittechnik während des Betriebs und innerhalb der Revision
- Anforderungen an Inspektionen, vorbeugende Instandhaltungsmaßnahmen und Wartungen während des Betriebes, einschließlich Kommunikation mit der Warte

ISTec wertete hier die Erfahrungen aus aktuellen Umrüstmaßnahmen hinsichtlich der Übertragbarkeit sicherheitsrelevanter Aspekte aus.

Nationale kerntechnische Gremien und Ausschüsse diskutierten bereits die von ISTec vorgelegten Untersuchungsergebnisse.

3. Untersuchung der informationstechnischen und elektromagnetischen Einwirkungen auf digitale Sicherheits- und betriebliche Leittechniksysteme sowie andere IT-Systeme im Kernkraftwerk im Auftrag des BMWA:

Die Terroranschläge vom 11. September 2001 führten dazu, dass weltweit Sicherheitsanalysen – nicht nur im kerntechnischen Bereich – einer neuen Bewertung unterzogen wurden.

4. Positiver Abschluss der in 2001 begonnene Typprüfung der weiterentwickelten Softwarebausteine des Leittechniksystems TELEPERM XS der Firma Framatome ANP:

Darüber hinaus überprüfte ISTec den vom Hersteller vorgelegten Entwurf der Testspezifikation für den Integrationsstest des TELEPERM XS. Nachdem die aus gutachterlicher Sicht erforderlichen Ergänzungen vom Hersteller akzeptiert und in die Testspezifikation eingearbeitet wurden, starteten im Sommer 2003 die praktischen Tests im Prüffeld des Herstellers.

5. Unterstützung von Behörden und Gutachterorganisationen in der Ukraine,

Russland, Ungarn und Armenien zu Fragen der Qualifizierung und Genehmigung digitaler Leittechnik in verschiedenen Tacis-Projekten.

Neben praktischen Arbeiten ist ISTec in verschiedenen nationalen und internationalen Gremien involviert, um Standards und Richtlinien zu erarbeiten. Beispielhaft seien hier die Aktivitäten im Rahmen des KTA-Unterausschusses „Elektrische Einrichtungen“, verschiedener Arbeitskreise der VDI/VDE-Gesellschaft Mess- und Automatisierungstechnik (GMA) und dem Subcommittee (SC) 45A „Reactor Instrumentation“ der „International Electrotechnical Commission“ (IEC) genannt.

ISTec verfolgte auch im Jahr 2002 das Ziel, neue Arbeitsfelder auf dem Gebiet der Leittechnik zu erschließen. Drei ISTec-Mitarbeiter sind seit 2002 als Gutachter auf dem Gebiet der Sicherheitsleittechnik beim Eisenbahn-Bundesamt zugelassen.

Systementwicklung

Die Tätigkeiten auf Arbeiten auf dem Sektor Systementwicklung konzentrierten sich auf die Weiterentwicklung des grafischen Brandmelde- und Visualisierungssystems VerBA und des ReVK-Systems zur Erfassung, Verfolgung und Kontrolle von Reststoffen bei der Stilllegung kerntechnischer Einrichtungen.

Nachdem VerBa Ende 2002 vom TÜV und dem Auftraggeber (Kernkraftwerk Isar 1) abgenommen wurde, wird es im bestimmungsgemäßen Betrieb eingesetzt.

Das In-Kraft-Treten der neuen Strahlenschutzverordnung prägte wesentlich die Arbeiten am ReVK. Hier wurde das von den Energiewerken Nord in Greifswald betriebene ReVK so erweitert, dass es allen neuen Anforderungen der Strahlenschutzverordnung an ein Dokumentationssystem für radioaktive Abfälle gerecht wird. Dadurch konnten die Energiewerke Nord auf den weiteren Betrieb des Abfallflussverfolgungs- und Produktkontrollsystems AVK verzichten.

Der TÜV Süddeutschland begutachtete das bei Siemens PG in Karlstein eingesetzte ReVK in der ersten Jahreshälfte 2002. Auf Grund des positiven Gutachtens erteilte die zuständige Aufsichtsbehörde die Zustimmung zum ReVK-Betrieb in Karlstein. Damit war das ReVK das erste Dokumentationssystem, für das die Eignung nach § 73 StrlSchV nachgewiesen war.

Die Weiterentwicklungen des ReVK bei Siemens PG in Hanau bezogen sich im Wesentlichen auf Funktionalitäten zur Unterstützung der endlagergerechten Konditionierung radioaktiver Abfallgebinde. So wurden u. a. Module zum Nachweis der Kritikalitätssicherheit, zur Planung von Endlagergebinden sowie zur Erstellung von Abfalldatenblättern entwickelt bzw. ergänzt. Diese Weiterentwicklungen, durch den TÜV H/SA sowie das BfS geprüft, wurden als geeignet zum Nachweis der Endlagerfähigkeit befunden.

Die Entwicklung des ReVK für das KKW Würzgassen wurde in der ersten Jahreshälfte abgeschlossen. Die zuständige Aufsichtsbehörde hat dem Einsatz des ReVK zugestimmt. Zum Jahresende 2002 bestellte die Technische Universität München eine Erprobungsversion des ReVK mit dem Ziel, es u. a. als das in der StrlSchV geforderte Dokumentationssystem während des Betriebs des FRM II einzusetzen.

Die vielfältigen Einsatzmöglichkeiten, verbunden mit einem breiten Spektrum an Weiterentwicklungen belegen erneut die hohe Flexibilität des ReVK. Alle Ergebnisse der Begutachtungen zeigen, dass Flexibilität und Konformität nicht im Widerspruch zu rechtlichen Randbedingungen stehen.

Diagnosetechnik

In der Hauptabteilung Diagnosetechnik werden im Wesentlichen drei Themenbereiche bearbeitet: **Methodenentwicklung, Serviceleistungen** und **nicht-nukleare Aufgabenstellungen**.

Methodenentwicklung

Methodenentwicklungen im kerntechnischen Bereich werden im Auftrag des BMU

zur Harmonisierung und Weiterentwicklung der in den bundesdeutschen Kernkraftwerken eingesetzten Diagnoseverfahren durchgeführt. Hierbei ist die Diagnosetechnik im niederfrequenten Bereich (Schwingungsdiagnose, Neutronenflussdiagnose) bei Druckwasserreaktoren seit vielen Jahren in Deutschland standardisiert, jedoch werden bei Siedewasserreaktoren die vorhandenen Potenziale noch nicht ausgeschöpft. Das laufende Vorhaben hat hier zu viel versprechenden Methoden und Systemeinsätzen geführt: So zeigen die für eine Überwachung bei Siedewasserreaktoren geeigneten Messsignale am Gehäuse der Zwangsumwälzpumpen (Beschleunigungsgeber), im Kernbereich (Neutronenflussdetektoren) und am Reaktordruckbehälter (Körperschallaufnehmer), dass in den Spektren dieser Sensoren eine Vielzahl von Eigenfrequenzen enthalten ist, deren Überwachungspotenzial – ähnlich wie beim DWR – genutzt werden kann: Verspannungen an Zwangsumwälzpumpen äußern sich deutlich in einer Erhöhung der Peakfrequenzlage. An einer Zwangsumwälzpumpe zeigten sich periodische Schwankungen speziell des drehfrequenten Anteils – hervorgerufen durch eine Schädigung der Wellenschutzhülse des hydrodynamischen Radiallagers. Die detaillierten Frequenzanalysen bestätigen darüber hinaus, dass in den Neutronenflusssignalen Biegeschwingungen der Brennelemente nachweisbar sind.

Generell bleibt somit festzustellen:

- Methodenentwicklungen erfordern einen langfristigen und zielgerichteten strategischen Ansatz,
- die betrieblichen Erfahrungen sind zur Absicherung/Weiterentwicklung der Schadensprognosen zwingend erforderlich und
- Synergiepotenziale führen in kurzer Zeit zu intelligenten Systemrealisationen, die den Einsatz der Verfahren im Rahmen der Aufsicht positiv beeinflussen.

Serviceleistungen

Ein weiteres ISTec-Arbeitsfeld sind **Serviceleistungen für Diagnosesystemapplikationen**. Ergänzend zu den von ISTec betreuten automatischen Überwachungssystemen zur Schwingungsdiagnose (COMOSnt) bzw.

zur Turbinen-/Zwangsumwälzpumpendiagnose (VIBROCAM plus COMOS) wurde als neuestes Produkt das Systemkonzept tf-COMOS umgesetzt. Es ermöglicht die Überwachung artgleicher Maschinengruppen und versteht sich als Crossover-Produkt der anderen Systeme: Hohe Systemperformance bei attraktivem Preisniveau. Es bietet schwingungsdiagnostische Überwachungsfunktionen für Maschinen aller Art nach dem „Front-end“-Prinzip. Das Konzept ermöglicht eine effiziente Überwachung von verschiedensten Aggregaten. Egal ob Passiv- oder Aktivkomponente, drehzahlkonstante oder -variable Betriebsweise, das tf-COMOS bietet maßgeschneiderte Diagnosenlösungen. Die Wahlmöglichkeit bei der Eingangsbeschaltung zwischen Spannungseingang mit integrierter Trennverstärkerstufe oder eigener Signalkonditionierung zur direkten Ansteuerung von ICP-Beschleunigungssensoren ermöglicht einen universellen Systemeinsatz – sowohl bei Nachrüstung als auch bei Neuausstattung von Maschinenanlagen. Als „Stand-alone“-System – aber auch bei Betrieb im Anlagennetz – bieten das Messdatenspeicher- und das Meldekonzentrat mittels Wechselfestplatten, Relaiskontakten, Ethernetschnittstelle sowie integrierter E-Mail-Fähigkeit optimale Einsatzmöglichkeiten. Die Idee zu dieser Systementwicklung wurde übrigens anlässlich einer Messung in Saudi-Arabien entwickelt: Hier standen baugleiche Pumpstationen mit identischer Maschinenausstattung im wahrsten Sinne in der Wüste und wären mit einer derart konzipierten Diagnosetechnik völlig autark zu überwachen gewesen.

Nicht-nukleare Aufgabenstellungen

Zu den nicht-nuklearen Aufgabenstellungen zählen u. a. die **Entwicklungen für den Bereich Verkehrstechnik** der DB AG. Unter dem Namen RW COMOS wurde im Auftrag der Bahn ein Frühwarnsystem für die ICE-Baureihe entwickelt. Seit März 2001 ist ein ICE2-Halbzug mit dieser wagenautark arbeitenden Diagnosetechnik ausgestattet und hat bereits mehr als 1,2 Mio. Fahrkilometer im Regelfahrbetrieb absolviert. Die Technik ist mittlerweile betriebsbewährt und liefert zeit- und geschwindigkeitsabhängige

Diagnosedaten, die von ISTec offline in einem eigens dafür aufgebauten Analysecenter bewertet werden. Ziel ist u. a. die Optimierung von Instandhaltungsprozeduren und die Online-Überwachung im Fahrbetrieb. Mit Start des Hochgeschwindigkeitsverkehrs auf der Trasse Köln– Rhein/Main wurde ISTec mit der Übertragbarkeit des Diagnosekonzepts auf den ICE3 beauftragt. Bei den unter dem Begriff Drehgestellengineering zusammengefassten Aktivitäten handelt es sich u. a. um bahntaugliche Adaption von Sensoren und Kabeln an die Drehgestelle. Derzeit laufen Verhandlungen zur Umsetzung und zur Integration dieser Diagnosenlösung in die ICE3-Flotte.

Activities of the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH

In 2002, the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH stabilised and further expanded its main fields of work safety and diagnosis technology. In the field of safety technology, the work performed on behalf of the BMU and BfS concentrated on digital instrumentation and control at nuclear power plants, on issues related to repository safety and on the further development of the system for the recording, tracking and control of waste material during the decommissioning of nuclear installations (ReVK). The further development of the graphical fire-alarm visualisation system VerBA was another focal point of work. As in the previous years, the activities in the non-nuclear sector concentrated on the field of diagnosis technology, in which the work on the development of the on-board diagnosis system for high-speed trains of the Bahn AG could largely be finalised. Further, the development of a new inexpensive automatic monitoring system for vibration diagnosis has been started. Under the name tf-COMOS it represents a new product line within the COMOS family and can be used for pump or machine diagnosis at nuclear power plants and conventional industrial plants.

Safety technology

At ISTec, *safety technology* covers the three subject areas **waste management**, **instrumentation and control** and **system development**.

Waste management

In the field of waste management, ISTec performed, for the first time, to a major extent generic work on the safety analysis of the operating phase of repositories. On the one hand, the work concentrated on the characterisation of the release behaviour of radioactive waste during specified normal operation of a repository. In this regard, ISTec examined, within the framework of a comprehensive analysis of the current situation, the safety margins of the present methodology, developed approaches to avoid unnecessary conservatism and it derived corresponding generalised requirements for the disposal of radioactive waste.

On the other hand, ISTec enhanced existing approaches to the probabilistic safety assessment of a repository for adaptation in the German legal framework, and supplemented these by a comprehensive evaluation of operating experience at conventional mining facilities. Special attention was paid to the causes of actual accidents that are considered as initiating events for the accident analysis of a repository.

Furthermore, analyses of the release behaviour of radioactive wastes in fire accidents were performed differentiated for experiments on the release from waste packages and fire experiments with differently defined fire scenarios for the determination of the heat-up behaviour. To ensure that the analysed samples are representative, the release experiments were conducted at the incineration facility of the Research Centre Jülich, and the fire experiments at the melting plant of the Siempelkamp Company. This work is supplemented by an investigation programme for the determination of the release from samples. For the investigation of the heat-up behaviour of waste packages in different fire scenarios, a drum containing

ion exchange resins equipped with thermoelements in both axial and radial direction was put into a larger one. This drum was then backfilled and subjected to thermal loads by a pool fire in a furnace. First results of the experiments performed at the Institute for Building Materials, Concrete Construction and Fire Protection showed that the former assumptions included considerable safety margins. After termination of the project it shall be assessed to which extent the new findings can be considered in the development of site-independent requirements for final disposal.

Further, ISTec began to develop guidelines for the construction and operation of a repository on the basis of the findings from generic subject areas and to derive site-independent requirements for radioactive waste. Due to the concept currently pursued by the BMU to dispose of all radioactive waste in one repository, this work is of special importance. It will form the decision basis for the conditioning of today's waste in compliance with generalised acceptance requirements for repositories, which BfS has to provide.

ISTec still accompanies the safety analysis of the decommissioning phase of the Morsleben repository. Here, the *modelling* of two-phase transport processes in the post operational phase of a repository has been finalised. It showed that the two-phase structure has a considerable impact on the transport behaviour of radionuclides in the near field. Model calculations for the description of the nuclide transport and parameter variations allowed for the analysis and characterisation of selected technical concepts on the sealing of the disposal areas with regard to the problem of gas formation. On this basis, optimised technical concepts can be derived which open up safety margins for the demonstration of the long-term safety of the repository.

Mineral deposits, which occur during storage and production of natural gas in porous rock, may lead to considerable losses in productivity for the operation of such facilities. In this context, it was possible to use the know-how of ISTec in nuclear technology for a non-nuclear field.

On behalf of the RWE Gas AG, ISTec qualified its tools for application in natural gas storage facilities and achieved an adequate model-based description of the problem. This successfully completed project led to a further project in which ISTec shall develop proposals on the optimisation of design and operation of these storage facilities.

Instrumentation and control

The following focal points of work characterised the field of instrumentation and control in the year 2002:

1. Development of methodical bases for the qualification of highly reliable software:

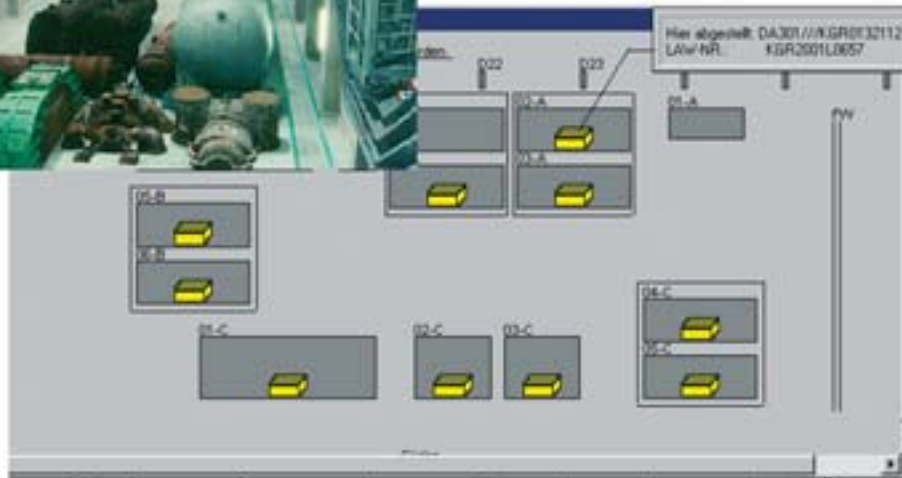
On behalf of the BMWA, ISTec analysed in two research projects on reactor safety the "reliability of software-based systems" and the "development of analysis methods for object-oriented systems". The aim of the first project was the development of methodical bases for the safety analysis of pre-developed software. In this regard, ISTec identified, classified and analysed the existing national and international approaches and developed an own assessment method for pre-developed software. This method takes into account both the national and international standards. The requirements developed shall serve as scientific basis for a national guideline. In the second project, ISTec develops methods for the avoidance, removal and control of interface inconsistencies and for the demonstration and assessment of the achieved interface reliability. In addition to the comparative analyses of different component models, the analysis of measures for the control of interface errors and of reactive systems regarding their inherent testing possibilities at interfaces were focal points of work.

2. Continuation of the collection of information on the influence of ageing effects on the functionality and safety of measuring chains and on the modernisation of I&C systems at



◀ Lagerverwaltung zwischengelagerter Großkomponenten aus der Stilllegung im ReVK

Storage management of large components at interim storage facilities from decommissioning with ReVK



nuclear power plants in Germany and abroad for the BMU:

The technical advisory activities for the BMU/BfS regarding the assessment of modification and backfitting measures on the safety instrumentation and control at German nuclear power plants considers three classes of requirements:

- Requirements for the testing of computer-based safety instrumentation and control before decommissioning and within the framework of backfitting projects
- Requirements for the testing and monitoring of computer-based safety instrumentation and control during operation and in-service inspections
- Requirements for inspections, preventive and corrective maintenance measures during operation, including communication with the control room

In this regard, ISTec evaluated the experiences from recent modification measures regarding the transferability of safety-relevant aspects.

3. Analysis of computer attacks and electromagnetic effects on the digital safety and operational instrumentation and control systems and other IT systems at nuclear power plants on behalf of the BMWA:

Following the terrorist attacks of September 11, 2001, the safety analyses – not only in the nuclear sector – were reassessed worldwide.

4. Positive termination of the type testing of the further developed software modules of the TELEPERM XS I&C system of Framatome ANP which started in 2001:

Moreover, ISTec examined the draft of the test specification, submitted by the manufacturer, for the integration test of TELEPERM XS. After the manufacturer accepted the supplements, that were necessary according to an expert opinion, and integration into the test specification, the practical tests in the testing field of the manufacturer started in summer 2003.

5. Assistance of authorities and expert organisations in the Ukraine, Russia, Hungary and Armenia in questions related to the qualification and licensing of digital instrumentation and control in different Tacis projects.

Besides practical work, ISTec is involved in several national and international committees for the development of standards and guidelines. Examples are the activities performed within the framework of the KTA subcommittee on electrical equipment, different working groups of the Society for Measurement and Automatic Control (VDI/VDE GMA) and the Subcommittee (SC) 45A "Reactor Instrumentation" of the International Electrotechnical Commission (IEC).

Also in 2002, ISTec pursued the goal of developing new fields of work with regard to instrumentation and control. Since 2002, three staff members of ISTec have been authorised as examiners in the field of safety I&C at the Eisenbahn-Bundesamt (Federal Railway Office).

System development

The activities in the sector system development concentrated on the further development of the graphical fire-alarm visualisation system VerBa and the ReVK system for the recording, tracking and control of waste material during the decommissioning of nuclear installations.

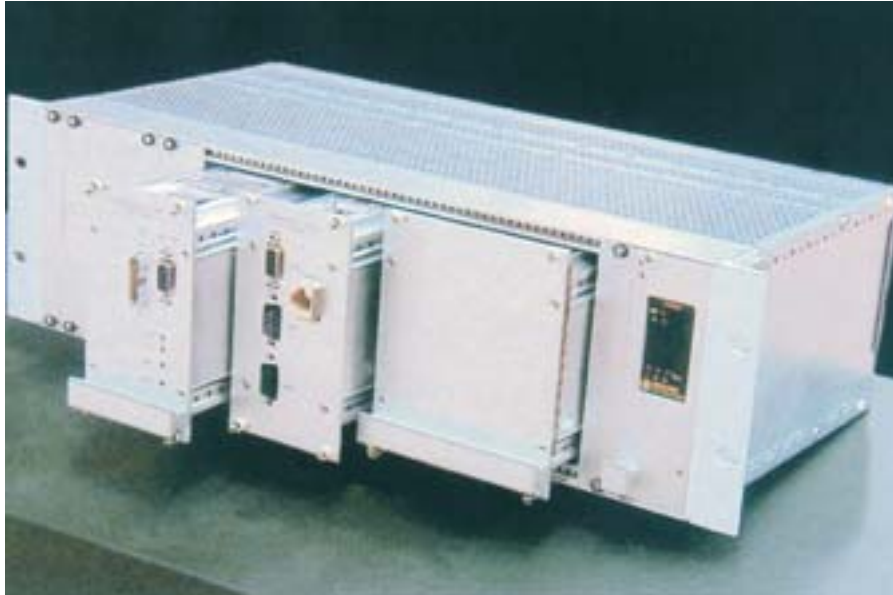
Since acceptance of VerBa by the TÜV and the customer (Isar 1 Nuclear Power Plant) at the end of 2002, it has been applied during specified normal operation.

The implementation of the new Radiological Protection Ordinance had a considerable impact on the work on the ReVK. In this regard, the ReVK operated by Energiewerke Nord in Greifswald was extended in such a way that it complies with all new requirements of the Radiological Protection Ordinance for a documentation system for radioactive waste. As a result, it was possible for Energiewerke Nord to discontinue the operation of the AVK waste flow tracking and product control program.

In the first half year 2002, the TÜV Süddeutschland rendered an expert opinion on the ReVK applied at Siemens PG in Karlstein. On the basis of the positive expert opinion, the responsible supervisory authority gave its approval to the operation of the ReVK in Karlstein. Thus, the ReVK was the first documentation system with demonstration of its suitability pursuant to § 73 of the Radiological Protection Ordinance.

The further developments of the ReVK at Siemens PG in Hanau primarily concerned the functionalities to support the conditioning of radioactive waste packages in compliance with the requirements for repositories. So, e. g., modules for the demonstration of criticality safety and for the preparation of waste data sheets were developed or supplemented. These further developments, examined by the TÜV H/SA and the BfS, were found to be adequate for the demonstration of suitability for final disposal.

The development of the ReVK for the Würzgassen NPP was finalised in the first half year. The responsible supervisory



▲ Automatisches Überwachungssystem zur Schwingungsdiagnose: tf-COMOS
Automatic monitoring system for vibration diagnosis: tf-COMOS

authority gave its approval to the use of the ReVK. At the end of the year 2002, the Technische Universität München purchased a test version of the ReVK with the intention to use it, among other things, as the documentation system required pursuant to the Radiological Protection Ordinance during the operation of the FRM II.

The wide range of application together with a broad spectrum of further developments shows once more the high flexibility of ReVK. All results of the expert opinions show that flexibility and conformity are not conflicting with legal boundary conditions.

Diagnosis

The department of *diagnosis* mainly deals with three subject areas: **method development, services** and **non-nuclear tasks**.

Method development

Method developments in the nuclear sector are performed on behalf of the BMU for the harmonisation and further development of diagnosis methods applied at the nuclear power plants in Germany. In this regard, the diagnosis techniques in the low-frequency range (vibration diagnosis, neutron flux

diagnosis) are standardised in Germany for pressurised water reactors for many years, but the available potential has not been exploited yet for boiling water reactors. Here, the current project has led to promising methods and system applications. So, the measurements signals appropriate at boiling water reactors for monitoring at the casing of the reactor recirculation pumps (acceleration transducer), in the core area (neutron flux detectors) and at the reactor pressure vessel (structure-borne sound sensors) show that the spectra of these sensors include a multitude of natural frequencies whose monitoring potential can be used, as it is practised for pressurised water reactors: stresses at reactor recirculation pumps are clearly indicated by an increase of peak resonance frequencies. At a recirculation pump, periodic fluctuations especially of the rotational frequency parts were identified, caused by damage of a shaft sleeve of the hydrodynamic radial bearing. Moreover, the detailed frequency analyses confirm that bending vibrations of the fuel elements can be identified in the neutron flux signals.

Thus, the following can be generally stated:

- Method developments require a long-term and targeted strategic approach,

- the operating experiences are absolutely necessary for the verification/further development of the damage prognoses, and
- synergy potentials lead to intelligent system realisations in a short time which positively influence the application of the methods within the framework of supervision.

Services

Another working field of ISTec are **services for diagnosis system applications**.

Further to ISTec's support in the operation of the automatic monitoring systems for vibration diagnosis (COMOSnt) and for turbine/reactor recirculation diagnosis (VIBROCAM plus COMOS), the tf-COMOS system concept was realised as latest product. It enables the monitoring of machine groups of the same type and is understood as crossover product of the other systems: high system performance at an attractive price level. It offers vibration diagnostic monitoring functions for machines of all types according to the front-end principle. The concept enables an efficient monitoring of many different

components. For passive or active components, forced by constant- or variable-speed mode of operation, the tf-COMOS offers customised diagnosis solutions. The possibility as regards the inputs to choose between voltage input with integrated buffer amplifier stage or own signal conditioning for direct actuation of ICP acceleration sensors enables a universal system application – both with regard to backfitting and new equipment of machine units. As stand-alone-system – but also grid-connected – the measurement value memory and signalling concept offer optimal applications by means of removable hard discs, relay contacts, Ethernet interface and integrated e-mail capability. The idea for this system was developed on the occasion of a measurement in Saudi Arabia. Here, the same type of pump stations with identical machine equipment were located in the desert and could have been monitored completely autarkic with a diagnosis system designed this way.

Non-nuclear tasks

The non-nuclear tasks include, among other things, the **developments in the field of railway technology** of the DB AG. Under

the name RW COMOS, an ICE onboard diagnosis system was developed on behalf of the DB AG. Since March 2001, an ICE2 train has been equipped with this diagnosis technique which works autarkic on board and has already covered a distance of more than 1.2 Mio kilometres during normal train operation with passengers. The technology has meanwhile proven itself in practical use and delivers time- and speed-independent diagnosis data which are evaluated by ISTec off-line at an analysis centre that has been set up especially for this purpose. The aim is, among other things, the optimisation of maintenance procedures and on-line monitoring during train operation. At the beginning of high-speed railway traffic on the route Köln – Rhein/Main, ISTec was commissioned to analyse the applicability of the diagnosis concept to the ICE3. The activities summarised under the term "bogie engineering" are, among other things, the adaptation of sensors and cables to the bogies with railway service qualification. At present, negotiations take place on the implementation and integration of this diagnosis solution with regard to the ICE3 fleet.

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)	29.07.1998	Vereinbarung über Zusammenarbeit von IPSN (heute IRSN) und GRS IPSN (heute IRSN)
 Großbritannien HSE	15.07.1997 21.07.1998	Deutsch-französische Initiative zu Tschernobyl 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)
 Korea KINS	25.09.1998	Arrangement on Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety
 Niederlande KFD	30.10.1992	Agreement on Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Reactor Safety Research Rahmenvereinbarung über die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit und des Strahlenschutzes

Partnerland/Organisation <i>Partner country/Organisation</i>	Vertragsabschluss <i>Date of conclusion</i>	Gegenstand des Abkommens <i>Subject of agreement</i>
 Rumänien CNCAN	10.11.1998	Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit
 Russische Föderation RRC KI, IPSN (heute IRSN), RISKAUDIT	16.09.1996	General Agreement on Scientific and Technical Co-operation
 Spanien CSN	21.09.1998	Consulting Services Concerning Nuclear Safety
 Türkei TAEK	14.01.1998	Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety; Consultancy and Service Agreement
 Ukraine Nationale Akademie der Wissenschaften	25.11.1993	General Agreement on Scientific and Technical Co-operation
 USA DOE (CAO)	22.01.1999	Memorandum of Understanding (on Radioactive Waste Management)
 USA USNRC	23.07.1998	Co-operation on Probabilistic Risk Assessment and Related Safety Research
 OECD*	Juli 1997	Agreement on the Second Phase of the OECD RASPLAV Project to Investigate Thermal Loadings Imposed by a Convective Corium Pool in the Lower Head of an LWR Vessel, during the Progression of a Severe Accident – PHASE II
	01.09.1998	Agreement on the Lower Head Failure Project – A Project for the Experimental Investigation of Creep Behaviour of Reactor Vessel Lower Head
	1999	OECD-IRSN Cabri Water Loop – High-burn-up fuel-Versuche an dem CABRI-Reaktor in Cadarache, Frankreich
	01.01.2000	Agreement on the OECD Halden Reactor Project
	Juli 2000/Juli 2003	Agreement on the OECD MASCA Project/OECD MASCA II Project (Material Scaling Experiments on RRC KI; Follow-up Projects of the RASPLAV Project) – Projects to Investigate Chemical and Fission Product Effects on the Thermal Loadings imposed on the Reactor Vessel by a Convective Corium Pool During a Severe Accident
	01.04.2001	Agreement on the OECD SETH Project to Investigate Issues Relevant for Accident Prevention and Management Through Containment and Primary Circuit Tests
	01.01.2002	OECD Melt Coolability and Concrete Interaction (MCCI) Project
	01.02.2003	PSB-VVER – Russische Thermohydraulik Versuchsanlage zur Simulation von WWER-1000 Reaktoranlagen

*Für OECD-Vorhaben ist der Laufzeitbeginn angegeben

Legende: Vertragspartner / Legend: Partner of Co-operation

ARN	Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentinien	KFD	Ministerie van Sociale Zaken en Werkgelegenheid, Kernfysische Dienst, Niederlande
CNCAN	National Commission for Nuclear Activities Control, Rumänien	METI	Ministry of Economy, Trade and Industry, Japan
CNEN	Comissão Nacional de Energia Nuclear, Brasilien	NNSA	National Nuclear Safety Administration, Volksrepublik China
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear, Spanien	NUPEC	Nuclear Power Engineering Center, Japan
DOE (CAO)	U.S. Department of Energy, Carlsbad Area Office	RISKAUDIT	RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV), Frankreich
HSE	Health and Safety Executive, Großbritannien	RRC KI	Russian Research Centre "Kurchatov Institute", Russische Föderation
IPSN	Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, Frankreich (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**

Schwerthnergasse 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 IPSN / GRS
International (GEIE)**
31, av. de la Division Leclerc
92260 Fontenay-aux-Roses
France
Tel.: +33 - (0)1 - 58 35 - 8824 (25)
Fax: +33 - (0)1 - 58 35 - 71 78

RISKAUDIT GRS / IRSN
ul. Pechotnaja 32-1
123182 Moskva
Russian Federation
Tel.: +7 - 095 - 196 23 11
+7 - 095 - 196 32 19
Fax: +7 - 095 - 947 62 01

RISKAUDIT / IRSN /GRS
Prospekt Nauki, 47
Kiev 03022
Ukraine
Tel.: +38 - 044 - 265 10 84
+38 - 044 - 265 14 50
Fax: +38 - 044 - 230 20 35

ISSN 0944-0577