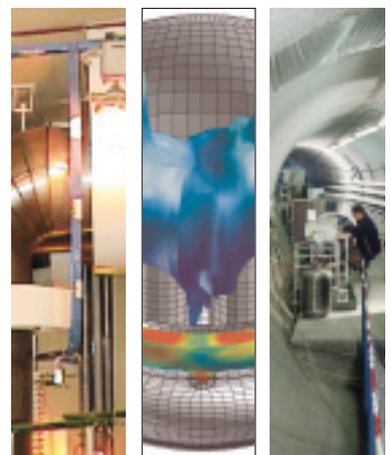




Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

Jahresbericht 1999

*Annual Report
1999*



IMPRESSUM

Herausgeber / *Published by:*

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Abt. Kommunikation

Ltg.: Dr. Heinz-Peter Butz

Redaktion / *Technical Editors:*

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

Satz / *Layout:*

Gabriele Berberich (Köln), Regina Knoll

Übersetzung / *Translation:*

Frank Janowski-Hansen M.A.,

Erika Schild, Klaudia Böhlefeld (Alt-Mölln)

Druck / *Printed by:*

Moeker Merkur Druck GmbH (Köln)

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

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

Internet: www.grs.de



Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

Jahresbericht

1999

Annual Report

1999

Inhalt

Contents

1	Einführung	4
	<i>Introduction</i>	4
2	Organisation	10
	<i>Organisation</i>	10
3	Analysen und Bewertungen zur Reaktorsicherheit	14
	<i>Analyses and Assessments of Reactor Safety</i>	21
3.1	Betriebserfahrung mit sicherheitstechnisch wichtigen Wärmetauschern und Kühlern in deutschen Druckwasserreaktoren	29
	<i>Operating Experience with Safety-relevant Heat Exchangers and Coolers in German Pressurised Water Reactors</i>	31
3.2	Validierung einer Störfallprozedur für ein kleines Leck im WWER-1000 mit ATHLET	33
	<i>Validation of an SBLOCA Procedure of WWER-1000 with ATHLET</i>	33
3.3	Simulation thermo-hydraulischer Belastungen und struktur-mechanischer Beanspruchungen von Reaktordruckbehältern	37
3.3	<i>Simulation of Thermal-hydraulic and Structure-mechanical Loads on Reactor Pressure Vessels</i>	42
4	Forschung und Entwicklung für eine fundierte Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken	44
	<i>Research and Development for a Sound Safety Assessment of Nuclear Power Plants</i>	50
4.1	Berechnungen zum OECD PWR Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark mit dem gekoppelten Codesystem ATHLET–QUABOX/CUBBOX	55
	<i>Calculations on the OECD PWR Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark with the Coupled Code System ATHLET–QUABOX/CUBBOX</i>	57
4.2	Analysesimulator für den WWER-1000	59
	<i>Analysis Simulator for the VVER-1000</i>	63
5	Brennstoffkreislauf, Strahlen- und Umweltschutz	66
	<i>Nuclear Fuel Cycle, Radiological and Environmental Protection</i>	72
5.1	Sanierung im Uranbergbau	78
	<i>Redevelopment in Uranium Mining</i>	80
5.2	Deutsch-Französische Initiative für Tschernobyl	83
	<i>Franco-German Initiative for Chernobyl</i>	85
6	Endlagersysteme aus geochemischer Sicht	88
	<i>Repository Systems from a Geochemical Perspective</i>	91
6.1	Modellierung von Zwei-Phasen-Strömungen in Granit	95
	<i>Modelling of Two-phase Flows in Granite</i>	97

6.2	Geoelektrische Überwachung von Tonstein-Formationen <i>Geoelectrical Monitoring of Clay Stone Formations</i>	99 100
6.3	Entsorgung abgebrannter Brennelemente in Granit – Erkenntnisse aus dem europäischen Projekt SPA <i>Lessons Learned from the European Project SPA – Performance Assessment for Spent Fuel Disposal in Granite</i>	103 105
7	Internationale Zusammenarbeit <i>International Co-operation</i>	108 109
7.1	Das slowakische Kernkraftwerk Mochovce im Licht westlicher Sicherheitsanforderungen <i>The Slovak Mochovce Nuclear Power Plant in the Light of Western Safety Requirements</i>	111 113
8	Forschungsbetreuung <i>Research Management</i>	115 117
9	Geschäftsstelle SFK/TAA <i>SFK/TAA General Secretariat</i>	120 121
10	RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV) <i>RISKAUDIT IPSN/GRS International (EEIG)</i>	124 127
11	Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH <i>Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH</i>	132 137
11.1	Nachrüstung osteuropäischer Kernkraftwerke mit digitaler Sicherheitsleittechnik <i>Upgrading East-European Nuclear Power Plants with Digital Safety Instrumentation and Control Systems</i>	142 144
11.2	Auswirkungen zweiphasiger Strömungsvorgänge auf die Auslegung eines salinaren Endlagers <i>Effects of Two-Phase Flow Processes on the Design of a Repository in Salt</i>	148 150
12	Kommunikation <i>Communication</i>	153 157
	Anhang / Annex	
	Veröffentlichungen und Vorträge <i>Publications and Lectures</i>	162
	Kooperationsverträge der GRS mit ausländischen Organisationen <i>Co-operation Agreements between GRS and Foreign Organisations</i>	167

Einführung

Introduction

Mit der Umorientierung der deutschen Kernenergiepolitik hat das vergangene Jahr neue Herausforderungen für die GRS gebracht. Dabei bleibt unser technisch-wissenschaftliches Engagement für die Sicherheit kerntechnischer Anlagen auch beim schrittweisen Kernenergieausstieg eine wesentliche Aufgabe. Die Bedingungen der Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland haben sich grundsätzlich geändert, naturgemäß in einer Reihe von Bereichen neue Akzente gesetzt und Verschiebungen von Prioritäten und Perspektiven bewirkt. Wesentliche Maßgabe für die Tätigkeit der GRS im Jahre 1999 war damit, die Kontinuität in der Lösung bleibender Aufgaben zu wahren und gleichzeitig die notwendige Anpassung des Unternehmens einzuleiten.

Wir haben dies zum Anlass genommen, Ausrichtung und Umfang unserer Tätigkeit unter den neuen Bedingungen zu überdenken und – in Abstimmung mit unseren Aufsichtsgremien – ein Konzept für eine Neuausrichtung der GRS zu entwickeln. Ziel ist, die GRS in die Lage zu versetzen, sich an den Wandel der nuklearen Aufgaben anzupassen, in allen wesentlichen Fragestellungen der nuklearen Sicherheit aussagefähig zu bleiben und trotz der extrem schwierigen Nachwuchssituation in der Kerntechnik eine qualifizierte Belegschaft zu erhalten. Wichtige Elemente des Konzepts sind

- eine Anpassung an den mittelfristig erwarteten Rückgang der nuklearen Aufgaben durch sozial verträglichen Personalabbau über die nächsten 5 Jahre,
- eine Konzentration eigener Kompetenzen,
- Partnerschaften mit anderen leistungsfähigen Organisationen im In- und Ausland.

Hauptaufgaben der GRS bleiben Sicherheitsanalysen und -bewertungen auf den Gebieten Reaktorsicherheit, Brennstoffversorgung, Brennstoffentsorgung und Endlagerung sowie die Reaktorsicherheits- und die Endlagersicherheitsforschung. Wir wollen jedoch das Tätigkeitspektrum in den kommenden Jahren gezielt erweitern, indem wir unser Know-how zunehmend auch für die Sicherheit anderer technischer Systeme mit besonderen Risiken für Mensch und Umwelt nutzen.

Was die Analysen und Bewertungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit betrifft, so steht der sichere Betrieb der bestehenden Kernkraftwerke jetzt im Vordergrund. Wichtig ist hier u. a. die Frage, wie Sicherheitsmerkmale unterschiedlicher Anlagen nach einheitlichen Maßstäben bewertet werden können. Die GRS hat im vergangenen Jahr die Entwicklung einer Methode zu einer solchen Bewertung auf der Grundlage des gestaffelten Sicherheitskonzepts abgeschlossen, welche weitgehend unabhängig von spezifischen technischen Ausführungen angewandt werden kann. Die Kriterien sind grundsätzlich deterministisch, beinhalten aber auch probabilistische Elemente, die das sicherheitstechnische Niveau der Anlagen kennzeichnen. Ein weiterer wichtiger Teil unserer Tätigkeit bezog sich wieder auf die Verfolgung und Auswertung von Betriebserfahrungen. Beispielsweise hat die GRS hier – im Rahmen einer langfristig angelegten Auswertung der Erfahrung mit druckführenden Komponenten in Druck- und Siedewasserreaktoren – eine Trend- und Ursachenanalyse von Schäden an sicherheitstechnisch wichtigen Wärmetauschern und Kühlern durchgeführt.

Auf dem Gebiet der Brennstoffversorgung und -entsorgung hat die GRS 1999 eben-



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



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

Last year's re-orientation of the German policy on nuclear power has presented GRS with new challenges. Nevertheless, our scientific and technical commitment concerning the safety of nuclear facilities will continue to be a major task also under the circumstances of a step-wise nuclear phase-out. The conditions of the utilisation of nuclear power in the Federal Republic of Germany have undergone fundamental change, which has quite naturally resulted in a shift of stress in a range of different areas and has also effected a shift of priorities and perspectives. Thus the major aim of GRS in 1999 was to maintain continuity in finding solutions to still existing problems and at the same time to start initiating the necessary adjustments to the company.

We have taken the opportunity to reconsider the orientation and scope of our activities under the new conditions and – in agreement with our supervisory committees – to develop a concept for a new orientation of GRS. The aim is to place GRS in a position to be able to adapt to the changed tasks in the nuclear sector, remain competent in all relevant issues of nuclear safety, and maintain an adequate number of qualified staff in spite of the extremely difficult situation with regard to finding junior nuclear engineers. Key elements of this concept are

- *an adaptation to the expected medium-term reduction of nuclear tasks by socially acceptable cuts in the number of staff over the coming five years,*
- *a concentration of our own competencies,*
- *partnerships with other capable organisations at home and abroad.*

The major tasks of GRS will remain to perform safety analyses and assess-

ments in the fields of reactor safety, fuel supply, spent fuel management and disposal as well as to carry out nuclear and final repository safety research. However, we intend to broaden our spectrum of activities in specific areas by applying our know-how increasingly also to enhance the safety of other technical systems that represent special risks to man and the environment.

As for the analyses and assessments in the field of reactor safety, the major focus is on the safe operation of the existing nuclear power plants. Here, an important question is i. a. how the safety features of different plants can be assessed according to consistent standards. In the year gone by, GRS concluded the development of a methodology for such an assessment on the basis of the defence-in-depth concept. This methodology can be applied largely independent of specific technical designs. The criteria are chosen deterministically as a rule, but they also contain probabilistic elements that characterise the safety level of the plant. A further important part of our activities was once again the monitoring and evaluation of operating experience. In this respect, for example, GRS has performed an analysis of the trends and causes of damage on safety-relevant heat exchangers and coolers within the framework of a long-term evaluation of experience with pressurised components in pressurised and boiling water reactors.

In the field of fuel supply and disposal, GRS concluded again a number of analyses, assessments and expert opinion reports in 1999. For example, several expert comments were prepared in connection with the contaminated fuel element transports, dealing with the planned improvement measures. Part of

falls wieder eine Reihe von Analysen, Bewertungen und Gutachten abgeschlossen. Beispielsweise wurden im Zusammenhang mit den kontaminierten Brennelementtransporten mehrere gutachterliche Stellungnahmen zu den vorgesehenen Verbesserungsmaßnahmen fertiggestellt. Einige Arbeiten beinhalten auch methodische Fragen. So hat die GRS Methoden zur Prüfung und Bewertung von Sanierungsproblemen im Uranbergbau in Thüringen und Sachsen entwickelt. Für die Modellierung eines Endlagers für radioaktive Abfälle wurden geostatistische Methoden eingeführt, die eine systematische Einbeziehung verschiedener Informationen in die Bewertung und die Bestimmung von Unsicherheitsbändern ermöglichen.

Von den immer wieder von der GRS aus aktuellem Anlass geleisteten Arbeiten waren Analysen im Zusammenhang mit dem Unfall in der japanischen Uranverarbeitungsanlage Tokaimura wohl das augenfälligste Beispiel. Erneut hat sich hier die Bedeutung einer Kombination von gutem Fachwissen und internationalen Kontakten gezeigt. Gestützt auf eigene Analysen und frühzeitige, wenn auch lückenhafte Informationen, konnte die GRS sehr schnell das Unfallgeschehen zutreffend interpretieren und so zu einer raschen Bewertung und Einordnung der Bedeutung des Ereignisses für Deutschland beitragen. Diese ersten Analysen zum Unfallablauf haben sich später nach Vorliegen vollständiger Informationen auch quantitativ recht gut bestätigt.

In der Reaktorsicherheitsforschung sind die Aktivitäten der GRS weiter durch die weltweiten Entwicklungen leistungsfähigerer Methoden der Störfallsimulation und die dadurch bedingte Ablösung konservativer durch realistische Analysen

bestimmt. Die GRS hat hier z. B. Methoden entwickelt und qualifiziert, mit denen die Aussagesicherheit bruchmechanischer Analysen zur Bewertung der Integrität des Reaktordruckbehälters ermittelt werden kann. Weitere Themen waren die gekoppelte Simulation unterschiedlicher Bereiche eines Kernkraftwerks, beispielsweise die Kopplung der Fluidodynamik mit der Neutronik, die mehrdimensionale Simulation sowie das Zusammenwachsen von mechanistischer und probabilistischer Simulation. Auf dem zuletzt genannten Gebiet hat die GRS 1999 u. a. neue Methoden zur Bewertung von Branderignissen entwickelt.

Auf dem Gebiet der Endlagersicherheitsforschung haben sich die Anforderungen an unsere Arbeit wesentlich geändert. Bereits in früheren Jahren hatte die GRS neben Steinsalz – in begrenztem Umfang – auch über andere Formationen gearbeitet. Nach dem die Endlagerfrage jetzt grundsätzlich in einem weiteren Kontext diskutiert wird, sind solche Arbeiten wichtiger geworden. Große Bedeutung haben dabei Kooperationen mit dem Ausland. Konkrete Kooperationsprojekte waren hier z. B. das europäische Projekt SPA zur Bewertung von Granit-, Ton- und Steinsalzformationen, die Mitarbeit der GRS am deutschen Zweiphasen-Experiment im Untergrundlabor Äspö in Schweden oder die Mitwirkung an einem Projekt im Untertagelabor Tournemire in Frankreich.

Die internationalen Kooperationen sind für die GRS wichtiger geworden. Einerseits besteht weiterhin das Interesse, die Entwicklungen der nuklearen Sicherheit im Ausland zu verfolgen und – insbesondere in Osteuropa – weitere Sicherheitsverbesserungen zu fördern. Viele von der GRS zur Verfügung gestellten Werk-

zeuge, wie z. B. der Analysesimulator für osteuropäische Kernkraftwerke des Typs WWER-1000, leisten hier inzwischen gute Dienste. Erfreulich hat sich auch das Engagement vieler osteuropäischer Organisationen in gemeinsamen Projekten entwickelt. Dies zeigt z. B. die mit dem ungarischen Atomforschungsinstitut KFKI durchgeführte Kopplung eines ungarischen Neutronikmodells an den GRS-Code ATHLET. Andererseits wird die Kooperation mit ausländischen Fachorganisationen für die GRS zu einer immer wichtigeren Stütze der eigenen Kompetenz.

Der Schwerpunkt unserer Interessen liegt dabei weiter in Europa. Insbesondere entwickeln wir die Kooperation mit unserem französischen Partner, dem Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), kontinuierlich weiter. So wurden auch 1999 sowohl zu Fragen der betrieblichen Sicherheit als auch in der Sicherheitsforschung wieder gemeinsame Arbeiten durchgeführt. Ein Beispiel ist die Entwicklung der Software ASTEC zur Simulation des Gesamtablaufs schwerer Unfälle in Reaktorsystem und Sicherheitsbehälter von Kernkraftwerken. Ferner haben wir mit IPSN wieder eine Reihe von Arbeiten zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit in Osteuropa durchgeführt. Beispiele sind die Überprüfung des slowakischen Kernkraftwerks Mochovce sowie die Aktivitäten im Rahmen der deutsch-französischen Initiative für Tschernobyl. So ist es konsequent, dass sich GRS und IPSN in der 1999 neu formierten Gruppe kerntechnischer Sicherheitsorganisationen (TSOs) Europas durch ihre gemeinsame Tochtergesellschaft RISKAUDIT vertreten lassen. Mit IPSN sind wir darüber hinaus an einer Erweiterung der europäischen Zusammenarbeit interessiert. So haben wir das gemeinsame Produkt ASTEC in ein europäisches Validierungs-

the work is also concerned with issues of methodology. For instance, GRS has developed methods to examine and assess problems relating to the ecological restoration of uranium mines in Thuringia and Saxony. Regarding the modelling of a repository for radioactive waste, geo-statistical methods were introduced which allow a systematic inclusion of various pieces of information in the assessment and the determination of uncertainty ranges.

Probably the most palpable example of the work done by GRS every time a relevant event occurs were the analyses performed in connection with the accident at the Japanese Tokaimura uranium processing plant. Once again, the importance of a combination of sound expert knowledge and international contacts has been demonstrated. On the basis of our own analyses and early – albeit incomplete – information, GRS was able to provide a correct interpretation of what happened during the accident and thus to contribute to a prompt assessment and classification of the relevance of the event for Germany. Later on, when the necessary information was fully available, these first analyses of the accident sequence were confirmed to have been quite accurate from a quantitative point of view as well.

In the field of reactor safety research, the activities of GRS continue to be governed by the world-wide developments of powerful accident simulation codes and the associated replacement of conservative analyses with realistic ones. Here, GRS has e. g. developed and quantified methods by which the validity of fracture-mechanical analyses for the assessment of the integrity of the reactor pressure vessel can be deter-

mined. Other topics were the coupled simulation of different nuclear power plant areas, e. g. the coupling of fluid-dynamics and neutronics, multi-dimensional simulation, and the growing-together of mechanistic and probabilistic simulations. In the latter area, GRS developments in 1999 included i. a. new methods to assess fire events.

In the field of final repository safety research, there has been a fundamental change in the requirements affecting our activities. Several years ago already, GRS analysed not only rock salt formations but – to a limited extent – other formations as well. Now that the repository issue is undergoing a fundamental debate in a wider context, these activities have gained more importance. Here, international co-operation is vital. Concrete co-operation projects in this area were e. g. the European SPA project for the assessment of granite, clay and rock salt formations, the participation of GRS in the German two-phase experiment in the Äspö underground laboratory in Sweden or the participation in a project in the French Tournemire underground laboratory.

The international co-operation projects have become more important for GRS. On the one hand, there is still an interest in keeping up-to-date with developments concerning nuclear safety abroad and to promote further safety improvements – especially in Eastern Europe. Many of the tools provided by GRS, such as the analysis simulator for East-European nuclear power plants of the type VVER-1000, are by now rendering good service. Another encouraging development has been the commitment shown by many East-European organisations in joint projects. This is manifested e. g.

in the coupling of a Hungarian neutronics model with the ATHLET code of GRS that has been done jointly with the Hungarian Nuclear Research Institute KFKI. On the other hand, the co-operation with foreign expert organisations is becoming an ever more important supporting factor for GRS's own competence.

In this context, the focus of our interests remains on Europe. It is especially the co-operation with our French partner, the Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), which we are constantly developing. In 1999, for example, joint activities were again performed on issues of operational safety as well as with regard to safety research. One example is the development of the ASTEC code for the simulation of the entire sequence of severe accidents in the reactor system and the containment of a nuclear power plant. We furthermore have again performed a range of activities with IPSN aimed at improving nuclear safety in Eastern Europe. Examples are the assessment of the Slovak Mochovce nuclear power plant as well as the activities in connection with the Franco-German Initiative for Chernobyl. It is thus a logical step that GRS and IPSN are represented by their joint subsidiary Riskaudit in the group of nuclear technical safety organisations (TSOs) in Europe, which was re-formed in 1999. Together with IPSN we are also interested in an expansion of European co-operation. This is one of the reasons why we have entered our joint product ASTEC in a European validation procedure. An important approach in this direction is also the further evolution of the "GRS-Fachgespräch" specialist conference into the European Safety Forum "EURO-SAFE", which we organised this year

Die GRS in ...

verfahren eingebracht. Ein wichtiger Ansatz in dieser Richtung ist auch die Fortentwicklung des Fachgesprächs der GRS zum europäischen Sicherheitsforum "EUROSAFE", das wir 1999 in Paris erstmals mit IPSN veranstalten konnten.

Auch auf nicht-nuklearen Feldern konnten über die bisherigen Spin-offs hinaus Fortschritte gemacht werden. So hat sich mit dem Umweltmonitoring eine interessante neue Aufgabe ergeben. In Zusammenarbeit mit Organisationen der russischen Föderation wurden Arbeiten zur Verfolgung von Emission und Ausbreitung von Umweltschadstoffen begonnen. Besonders erfolgreich war unsere Tochtergesellschaft ISTec. Sie konnte ihre bisher vorwiegend bei Kernkraftwerken eingesetzten Methoden der Schwingungsüberwachung für den Einsatz bei Hochgeschwindigkeitszügen (ICE) qualifizieren und ist auf diesem Gebiet eine vielversprechende Zusammenarbeit mit der Deutschen Bahn AG eingegangen.

Weitere Schritte der Diversifizierung sind in der heutigen Situation auch für den Erhalt unseres nuklearen Sicherheits-Know-hows wichtig. Letztlich sind sie Voraussetzung dafür, dass die GRS ihr Personal erneuern und Sicherheitsfragen weiter auf wissenschaftlich hohem Niveau bearbeiten kann. Wir verfolgen dieses Ziel daher auch ganz besonders im Interesse unserer vorwiegend an nuklearen Sicherheitsfragen interessierten Auftraggeber.

for the first time jointly with IPSN in Paris.

In the non-nuclear field, too, progress has been made beyond the spin-offs of recent years. Environmental monitoring, for instance, has become an interesting new field of work. Work was started together with organisations from the Russian Federation to monitor the release and dispersion of contaminants harmful to the environment. Our subsidiary ISTec has been particularly successful. It was able to qualify the methods of vibration monitoring that so far used to be applied predominantly in nuclear power plants for application to modern high-speed trains (ICE) and has entered into a promising co-operation project with Deutsche Bahn AG, the German railway carrier.

Further steps of diversification are necessary in the current situation, also if our know-how relating to nuclear safety is to be maintained. In the end, they are the prerequisite that will enable GRS to renew its personnel and continue to deal with safety-related issues at a high scientific level. This is why we are also pursuing this aim in the special interest of our customers that are mainly interested in nuclear safety issues.



Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln im September 2000

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

Dr. jur. Walter Leder



Moskau

Berlin

Braunschweig

Kiew

Köln

Paris

Garching



2 Organisation

Organisation

Struktur

Die GRS ist eine wissenschaftliche, weitgehend von der öffentlichen Hand getragene gemeinnützige Gesellschaft. Sie ist in Forschung und Entwicklung auf den Gebieten der nuklearen Sicherheit, der Entsorgung und des Brennstoffkreislaufs sowie der Anlagensicherheit und der Umwelt tätig. Der Gesamtumsatz im Jahre 1999 belief sich auf DM 108,6 Mio.

Die GRS hat rund 510 Mitarbeiter, davon mehr als 320 Wissenschaftler der Fachrichtungen Physik, Maschinenbau, Verfahrenstechnik, Bautechnik, Geotechnik, Elektrotechnik, Kerntechnik, Meteorologie, Chemie, Geochemie, Biologie, Mathematik und Informatik sowie Rechtswissenschaft und Betriebswirtschaft.

Zur Durchführung ihrer Aufgaben stehen der GRS in ihren Betriebsteilen in Köln, Garching, Braunschweig und Berlin 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, Vorsitzender: Staatssekretär Rainer Baake, Stellvertreter: Prof. Dr.-Ing. Bruno O. Braun,
- die Geschäftsführer, Prof. Dr. Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer, Dr. jur. Walter Leder.

Tochtergesellschaften

Institut für Sicherheitstechnologie GmbH (ISTec)

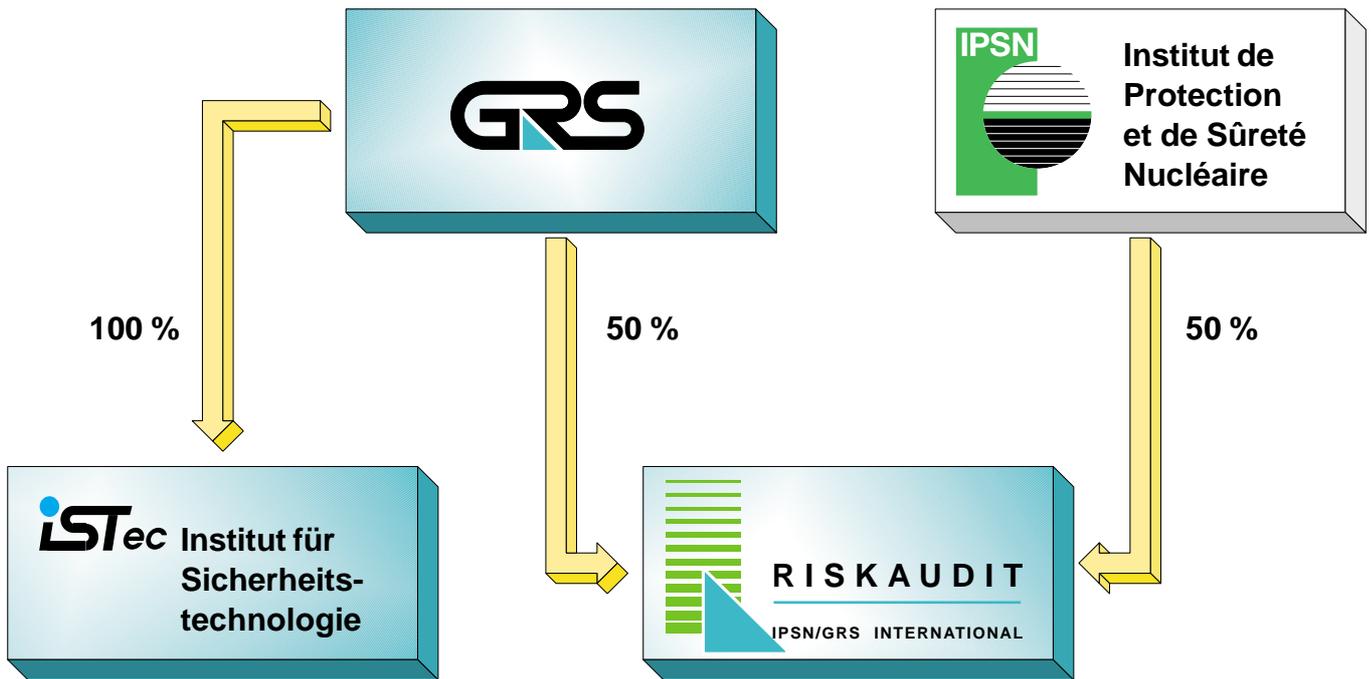
Das Institut für Sicherheitstechnologie ist eine Tochter der GRS mit Sitz in Garching bei München. Es wurde 1992 gegründet und ist in der anwenderorientierten Forschung und Entwicklung auf den Gebieten der Leittechnik, Diagnose, Informationstechnologie, Reststoffwirtschaft und Abfallbeseitigung tätig.

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV)

Die Europäische Wirtschaftliche Interessenvereinigung RISKAUDIT ist eine gemeinsame Gründung der GRS und ihres französischen Partners Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) mit Sitz in Paris. RISKAUDIT ist Koordinierungsstelle für sicherheitsorientierte Ostprojekte von Vorhaben der EU und der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE) und Repräsentant in der von der Europäischen Kommission neugegründeten technischen Gutachterorganisation (Technical Safety Organisation Group – TSOG). RISKAUDIT betreibt für die Kooperation der GRS und IPSN mit Osteuropa gemeinsame Büros in Moskau und Kiew.

Auftraggeber Customer	Anteile (%) Contribution (%)		
	1997	1998	1999
BMU	46	45	46
BMWi	-	-	30
BMBF	39	35	2
Sonstige öffentliche Auftraggeber und TÜVe <i>Other public-sector customers and Technical Inspection Associations (TÜVe)</i>	6	10	15
Ausländische Auftraggeber (u.a. EU) <i>Foreign customers (i.a. EU)</i>	6	8	6
Sonstige Auftraggeber <i>Others</i>	3	2	1

▲ Die erzielten Umsätze des Geschäftsjahres 1999 prozentual im Vergleich zu den Vorjahren
The turnover reached in fiscal 1999 in perantiles in comparison to previous years



Organisation

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 1999, the total turnover amounted to DM 108.6 Mio.

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

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

The **shareholders** of GRS are

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

The **Executive Bodies** are

- the Meeting of shareholders,
- the Supervisory board, Chairman: Staatssekretär Rainer Baake, Vice-chairman: Prof. Dr.-Ing. Bruno O. Braun,
- the Managing directors, Prof. Dr. Dr.-Ing. h.c. Adolf Birkhofer, Dr. jur. Walter Leder.

Subsidiaries

Institut für Sicherheitstechnologie GmbH (ISTec)

The "Institute for Safety Technology" is a subsidiary of GRS with headquarter in

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

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EEIG)

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

M. Banaschik

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

▲ Organisation der GRS (Stand: Oktober 2000)

GRS Organisation chart (as at: October 2000)

General Management

Osteuropa
Eastern Europe

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

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

Zentralbereiche / Central Divisions

Projekte und Internationales
Projects and International Programmes

Datenverarbeitung
Data Processing

Verwaltung
Administration

Forschungsbetreuung
Research Management

Projektcontrolling Analysen
Analyses Project Controlling

DV-Anwendungen
DP-Applications

Finanzen und Controlling
Finances and Controlling

Programme und Anlagen
Programmes and Facilities

Projektcontrolling Forschung
Project Controlling Research

DV-Systeme
DP-Systems

Personal und Recht
Personnel and Legal Matters

Störfälle und Komponenten
Incidents and Components

Internationale Aufgaben
International Programmes

Netzwerke
Networks

Verwaltungsdienste
Administration

Zentralaufgaben
Central Activities

Kommunikation
Communication

Köln
Garching
Berlin
Braunschweig

Geschäftsstellen
General Secretariats

Störfall-Kommission und Technischer Ausschuss für Anlagensicherheit
Accident Commission and Technical Committee for Plant Safety

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

3 Analysen und Bewertungen zur Reaktorsicherheit

Analyses and Assessments of Reactor Safety

Die Betriebserfahrung erweist sich seit vielen Jahren als ein aussagekräftiger Indikator für die Sicherheit von Kernkraftwerken. Die kontinuierliche Beobachtung, Analyse und Bewertung des Betriebs geben Hinweise auf mögliche Schwachstellen und deren sicherheitstechnische Relevanz. Frühzeitiges Erkennen und angemessenes Beheben solcher Schwachstellen tragen wesentlich dazu bei, das insgesamt hohe Sicherheitsniveau zu halten und zu verbessern. Arbeiten zur Beobachtung, Analyse und Bewertung des Betriebs stellen einen Schwerpunkt der Tätigkeiten für das BMU dar. Die Ergebnisse dieser Arbeiten in 1999 wurden in mehr als 100 Berichten und Stellungnahmen dokumentiert. Sie lassen sich folgenden Einzelaufgaben zuordnen:

- gezielte Aufbereitung und Bewertung der Betriebserfahrung mit übergreifender sicherheitstechnischer Bedeutung,
- fachliche Unterstützung des BMU bei aktuellen Fragen zur Bundesaufsicht über den Betrieb von Kernkraftwerken,
- fachliche Unterstützung der Reaktor-Sicherheitskommission bei aktuellen Fragen,
- Weiterentwicklung von Ansätzen zur Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken,
- internationale Zusammenarbeit, die darauf ausgerichtet ist, die Sicherheitsanforderungen weiterzuentwickeln und zu bewerten, ob die Verpflichtungen im Rahmen der nuklearen Sicherheitskonvention erfüllt sind, sowie
- Unterstützung des BMU bei der Bewertung der Reaktorsicherheit in Osteuropa.

In den Kapiteln 3.1 und 3.2 sind Beispiele aus diesem Aufgabenspektrum dargestellt.

Das BMU erwartet von den Arbeitsergebnissen grundsätzlich, dass die Sachverhalte umfassend und nachvollziehbar dargestellt und streng nach den Ebenen des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“ und den dafür geltenden Anforderungen nach dem „Stand von Wissenschaft und Technik“ sicherheitstechnisch bewertet werden. Dabei ist dem „Stand von Wissenschaft und Technik“ in erster Linie das aktuelle kerntechnische Regelwerk zu Grunde zu legen. Darüber hinaus sind alle weiteren für die Reaktorsicherheit bedeutenden Erkenntnisse aus der weltweiten Betriebserfahrung, den Sicherheitsuntersuchungen sowie der Sicherheitsforschung und -entwicklung einzu beziehen.

Die Nachvollziehbarkeit wirft keine prinzipiellen Schwierigkeiten auf. Erfahrungsgemäß kann es aber lange dauern, administrative Hürden zu überwinden, um zitierfähige Unterlagen zu beschaffen. Bei der Sicherheitsbewertung nach den Ebenen des „Gestaffelten Sicherheitskonzepts“ kann die GRS auf eine Methodik zurückgreifen, die sich schon früh aus der praktischen Arbeit entwickelt hat und ständig verbessert wurde. Da sie für die Sicherheitsbewertung grundsätzliche Bedeutung hat, wird sie in diesem Beitrag detailliert dargestellt. Sie bezieht sich ausschließlich auf die Kernkraftwerke in Deutschland.

Methodik der Sicherheitsbewertung nach dem „Gestaffelten Sicherheitskonzept“

Anlass für die Methodik

Anlass für diese Methodik waren die seit vielen Jahren im Auftrag des BMU durch-

geführte gezielte Aufbereitung und sicherheitstechnische Bewertung der Betriebserfahrung mit anlagenübergreifender Bedeutung. Für die Bewertung war stets der „Stand von Wissenschaft und Technik“ in obigem Sinn der Maßstab. Das kerntechnische Regelwerk, das auf dem Atomgesetz mit den zugehörigen Verordnungen beruht, und die BMI-Sicherheitskriterien, die RSK-Leitlinien, Empfehlungen der RSK und SSK sowie die KTA-Regeln einbezieht, ist dafür nur ansatzweise geeignet. Dies ist im wesentlichen darauf zurückzuführen, dass das geltende Regelwerk nur den Stand der Sicherheitstechnik zum Zeitpunkt der Genehmigung der neueren Kernkraftwerke vom Typ „Konvoi“ repräsentiert. Daher kann es nicht ohne weiteres die Bewertungsgrundlage für die Anlagen sein, die über einen Zeitraum von etwa 20 Jahren in Betrieb genommen wurden. Darüber hinaus bezieht sich das Regelwerk in erster Linie auf Auslegung, Errichtung und Inbetriebnahme und berücksichtigt kaum solche Anforderungen, die sich aus einer längerfristigen Betriebserfahrung, die inzwischen bei allen Anlagen vorliegt, ableiten lassen. Weiterhin ist das Regelwerk an den Anforderungen und Umfängen der einzelnen Genehmigungsschritte der Konvoi-Anlagen orientiert. Es ist zu einer Zeit entstanden, in der eine breite Konsensbereitschaft zur Lösung von Sachfragen sowie zur inhaltlichen Ergebnisfindung bei allen Beteiligten bestand und dort auch noch der notwendige Sachverstand in erforderlichem Umfang vorhanden war. Daher ist es nicht verwunderlich, dass das aktuelle Regelwerk lückenhaft in der Behandlung sicherheitstechnischer Sachverhalte und inkonsistent in der Darstellung sicherheitsrelevanter Zusammenhänge ist. Lückenfreiheit und umfassende Konsistenz wurde bei der Regelwerkserstellung weder an-

gestrebt noch war dies damals erforderlich, denn auftretende Fragestellungen konnten kompetent und zielstrebig gelöst werden.

Dem Regelwerk liegt zwar das Gestaffelte Sicherheitskonzept zugrunde. Es unterscheidet aber in seinen Anforderungen nicht systematisch nach den einzelnen Sicherheitsebenen dieses Konzepts. Vielmehr orientiert sich das Regelwerk vor allem an dem mit der Zeit gewachsenen Sicherheitskonzept der Kernkraftwerke in Deutschland, das mehr auf durchgängige Ereignisabläufe als auf die Ausbildung der Sicherheitsebenen ausgerichtet ist. Hinzu kommt, dass sich das Regelwerk nahezu ausschließlich auf die deterministische Sicherheitsbewertung konzentriert. Inzwischen gehören aber probabilistische Sicherheitsbewertungen zum Stand von Wissenschaft und Technik. Zwar wurde das aktuelle kerntechnische Regelwerk durch die vom BMU jüngst veröffentlichten Leitfäden zur Durchführung der Periodischen Sicherheitsüberprüfung in dieser Hinsicht ergänzt. Jedoch fehlt hier insbesondere eine praxisnahe Verknüpfung mit dem übrigen Regelwerk. Dadurch hat die Inkonsistenz insgesamt noch zugenommen.

Um ihre Sicherheitsbewertungen vergleichbar und nachvollziehbar durchzuführen, hat die GRS eine spezielle Methodik entwickelt. Diese Methodik beruht auf dem aktuellen Regelwerk und berücksichtigt alle sicherheitstechnischen Erkenntnisse, die nach Ansicht der GRS für die technische Sicherheitsbewertung der bestehenden Anlagen in Deutschland sowie die Bewertung der Betriebserfahrung von Bedeutung sind. Sie stellt eine streng am Gestaffelten Sicherheitskonzept ausgerichtete Orientierungshilfe für die Sicherheitsbewertung der bestehenden Anlagen nach Stand von Wissenschaft und Technik dar. Sie wird nunmehr grundsätzlich bei allen Bewertungen zur Reaktorsicherheit angewendet.

Grundlagen der Methodik für die Sicherheitsbewertung

Nachfolgend wird auf die sicherheitstechnischen Grundlagen dieser Methodik ein-

gegangen. Dabei wird ein Zusammenhang zwischen Gestaffeltem Sicherheitskonzept und den Anforderungen für die deterministische und probabilistische Sicherheitsbewertung hergestellt. Danach werden die deterministischen und probabilistischen Anforderungen umrissen. Abschließend wird das Vorgehen bei der Bewertung aufgezeigt.

Das Gestaffelte Sicherheitskonzept muss in allen Kernkraftwerken in Deutschland nach Stand von Wissenschaft und Technik ausgebildet sein. Es bildet daher die sicherheitstechnische Grundlage für die vorliegende Methodik der Sicherheitsbewertung. Den Ebenen dieses Konzepts werden grundlegende Sicherheitsanforderungen nach Stand von Wissenschaft und Technik zugeordnet. Diese Anforderungen sind unabhängig von der technischen Ausführung der bestehenden Anlagen. Sie sind in erster Linie deterministisch formuliert, umfassen aber für einzelne Ebenen auch probabilistische Werte. Durch diese Anforderungen ist das sicherheitstechnische Niveau für bestehende Anlagen umfassend gekennzeichnet, wobei folgende Zusammenhänge von Bedeutung sind:

Das Gestaffelte Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke umfasst mehrere Barrieren zum Einschluss der radioaktiven Stoffe und mehrstufige Maßnahmen zum Schutz der Barrieren. Die Barrieren zum Einschluss der im wesentlichen im Reaktorkern konzentrierten radioaktiven Stoffe sind die Brennstabhüllen, die druckführende Umschließung des Reaktorkühlkreislaufs und der Sicherheitsbehälter. Die Maßnahmen zum Schutz dieser Barrieren werden üblicherweise vier Ebenen zugeordnet, wobei unterschieden wird nach den Schutzmaßnahmen zur

- Vermeidung von Störungen im Normalbetrieb (Ebene 1),
- Beherrschung von Störungen im Anomalen Betrieb (Ebene 2),
- Beherrschung von Störfällen (Ebene 3),
- Vermeidung oder Schadensminderung von Unfällen (Ebene 4).

In der Sicherheitspraxis in Deutschland wird auf der vierten Ebene nochmals unterschieden nach

- den Maßnahmen zur Beherrschung von ATWS und Notstandsfällen (Ebene 4a),
- den präventiven Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (Ebene 4b),
- den schadensmindernden Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes (Ebene 4c).

Notstandsfälle sind die übergreifenden zivilisationsbedingten Einwirkungen wie z.B. Flugzeugabsturz.

Bei den Sicherheitszielen wird nach technischen und radiologischen unterschieden. Dabei sind die technischen Sicherheitsziele mit den radiologischen so verknüpft, dass das Erreichen der technischen Ziele Voraussetzung zum Erreichen der radiologischen Sicherheitsziele ist.

Die technischen Sicherheitsziele werden durch die bekannten Schutzziele der Reaktorsicherheit bestimmt, die wiederum miteinander verknüpft sind:

- die Kontrolle der Kettenreaktion bei der Kernspaltung einschließlich Abschaltung des Reaktors (Reaktivitätskontrolle),
- die Kühlung der Brennelemente (Brennelementekühlung),
- der Einschluss der radioaktiven Stoffe durch die Brennstabhüllen, die druckführende Umschließung des Reaktorkühlkreislaufs und den Sicherheitsbehälter (Barrierenintegrität, d.h. Dichtheit und Integrität der Brennstabhüllen, Bruchausschluss der druckführenden Umschließung, Dichtheit und Integrität des Sicherheitsbehälters).

Diese Schutzziele sind so verknüpft, dass in der dargestellten Reihenfolge das Erreichen der vorausgehenden die Voraussetzung für das Erreichen der nachfolgenden ist. Um dabei die Schutzziele nicht

durch Folgeschäden bei Versagen von Rohrleitungen und Behältern mit hohem Energieinhalt innerhalb des Sicherheitsbehälters, die nicht zur druckführenden Umschließung des Reaktorkühlkreislaufs gehören, in Frage zu stellen, wird das Schutzziel der Barrierenintegrität auf diese Komponenten erweitert. Bruchabschluss bedeutet, dass für die betreffenden Komponenten ein Integritätsverlust in begrenztem Umfang zwar eintreten kann, aber ein vollständiger Verlust der Integrität praktisch auszuschließen ist.

Um die technischen Sicherheitsziele der Ebenen 1 bis 4b zu erreichen, sind die Schutzziele der Reaktivitätskontrolle, Brennelementkühlung und Barrierenintegrität zu erreichen. Zur Schadensminderung bei Kernschäden der Ebene 4c ist das einzige Schutzziel, ein großflächiges Versagen des Sicherheitsbehälters zu vermeiden.

Die in Abbildung 1 dargestellten Schutzmaßnahmen sind auf die betreffenden Zustände der einzelnen Ebenen ausgerichtet. Diese Zustände lassen sich jeweils in ein Spektrum von Teilzuständen untergliedern. Diesen wiederum lässt sich ein Spektrum von Ereignissen zuordnen. Die Schutzmaßnahmen werden letztlich aber nur durch die Ereignisse bzw. (Teil-) Zustände aus dem Spektrum der betreffenden Zustände der Ebenen bestimmt, die unter probabilistischen Gesichtspunkten repräsentativ für die Phänomene und Effekte sind und damit die Anforderungen an die Schutzmaßnahmen bestimmen. Diese Anforderungen lassen sich unabhängig von der technischen Ausführung hinreichend durch Voraussetzungen für die Konzeption sowie durch Wirksamkeits- und Zuverlässigkeitsbedingungen charakterisieren. Somit kann durch

- radiologische Sicherheitsziele,
- Schutzziele,
- repräsentative Ereignisse bzw. Zustände,
- Voraussetzungen für die Ausführung, Wirksamkeits- und Zuverlässigkeitsbedingungen für Schutzmaßnahmen,
- Angaben für die Nachweisführung,

Ebene		Schutzmaßnahmen	Sicherheitsziele	
Nr.	betreffende Zustände		technisch	radiologisch
1	Normalbetrieb	- Qualitätsgewährleistung der betrieblichen Einrichtungen und Maßnahmen - sicherheitsgerichtetes Handeln	Vermeidung von Störungen	Einhaltung der Grenzwerte für die Abgabe radioaktiver Stoffe
2	Anomaler Betrieb	- inhärentes Anlagenverhalten - weitere betriebliche Einrichtungen u. Maßnahmen mit Rückgriff auf einzelne mit Sicherheitsfunktionen	Beherrschung von Störungen	
3	Störfälle	- technisch ausgeführte Sicherheitsfunktionen mit Rückgriff auf einzelne betriebliche Einrichtungen und Maßnahmen sowie den für Notstandsfälle - inhärentes Anlagenverhalten	Beherrschung von Störfällen	Einhaltung der Planungsrichtwerte für die Strahlenexposition der Bevölkerung
4a		technische Einrichtungen und Maßnahmen	Beherrschung von ATWS und Notstandsfällen	
4b	Unfälle	Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes mit Rückgriff auf die Reserven der betrieblichen und störfallbedingten Anlagenauslegung und der für ATWS und Notstandsfälle	weitere Vermeidung von Kernschäden	
4c			Schadensminderung bei Kernschäden	

▲ Abb.1 Sicherheitsziele und Schutzmaßnahmen der einzelnen Sicherheitsebenen

in Verbindung mit Voraussetzungen für die konzeptionelle Ausführung der Barrieren der Sicherheitszustand der Kernkraftwerke sicherheitstechnisch grundlegend durch deterministische Sicherheitsanforderungen charakterisiert werden. Die in diesem Sinne systematisch zugeordneten und auf die grundsätzliche Sicherheitsrelevanz konzentrierten

- Sicherheitsanforderungen einschließlich Anforderungen an die Nachweise aus dem aktuellen kerntechnischen Regelwerk,
- aus den Festlegungen des aktuellen kerntechnischen Regelwerks zur technischen Ausführung sicherheitsrelevanter Einrichtungen und Maßnahmen

men abstrahierten Sicherheitsanforderungen,

- weiteren abgesicherten Sicherheitsanforderungen, die bisher nicht oder nur unzulänglich Eingang in das aktuelle Regelwerk gefunden haben, die aber aus der derzeitigen Sicht der GRS für die Sicherheitsbewertung der bestehenden deutschen Anlagen bedeutsam sind,

bilden daher die grundlegenden deterministischen Sicherheitsanforderungen der Methodik für die Sicherheitsbewertung.

„Weitere abgesicherte Sicherheitsanforderungen“

Bei den „weiteren abgesicherten Sicherheitsanforderungen“ handelt es insbesondere um noch nicht oder unzulänglich oder unter ganzheitlichen Gesichtspunkten missverständlich erfasste sicherheitstechnisch bedeutsame Erkenntnisse aus der nationalen und internationalen Betriebserfahrung, den Sicherheitsanalysen einschließlich der periodischen Sicherheitsüberprüfungen sowie der Reaktorsicherheitsforschung und -entwicklung.

Diese grundlegenden deterministischen Sicherheitsanforderungen sind allein für die Sicherheitsbewertung nicht ausreichend. Der Sicherheitszustand bzw. das Sicherheitsniveau eines Kernkraftwerks wird auch durch die technische Ausführung bzw. Umsetzung der organisatorischen Maßnahmen und durch die Betriebsbewährung der Barrieren und Schutzmaßnahmen mitbestimmt. Daher sind die grundlegenden deterministischen Sicherheitsanforderungen durch probabilistische Kenngrößen zu ergänzen, um den erwähnten sicherheitsrelevanten Gesichtspunkten ebenfalls Rechnung zu tragen. Die Kenngrößen stellen Orientierungswerte dar, die ergänzend zu erreichen sind. Mit der PSA, durch die sich diese Werte jeweils ermitteln lassen, werden die die Anlagensicherheit bestimmenden Einflüsse aus Anlagentechnik, Betriebsführung und Betriebserfahrung in einem systematischen Ansatz zusam-

mengeführt und die Unsicherheiten quantitativ ermittelt. Dabei wird vorausgesetzt, dass auch die organisatorischen Zusammenhänge und Verantwortungen beim Betrieb der Kernkraftwerke durch die PSA ausreichend mit erfasst werden. Bei diesen probabilistischen Orientierungswerten wird auf folgende Zusammenhänge zwischen Gestaffeltem Sicherheitskonzept und PSA-Ergebnissen zurückgegriffen:

Sind bezüglich des Gestaffelten Sicherheitskonzepts im Anforderungsfall die betrieblichen und störfallbedingten Schutzmaßnahmen zur Gewährleistung der Kernkühlung auf den ersten drei Ebenen nicht in ausreichendem Umfang vorhanden oder nicht wirksam, liegt ein sogenannter Schadenszustand des Sicherheitssystems oder kurz Systemschadenszustand vor. Ein Kernschmelzen ist bei diesem Zustand noch nicht eingetreten und kann durch weitere Schutzmaßnahmen verhindert werden. Erst wenn zusätzlich noch die Schutzmaßnahmen der Ebenen 4a und 4b im Anforderungsfall entweder nicht ausreichend vorhanden oder nicht ausreichend wirksam sind, kommt es zu einem sogenannten Kernschadenszustand mit Erreichen der Schmelztemperatur des Kernbrennstoffs und damit zum Kernschmelzen. Hinsichtlich der radiologischen Auswirkung in der Umgebung kommen dann aber die Sicherheitsmaßnahmen der Ebene 4c zum Tragen, um zu verhindern, dass es zu einem sogenannten Anlagenschadenszustand kommt, d.h. dass der Sicherheits-einschluss als Folge des Kernschadens frühzeitig versagt.

Somit charakterisiert der Systemschadenszustand die betrieblich und störfallbedingte Auslegung der ersten drei Sicherheitsebenen zur Vermeidung von Kernschäden. Der Kernschadenszustand erfasst dagegen alle vorhandenen Schutzmaßnahmen zur Vermeidung von Kernschäden und ist somit nicht mehr allein charakteristisch für die betriebliche und störfallbedingte Auslegung der ersten drei Sicherheitsebenen. Der Anlagenschadenszustand wiederum ist charakteristisch für alle vorhandenen Schutzmaßnahmen, um Kernschäden mit einer

unmittelbaren Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung praktisch zu verhindern.

System-, Kern- und Anlagenschadenszustände sind somit ein Maß für den aktuellen Anlagenzustand. Sie lassen sich nach Stand von Wissenschaft und Technik quantitativ durch die PSA ermittelt.

Gemäß internationalem Vorgehen wird bei einer PSA unterschieden zwischen den Stufen 1 und 2. Dabei dient die Stufe 1 der Analyse und Quantifizierung der Ereignisabläufe bis zu Kernschäden. Von den Kernschadenszuständen bzw. den dafür charakteristischen Phänomenen ausgehend werden dann durch eine getrennt durchgeführte PSA der Stufe 2 die Ereignisabläufe bis zu Anlagenschäden analysiert und quantifiziert. Während eine PSA der Stufe 1 im wesentlichen auf der technischen Erfahrung aufbaut, müssen für eine PSA der Stufe 2, bei der überwiegend Effekte und Phänomene weit jenseits der technischen Erfahrung zu behandeln sind, weitestgehend Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sowie Einschätzungen auf Expertenbasis herangezogen werden. Daher sind auch die Unsicherheitsbandbreiten bei einer PSA der Stufe 2 erheblich größer als die einer Stufe 1. Hinzu kommt, dass PSA der Stufe 1 weltweit in weit größerem Umfang durchgeführt wurden als PSA der Stufe 2. Insgesamt besteht daher für eine PSA der Stufen 1 und 2 ein unterschiedlicher Stand von Wissenschaft und Technik.

Aufgrund dieses unterschiedlichen Standes werden daher international von den durch die PSA ermittelten probabilistischen Werte immer zwei als Kenngrößen zur Sicherheitsbewertung ergänzend im obigen Sinn mit herangezogen; und zwar die für die Kern- und Anlagenschadenszustände. Um der Sicherheitspraxis in Deutschland besser gerecht zu werden, in der schärfer zwischen „klassischer Störfallauslegung“ der ersten drei Sicherheitsebenen und darüber hinausgehender Maßnahmen unterschieden wird als im Ausland, werden von der GRS Orientierungswerte für die System- und Anlagenschadenszustände verwendet. Jedoch bauen diese Orientierungswerte, die die grundlegenden probabilistischen Si-

Schutz- maßnahmen	Sicherheitsebene			Sicherheitsebene 4		
	1	2	3	a	b	c
Voraus- setzungen	- betriebliche Einrichtungen und Maßnahmen	- inhärente Sicherheitseigenschaften - technisch ausgeführte Sicherheitsfunktionen • mit notwendigen Hilfsfunktionen • ausreichende Zeiten für Handmaßnahmen	• unabhängiger Ausbildung • gemäß Konzept 30 min. • diversitärer Anregung	- Einrichtungen und Maßnahmen unter Nutzung der technischen Reserven von betrieblicher, störfallbedingter Auslegung mit • speziellem Schutz gegen thermische, mechanische Belastungen sowie Feuchtigkeit • ausreichenden Informationen für den Einsatz • ausreichenden Zeiten für Handmaßnahmen • Erreichen, Halten eines sicheren Zustands für 10 h		
Zuverlässig- keitsbedin- gungen	- eindeutig sicherheitsgerichtetes Zusammenwirken - keine Zuverlässigkeitseinbußen durch GVA-Ereignisse und Instandhaltung		- redundante Stränge - GVA unempfindlich - Einzelfehler fest auch im Reparaturfall			- signifikante Beobachtungen bei WKP und
Nachweise			- „best estimate“ Ereignisanalysen - Systemanalysen	nachvollziehbare Plausibilitätsbetrachtungen, Einschätzungen auf Basis repräsentativer Analysen		
			- zeitliche Entwicklungen der Betriebserfahrung sowie von Beobachtungen aus WKP und Instandhaltung			
einzu- be- ziehende Ereignisse bzw. Zustände	- Betriebsstörungen normal	- Transienten anormal	- übergreifende Einwirkungen von innen, naturbedingte - Kühlmittelverluste $\leq 0,1 F$	- ATWS Notstandsfälle große Ausströmraten	- Zustände infolge Nichtverfügbarkeit von Sicherheitsfunktionen, • nicht wirksame präventive AM - Kernschmelz-zustände	

▲ Abb. 2 Übersicht über die grundlegenden deterministischen Sicherheitsanforderungen; Voraussetzungen, Zuverlässigkeitsbedingungen und Nachweise für die Schutzmaßnahmen

cherheitsanforderungen bilden, auf den international eingeführten Bewertungsmaßstäben auf.

Internationale Bedeutung haben die probabilistischen Bewertungsmaßstäbe der International Atomic Energy Agency (IAEA) und der International Nuclear Advisory Group (INSAG), einer Beratungsgruppe des Generaldirektors der IAEA zu Fragen der nuklearen Sicherheit. Hinsichtlich des normativen Stellenwerts dieser Bewertungsmaßstäbe ist zwischen Festlegungen bzw. Empfehlungen in den Re-

gelwerken der IAEA und Empfehlungen von INSAG zu unterscheiden. IAEA Regelwerke haben einen höheren Stellenwert als INSAG-Empfehlungen.

Das Regelwerk bzw. das „Safety Standards Programme“ der IAEA umfasst die Safety Fundamentals, die Safety Requirements und die Safety Guides. Diese Regeln stellen aufgrund des Ausarbeitungsprozesses sowie eines entsprechenden Abstimmungsprozesses mit den Mitgliedsstaaten international abgestimmte Sicherheitsanforderungen für

KKW dar. Safety Fundamentals und Safety Requirements bedürfen der Bestätigung durch den Board of Governors (BoG), Safety Guides werden durch den Generaldirektor (DG) der IAEA in Kraft gesetzt.

Im verabschiedeten aktuellen IAEA-Regelwerk existieren derzeit zwar noch keine quantitativen probabilistischen Bewertungsmaßstäbe. Jedoch wird in den Safety Fundamentals im Annex schon beispielhaft auf probabilistische Targets nach INSAG-3 verwiesen, aber

Schutz-/ Sicherheits- ziele	Sicherheitsebene 1	Sicherheitsebene 2	Sicherheitsebene 3	Sicherheitsebene 4		
				a	b	c
Schutzziel Reaktivitäts- kontrolle	-Begrenzung der reaktorphysikalischen Parameter auf normale technische Schwankungsbreiten -Vorhandensein einer ausreichenden Abschaltreaktivität	unkritische Werte für Leistungsdichte und -änderungsraten -jederzeitige Überführung in die Unterkritikalität	- inhärente Begrenzung von Leistungsexkursionen - negative Rückwirkung bei Zuständen mit Minderung der Neutronenmoderation - schnelle Abschaltbarkeit in unterkritischen Zustand			
Schutzziel Kern- kühlung	-Begrenzung der thermohydraulischen Parameter auf normale technische Schwankungsbreiten -kontinuierliche Ergänzung normaler Leckagen	unkritische Werte für Siedezustände	- Erhaltung einer kühlbaren Kerngeometrie - langzeitige Kühlbarkeit			
Schutzziel Barrieren- integrität	-Begrenzung des Integritätsverlustes der Brennstabhüllen auf normale technische Undichtigkeiten und auf Schäden an einzelnen Hüllen -Bruchausschluss für die druckführende Umschließung des Reaktorkühlkreislaufts und Komponenten mit hohem Energieinhalt innerhalb des Sicherheitsbehälters (siehe Abb. 4) -Unterdruckhaltung im sowie Freisetzung und Abgabe radioaktiver Stoffe über vorgegebene Wege aus dem Sicherheitsbehälter		90% der Hüllrohre - Erhaltung der Integrität des Sicherheitsbehälters und seiner Dichtheit in dem für die radiologischen Sicherheitsziele erforderlichen Umfang			Vermeidung großflächigen Versagens des Sicherheitsbehälters
Sicherheits- ziel	Individualkörperdosen in der Umgebung der Anlage §45 StrSchV		gemäß §28.3 StrSchV			

▲ Abb. 3 Übersicht über die grundlegenden deterministischen Sicherheitsanforderungen; Sicherheitsziele, Schutzziele und Wirksamkeitsbedingungen für die Sicherheitsmaßnahmen

	Ebene 1	Ebene 2	Ebene 3	Ebene 4		
				a	b	c
Anwendungsbereich	<ul style="list-style-type: none"> - druckführende Umschließung des Reaktorkühlkreislaufs (DFU) einschließlich Erstabspernung • Rohrleitungen > 200 mm (große DFU Rohrleitungen) • Behälter, Gehäuse, Primärkalotte und Rohrboden der Dampferzeuger (DFU-Behälter) • Dampferzeugermantel (DE-Mantel) • Komponenten mit zeitlich begrenzten oder dauerhaft großem Energieinhalt innerhalb des Sicherheitsbehälters außer der DFU (hochenergetische Komponenten) 					
Voraussetzungen	<ul style="list-style-type: none"> - günstige Werkstoffeigenschaften für Verarbeitung, Schweißung, Dehnvermögen - spannungsgünstige und prüfgerechte Konstruktion - qualifizierte Herstellungs- und Prüfverfahren - eindeutige Erkennbarkeit von Herstellungsfehlern durch WKP 					
Schutzmaßnahmen (hinausgehend über die Spannungsabsicherung)	<ul style="list-style-type: none"> - Einhaltung der relevanten Systemparameter - Überwachung von Ermüdungsausnutzung, Wasserchemie, Werkstoffeigenschaftsveränderungen, Veränderungen der beweglichen Komponentenunterstützungen, Hauptkühlpumpenlaufruhe - Lecküberwachung von wanddurchdringenden Rissen und borhaltigen Kleinstleckagen 					
Wirksamkeitsbedingungen	<ul style="list-style-type: none"> - dauerhaft kein Risswachstum für Risse im Bereich der Registriergrenzen der Prüfanzeigen - stabiles Rissverhalten für <ul style="list-style-type: none"> • einen wanddurchdringenden Riss der großen DFU-Rohrleitungen mit deutlicher Überschreitung der Empfindlichkeitsschwelle fortschrittlicher Leckerkennungssysteme • einen Riss im Volumen von DFU-Behältern und DE-Mantel der 2fachen den Registriergrenzen der Prüfanzeigen entsprechender Abmessungen 					
Zuverlässigkeitsbedingungen	<ul style="list-style-type: none"> - keine unzulässige Beeinflussung der Spannungsabsicherungsergebnisse durch Drucküberschreitungen, thermische Zusatzlasten, Fehlfunktionen der Unterstützungen, Korrosions-, Erosionsvorgänge, betriebliche Werkstoffveränderungen - redundante Leckageerkennung mit definierter Empfindlichkeit sowie Erkennungszeiten im Stundenbereich - Früherkennung von Fehlergrößen im Bereich der Registriergrenzen mit 90 % Wahrscheinlichkeit 					
Nachweise	<ul style="list-style-type: none"> Untersuchungen zu Rissstabilität bzw. -wachstum durch - bruchmechanische Analysen - repräsentative Experimente 					

▲ Abb. 4 Grundlegende deterministische Sicherheitsanforderungen für den Bruchausschluss

der Annex ist im Unterschied zu einem Appendix nicht Bestandteil der IAEA-Regel. Im Zusammenhang mit der gegenwärtig laufenden Überarbeitung des IAEA-Regelwerks ist deren Berücksichtigung jedoch jetzt explizit im Regelwerk vorgesehen. Der Entwurf des entsprechenden Safety Guides „Safety Assessment and Verification“ (Bearbeitungs-

stand 07.04.2000) enthält bereits quantitative probabilistische Bewertungsmaßstäbe. Der Abschluss des Abstimmungs- und Bestätigungsverfahrens für diesen Guide ist für Anfang 2001 vorgesehen. Die probabilistischen Bewertungsmaßstäbe orientieren sich dabei an den Empfehlungen von INSAG-12. INSAG-12 selbst stellt eine Fortschreibung von

INSAG-3 aus dem Jahre 1988 dar. Die Empfehlungen zu probabilistischen Bewertungsmaßstäben sind jedoch unverändert geblieben –

für bestehende Anlagen

- Kernschadenzustände: kleiner 10^{-4} pro Jahr,

- Kernschadenzustände mit früher Freisetzung: kleiner 10^{-5} pro Jahr, für zukünftige Anlagen
- Kernschadenzustände: kleiner 10^{-5} pro Jahr,
- Kernschadenzustände mit früher Freisetzung: kleiner 10^{-6} pro Jahr.

Zusammen mit den grundlegenden deterministischen Sicherheitsanforderungen bilden diese ergänzenden probabilistischen Orientierungswerte die grundlegenden Sicherheitsanforderungen der Methodik für die Sicherheitsbewertung.

Im Rahmen der Sicherheitsbewertung ist für die Ebenen 1 bis 4c zu überprüfen, ob die betreffenden grundlegenden deterministischen Sicherheitsanforderungen erfüllt sind, und darüber hinaus die probabilistischen Orientierungswerte der grundlegenden probabilistischen Sicherheitsanforderungen eingehalten werden. Dabei ist bei der Überprüfung der Einhaltung der probabilistischen Sicherheitsanforderungen dem Grad der Vollständigkeit der anlagenspezifischen PSA und deren Ergebnisunsicherheiten Rechnung zu tragen. Sicherheitsverbesserungen sind immer dann vorzusehen, wenn die grundlegenden deterministischen und probabilistischen Sicherheitsanforderungen nicht eingehalten werden.

Die grundlegenden Sicherheitsanforderungen der Methodik zur Sicherheitsbewertung

Die grundlegenden deterministischen Sicherheitsanforderungen für die Schutzmaßnahmen sind zusammenfassend in den Abb. 2 bis 4 dargestellt. Hinzu kommen die für die Barrieren. Diese erfordern

- eine voneinander unabhängige Ausbildung, abgesehen von nicht vermeidbaren Durchdringungen,
- eine Nichtbeeinträchtigung der Integrität durch die Unterstützungen,

- einen äußeren Abschluss bei Durchdringungen des Sicherheitsbehälters und für die Ausführung bis zum äußeren Abschluss eine Qualität, die mindestens der des Sicherheitsbehälters entspricht.

Diese grundlegenden deterministischen Sicherheitsanforderungen an die Barriere und deren Schutzmaßnahmen sind als Orientierungshilfe bei der Anwendung des aktuellen kerntechnischen Regelwerks und neuerer sicherheitstechnischer Erkenntnisse für eine technische Sicherheitsbewertung der bestehenden Anlagen in Deutschland nach Stand von Wissenschaft und Technik zu sehen. In sicherheitstechnisch bedeutsamen Fällen wie auch in Zweifelsfällen wird dadurch aber der Rückgriff auf die jeweiligen Originalunterlagen, d.h. auf das aktuelle kerntechnische Regelwerk sowie auf die Dokumentation der hinzugezogenen neueren sicherheitstechnischen Erkenntnisse nicht erübrigt. Eine nachvollziehbare Dokumentation der grundlegenden Sicherheitsanforderungen und der Originalunterlagen wird von der GRS noch erarbeitet.

Analyses and Assessments of Reactor Safety

Operational experience has proven to be an expressive index for the safety of nuclear power plants. The continuous observation, analysis and assessment of operation indicate possible weaknesses and their safety relevance. An early detection and appropriate removal of such weaknesses significantly contribute to maintaining and improving the overall high safety level. Studies on the observation, analysis and assessment of operation represent one main emphasis of the activities for the BMU. The results of these studies in 1999 were documented in more than 100 reports and comments. They can be assigned to the following individual tasks:

Für die grundlegenden probabilistischen Sicherheitsanforderungen werden von der GRS wie bereits begründet Orientierungswerte für die System- und Anlagenschadenzustände herangezogen.

In beiden Fällen handelt es sich jeweils um Summenwerte, wobei für die Kernkraftwerke in Deutschland der Orientierungswert für die System- und Anlagenschadenzustände kleiner 10^{-4} pro Jahr und für die Anlagenschadenzustände kleiner 10^{-6} pro Jahr verwendet wird. Dies bedeutet letztlich, dass von der GRS für die Kernkraftwerke in Deutschland die Bewertungsmaßstäbe angelegt werden, die international für zukünftige Anlagen existieren. Dabei begründet sich der Faktor 10 zwischen den Systemschadenzuständen nach GRS-Ansatz und den Kernschadenzuständen nach IAEA- bzw. INSAG-Ansatz durch die Erkenntnisse der GRS aus den durchgeführten PSA für die Anlagen in Deutschland zu den über die betriebliche und störfallbedingte Auslegung vorhandenen Maßnahmen zur weiteren Vermeidung von Kernschäden.

- target-oriented processing and assessment of operational experience with an overall safety relevance,
- expert support of the BMU in current issues on federal supervision of nuclear power plant operation,
- expert support of the Reactor Safety Commission in current issues,
- further development of approaches for assessing the safety of nuclear power plants,
- international co-operation aimed at further developing and assessing the safety requirements with respect to whether the obligations within the framework of the Nuclear Safety Convention have been met, and

- support of the BMU in assessing reactor safety in Eastern Europe.

Sections 3.1 and 3.2 describe examples of this range of tasks.

The BMU principally expects from the work results that the subject matters are illustrated comprehensively and reconstructably and that their technical safety is assessed strictly according to the levels of the “defense-in-depth concept” and the current requirements according to the “state of the art in science and technology”. The “state of the art in science and technology” here is primarily to be based on the current nuclear regulations. In addition, all further findings from worldwide operational experience, safety assessments, as well as from safety research and development are to be considered.

Reconstructability does not produce any principal difficulties. It is, however, known from experience that it can take very long to overcome administrative obstacles to create quotable documents. In the safety assessment according to the levels of the “defense-in-depth concept” GRS can make use of a methodology which had developed early from practical work and which has been steadily improved. As it is generally important for assessing safety, it will be described in detail in this article. It exclusively relates to nuclear power plants in Germany.

Methodology of assessing safety according to the “Defense-in-depth Concept”

Reason for Methodology

The reason for this methodology was the target-oriented processing and safety assessment of operational experience significant beyond plant-level performed for many years by order of the BMU. The criterion for the safety assessment was always the “state of the art in science and technology” in the above sense. For this purpose, the nuclear regulations – which are based on the Atomic Energy Act with the relevant regulations and the BMI safety criteria, the RSK guidelines,

the RSK and SSK recommendations as well as the KTA safety standards – are suitable to a limited extent only. This is essentially to be attributed to the fact that the valid rules and regulations only represent the state of the art at the time of licensing of the more recent “Konvoi” type nuclear power plants. For this reason they cannot easily be the assessment basis for those plants which have been commissioned over a period of about more than 20 years. Furthermore, the rules and regulations primarily relate to the design, the construction and commissioning and they hardly consider such requirements that can be derived from a longer-term operational experience, which has existed for all plants in the meantime. Moreover, the rules and regulations are oriented on the requirements and extents of the individual licensing steps of the Konvoi plants. They were created at a time when there was a broad willingness of consent to solve problems and find results among all participants and when the necessary expertise was also still present to the required extent. It therefore does not surprise that the current rules and regulations are fragmentary when dealing with technical safety matters and inconsistent in the description of safety-relevant contexts. Completeness and comprehensive consistency were neither aimed at during the establishment of the rules and regulations, nor were these necessary at that time as arising questions could be solved in a competent and target-oriented way.

Although the rules and regulations are based on the defense-in-depth concept, their requirements do not make distinctions according to the individual safety levels of this concept. The rules and regulations, by contrast, are mainly oriented on the grown safety concept of the nuclear power plants in Germany, which is directed at consistent sequences of events rather than the formation of safety levels. What is more, the rules and regulations almost exclusively concentrate on a deterministic safety assessment, but in the meantime probabilistic safety assessments have become the state of the art. Although the current nuclear regulations have been supplemented in this

respect by guidelines on the performance of periodic safety reviews that were recently published by the BMU, it is particularly a practice-related connection with the remaining regulations which is missing. Overall, inconsistency has thus even increased.

To perform its safety assessments in a comparable and reconstructable way, GRS has developed a special methodology. This methodology is based on the current regulations and considers all findings related technical safety which in GRS’s view are important for assessing the technical safety of the existing plants in Germany as well as for assessing operational experience. It represents guidance for the safety assessment of existing plants according to the state of the art in science and technology that is closely oriented on the defense-in-depth concept. It is now used as a rule for all reactor safety assessments.

Fundamental principles of the methodology for assessing safety

In the following, the safety fundamentals of this methodology will be discussed. A connection between the defense-in-depth concept and the requirements to be met by the deterministic and probabilistic safety assessment will be established. The deterministic and probabilistic requirements will then be outlined. Finally, the procedure during the assessment will be demonstrated.

The defense-in-depth concept has to be implemented according to the state of the art in science and technology in all nuclear power plants in Germany. It therefore represents the safety basis for the present methodology for assessing safety. Basic safety requirements in accordance with the state of the art are assigned to the levels of this concept. These requirements are independent of the technical execution of the existing plants. They are primarily worded deterministically, but they also comprise probabilistic values for individual levels. These requirements comprehensively characterise the safety level of existing plants, with the following important coherences:

The defense-in-depth concept for nuclear power plants comprises several barriers to enclose the radioactive substances and multi-level measures to protect the barriers. The barriers for enclosing radioactive substances essentially concentrated in the reactor core are the fuel rod cladding, the reactor coolant pressure boundary and the containment. The measures for protecting these barriers are usually assigned to four levels, with a distinction being made according to the protection measures for

- avoiding anomalies during normal operation (level 1),
- controlling anomalies during abnormal operation (level 2),
- controlling incidents (level 3),
- avoiding or mitigating the effects of accidents (level 4).

The safety practice in Germany on the fourth level further differentiates between

- measures to control ATWS and emergency conditions (level 4a),
- preventive accident management measures (level 4b),
- accident mitigation measures (level 4c).

Spreading impacts owing to civilization, like e. g. an aircraft crash, are emergency conditions.

The safety objectives are subdivided into technical and radiological targets. The technical safety objectives are interlinked with the radiological ones in that meeting the technical safety objectives represents a precondition for achieving the radiological safety objectives.

The technical safety objectives are determined by the known safety objectives of reactor safety which are again interconnected:

- controlling the chain reaction upon nuclear fission, including reactor shut-down (reactivity control),
- fuel element cooling,

Level No.	Level respective states	Protection measures	Safety objectives	
			technical	radiological
1	Normal operation	- Operational systems and measures ensuring quality - Safety-oriented actions	Prevention of anomalies	Observation of the limits for releasing radioactive substances
2	Anomaly	- Inherently safe plant behaviour - Further operational systems and measures with reference to individual ones with safety functions	Control of anomalies	
3	Design basis accident	- Engineered safety functions with reference to individual operational systems and measures as well as for emergency conditions - Inherently safe plant behaviour	Control of design basis accidents	Observation of the emergency reference levels for radiation exposure of the population
4a	Severe accident	Accident management measures with reference to the reserves of operational incident-related plant design and those of ATWS and emergency conditions	Control of ATWS and emergency conditions	
4b			further prevention of core damage	
4c			Damage mitigation upon core damage	

▲ Fig. 1 Safety objectives and protection measures of the individual safety levels

- the enclosure of the radioactive substances by fuel rod claddings, the reactor coolant pressure boundary and the containment (barrier integrity, i.e. leaktightness and integrity of the fuel rod claddings, break preclusion of the pressure boundary, leaktightness and integrity of the containment).

These safety objectives are connected in such a way that reaching the foregoing objectives is the precondition for achieving the following objectives in the sequence illustrated above. To avoid questioning of the safety objectives by secondary damage upon failure of tubes and vessels with a high energy content

inside the containment that do not belong to the pressure boundary of the reactor cooling system, the safety objective of barrier integrity is extended to these components. Break preclusion means that although a loss of integrity can occur for the components concerned to a limited extent, a complete loss of integrity is to be practically excluded.

To reach the technical safety objectives of levels 1 to 4b, the safety objectives of reactivity control, fuel element cooling and barrier integrity have to be reached. To mitigate damage in case of any core damage according to level 4c, the only safety objective is to avoid global containment failure.

The protection measures shown in Fig. 1 are aimed at the respective states of the individual levels. These states can be subdivided into a range of partial states to which a range of events can be assigned. But in the end, the protection measures are only determined by events or (partial) states from the whole range of the respective states which, from a probabilistic point of view, are representative of the phenomena and effects and thus determine the requirements to be met by the protection measures. Independent of the technical execution, these requirements can be sufficiently characterised by preconditions for the design as well as by effectiveness and reliability conditions. The safety status of nuclear power plants can thus basically be characterised by deterministic safety requirements by

- radiological safety objectives,
- safety objectives,
- representative events or states,
- preconditions for the execution, effectiveness and reliability conditions for protection measures,
- specifications for verification

in connection with preconditions for the design of the barriers.

The safety requirements which were assigned systematically in that sense and

which concentrate on the basic safety relevance, namely

- the safety requirements including the requirements to be met by the verifications of the current nuclear regulations,
- the safety requirements derived from the determinations of the current nuclear regulations on the technical execution of safety-relevant facilities and measures,
- additional backed-up safety requirements which have so far not or only insufficiently been included in the current regulations, but which in GRS's current opinion are significant for assessing the safety of the existing German plants,

therefore, represent the basic deterministic safety requirements of the methodology for assessing safety.

“Additional backed-up safety requirements”

The “additional backed-up safety requirements” are in particular those safety-relevant findings from national and international operational experience, from safety analyses including the periodic safety examinations, and from reactor safety research and development which have not yet been understood at all, only insufficiently, or – from a holistic perspective – in a misleading fashion.

These basic deterministic safety requirements alone do not suffice for assessing safety. The safety status or the safety level of a nuclear power plant is also determined by the technical execution or the implementation of the administrative measures and by the operational qualification of the barriers and the protection measures. For this reason the basic deterministic safety requirements are to be supplemented by probabilistic parameters so that the safety-relevant aspects mentioned above are considered, too. The parameters are reference values that are to be achieved additionally. With the PSA – by which these values can be

determined each – the influences from plant technology, management and operational experience determining the safety of a plant are joined together in a systematic approach and the uncertainties are determined in a quantitative way. It is presumed here that the administrative correlations and the responsibilities during the operation of nuclear power plants, too, can be sufficiently determined by the PSA. The probabilistic reference values go back to the following connections between the defense-in-depth concept and the PSA results:

If, referring to the defense-in-depth concept, the operational and incident-induced protection measures for ensuring core cooling on the first three levels are available to an insufficient extent or if they are not effective in the case of a challenge, a so-called damage state of the safety system – or in short a “system damage state” – prevails. Core melting has not yet occurred in this state and can be prevented by further protection measures. Only if the protection measures of levels 4a and 4b are also not sufficiently available or not sufficiently effective in the case of a challenge has a so-called core damage state been established, reaching the melting temperature of the nuclear fuel with subsequent core melting. But referring to the radiological effects in the surrounding environment, the safety measures of level 4c take effect to prevent a so-called plant damage state, i.e. the containment fails early as a consequence of the core damage.

The system damage state thus characterises the operational and incident-related design of the first three safety levels for preventing core damage. The core damage state, on the other hand, determines all existing protection measures for preventing core damage and is thus no longer solely characteristic of the operational and incident-related design of the first three safety levels. The plant damage state, however, is characteristic of all existing protection measures to practically prevent core damage with an immediate release of radioactive substances to the environment.

Protection measures	Safety level			Safety level 4		
	1	2	3	a	b	c
Preconditions	-operational systems and measures	-inherent safety properties -engineered safety functions • with the necessary auxiliary functions • sufficient time for manual actions	• independent design • accord. to design 30 min. • diverse actuation	-systems and measures using the technical reserves of operational and incident-related design with • special protection against thermal, mechanical loads as well as humidity • sufficient information for use • sufficient time for manual actions • achieve, keep a safe state for 10 h		
Reliability conditions	-clearly safety-oriented co-operation -no losses of reliability due to CCF events and maintenance		-redundant legs -unsusceptible to CCF -single-fault-proof also in case of repair			
Verifications			-“best estimate” analyses of events -system analyses	reconstructable plausibility considerations, estimates on the basis of representative analyses		
			-temporal developments of the operational experience as well as observations during in-service inspections and maintenance			
Events or states to be included	-operational disturbances normal	abnormal	-transients -spreading impacts from inside, due to nature -losses of coolant ≤ 0,1 F	-ATWS emergency conditions high flow-out rates	- states due to non-availability of safety functions,	• non-effective, preventive AM - core melting states

▲ Fig. 2 Outline of the basic deterministic safety requirements; Preconditions, reliability conditions and verifications for the protection measures

System, core and plant damage states are thus indicators of the current state of the plant. They can be determined quantitatively according to the state of the art of science and technology by the PSA.

In accordance with the international procedure, a PSA distinguishes between levels 1 and 2. Level 1 serves for the analysis and quantification of sequences of events up to core damage. Starting out from the core damage states or the phenomena characteristic of them, the sequences of events up to plant dam-

age are then analysed and quantified in a level-2 PSA carried out separately. While a level-1 PSA is essentially based on technical experience, research and development work as well as expert assessments have to be used to the furthest possible extent for a level-2 PSA as it mainly deals with effects and phenomena that go far beyond technical experience. For this reason the uncertainty ranges of a level-2 PSA are significantly greater than those of level 1. Moreover, level-1 PSAs are carried out worldwide to a much greater extent than lev-

el-2 PSAs. On the whole, there is therefore a different state of the art in science and technology for level-1 and level-2 PSAs.

Because of this different state, two parameters of these probabilistic values determined by PSAs are internationally used in addition for safety assessment in the above sense, namely for core and plant damage states. To better fulfill the requirements of safety practice in Germany – where there is a stricter differentiation than abroad between the

Protection/ Safety objectives	Safety level 1	Safety level 2	Safety level 3	Safety level 4		
				a	b	c
Safety objective Reactivity control	-limitation of the reactor to normal technical variation range -presence of a sufficient shutdown reactivity	-physical parameters to uncritical values for power density and change rates -transfer to subcriticality at any time	-inherent limitation of power excursions -negative retroaction upon states with a reduction of neutron moderation -fast shutdown in subcritical state possible			
Safety objective Core cooling	-limitation of the thermohydraulic parameters to normal technical variation range -continuous make-up of normal leakages	-thermohydraulic parameters to subcritical values for boiling states	-preservation of a coolable core geometry -long-term coolability			
Safety objective Barrier integrity	-limitation of the integrity loss of the fuel rod claddings to normal technical leakages and to damage of individual claddings -break preclusion for the reactor coolant pressure boundary and components with high energy content inside the containment (see Fig. 4) -keeping a negative pressure, and release of radioactive substances via specified pathways from the containment	-integrity loss of the fuel rod claddings to 90% of the claddings	-preserving integrity of the containment and its leaktightness to the extent required for the radiological safety objective			prevention of global containment failure
Safety objective	individual body dose rates in the environment of the plant according to Sec. 45 StrSchV		the plant according to Sec. 28.3 StrSchV			



Fig. 3

Outline of the basic deterministic safety requirements; safety objectives and effectiveness conditions for the safety measures

	Level 1	Level 2	Level 3	Level 4		
				a	b	c
Scope of application	- reactor coolant pressure boundary (RCPB) including primary isolation • pipes > 200 mm (large RCPB pipes) • vessel, casing, primary head and tube sheet of steam generators (RCPB vessel) • steam generator shielding (SG shielding) • components with a temporary or permanently high energy content inside the containment except RCPB (highly energetic components)					
Pre-conditions	- advantageous material properties for processing, welding, expansion - a construction advantageous for stress conditions and inspection - qualified production and test procedures - clear identifiability of manufacturing faults by in-service inspections					
Protection measures (reaching beyond stress limitation)	- observation of relevant system parameters - monitoring fatigue exploitation, water chemistry, changes of material properties, changes of movable component supports, main coolant pump balance - leakage monitoring of wall-penetrating cracks and smallest boric leakages					
Effectiveness conditions	- permanently no crack growth for cracks in the range of the registration limits of test indications - stable crack behaviour for • a wall-penetrating crack of the large RCPB pipes clearly exceeding the sensitivity threshold of advanced leak detection systems • a crack in the volume of RCPB vessels and SG shielding measuring two times the dimensions of the registration limits of the test indications.					
Reliability conditions	- no unreliable influence of stress limitation results by exceeding pressures, additional thermal loads, malfunctions of supports, corrosion, erosion processes, operational material changes - redundant leak detection with specified sensitiveness as well as detection times in the hour range - early detection of fault sizes in the range of registration limits with a probability of 90 %					
Verifications	analyses concerning crack stability and growth by way of - fracture-mechanical analyses - representative experiments					

▲ Fig. 4 Basic deterministic safety requirements for break preclusion

“classical failure mode design” of the first three safety levels and the measures reaching beyond – GRS uses reference values for the system and plant damage states. However, these reference values, which represent the basic probabilistic safety requirements, are based on the international assessment criteria.

The probabilistic assessment criteria of the International Atomic Energy Agency (IAEA) and the International Nuclear Advisory Group (INSAG) – an advisory group to the Director General of the IAEA on nuclear safety issues – are internationally significant. As to the normative status of these assessment criteria, there a distinc-

tion exists between the specifications and recommendations of the IAEA regulations and the INSAG recommendations. IAEA regulations have a higher status than the INSAG recommendations.

The regulations or the IAEA “Safety Standards Programme” comprise the

Safety Fundamentals, the Safety Requirements and the Safety Guides. Because of their development process and a corresponding co-ordination process with the member states, these rules represent internationally co-ordinated safety requirements for NNPs. Safety Fundamentals and Safety Requirements require approval by the Board of Governors (BoG), Safety Guides are enforced by the IAEA's Director General (DG).

Although there are no quantitative probabilistic assessment criteria in the current IAEA regulations adopted, the annex of the safety fundamentals already refers to probabilistic targets according to INSAG-3. But the annex – in contrast to the appendix – does not constitute a part of the IAEA rule. In connection with the current revision of the IAEA regulations, their consideration is now explicitly planned in the regulations. The draft of the respective Safety Guide "Safety Assessment and Verification" (Version of April 7, 2000) already contains quantitative probabilistic assessment criteria. The completion of the co-ordination and approval procedure for this guide is planned for the beginning of 2001. The probabilistic assessment criteria are oriented on the recommendations of INSAG-12. INSAG-12 itself represents a reassessment of INSAG-3 of 1988. The recommendations relating to the probabilistic assessment criteria have, however, remained unchanged –

for existing plants

- core damage states: $> 10^{-4}$ per year,
- core damage states with an early release: $< 10^{-5}$ per year;

for future plants

- core damage states: $< 10^{-5}$ per year,
- core damage states with an early release: $< 10^{-6}$ per year.

Together with the basic deterministic safety requirements these supplementary probabilistic reference values represent the basic safety requirements of the methodology for assessing safety.

Within the framework of the safety assessment it has to be examined for levels 1 to 4c whether the respective basic deterministic safety requirements are met and whether the probabilistic reference values of the basic probabilistic safety requirements are observed in addition. During the examination of whether the probabilistic safety requirements are observed, the degree of the completeness of the plant-specific PSA and the uncertainties of its results have to be taken into account. Improvements of safety have to be provided for whenever the basic deterministic and probabilistic safety requirements are not met.

The basic safety requirements of the methodology for assessing safety

The basic deterministic safety requirements for the protection measures are summarized in Figures 2 to 4. In addition, there are the requirements to be met by the barriers. These require

- a design independent of each other, apart from penetrations which cannot be avoided,
- non-impairment of integrity by the supports,
- an outer isolation for containment penetrations and, for the design up to the outer isolation, a quality that at least corresponds to the quality of the containment.

These basic deterministic safety requirements to be met by the barrier and their protection measures are reference values when applying the current nuclear regulations and more recent safety-related findings in connection with a technical safety assessment of the plants existing in Germany according to the state of the art in science and technology. In safety-significant cases as well as in cases of doubt, it is nevertheless not expendable to refer to the respective original documents, i.e. to the current nuclear regulations as well as to the documentation of the more recent safety-related findings. A reconstructable documentation of the basic safety

requirements and the original documents is still being developed by GRS.

For the basic probabilistic safety requirements, GRS uses reference values for the system and plant damage states, as has already been substantiated.

In both cases, these are summation values with reference values for system damage states of smaller 10^{-4} per year and for plant damage states of smaller 10^{-6} per year being applied to nuclear power plants in Germany. In the end, this means that GRS applies assessment criteria to the nuclear power plants in Germany that are internationally applied to future plants. The factor 10 between the system damage state according to the GRS approach and the core damage states according to the IAEA or INSAG approach is based on GRS' findings from the PSAs carried out for the plants in Germany referring to the measures available beyond the operational and incident-related design to further prevent core damage.

D. Rittig

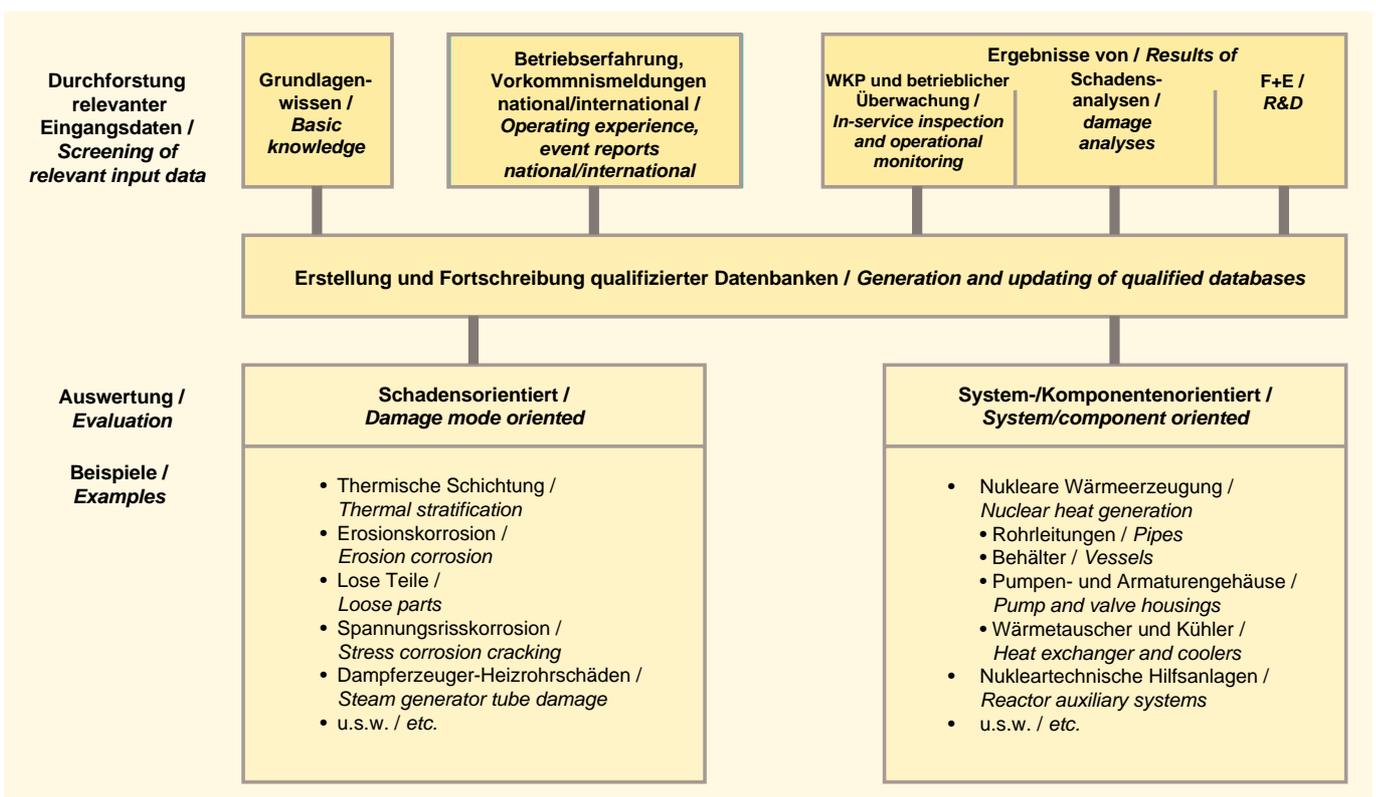
Betriebserfahrung mit sicherheitstechnisch wichtigen Wärmetauschern und Kühlern in deutschen Druckwasserreaktoren

Die GRS wertet seit vielen Jahren die Betriebserfahrung mit druckführenden Komponenten in Druck- und Siedewasserreaktoren aus. Ziel ist es, eine qualifizierte Datenbasis bereitzustellen, die für sicherheitstechnische Bewertungen der GRS im Rahmen der fachlichen Zuarbeit für die Bundesaufsichtsbehörde genutzt wird.

Dieser Beitrag befasst sich mit der Betriebserfahrung mit Wärmetauschern und Kühlern in den Systemen der nuklearen Wärmeenergieerzeugung und der nukleartechnischen Hilfsanlagen deutscher Druckwasserreaktoren. Der in einer internen GRS-Datenbank vorhandene Datenbestand beruht auf Informationen, die im Zusammenhang mit meldepflichtigen Ereignissen von den Anlagenbetreibern gemeldet wurden. Die Angaben zu den meldepflichtigen Ereignissen mussten teilweise durch Sichtung weiterer Unterlagen vervollständigt werden.

Fehler an einzelnen miteinander nicht vergleichbaren Komponenten zu betrachten, z. B. unterschiedlicher Einsatzzweck, Konstruktion, Werkstoff.

Bei den nuklearen Zwischenkühlern war in den letzten Jahren gegenüber den übrigen Kühlern ein deutlicher Anstieg der Ereignisse mit Schäden zu verzeichnen. Insgesamt wurden 23 Ereignisse gemeldet. Die Schäden hatten verschiedene Ursachen: Korrosion, Ermüdung, Einflüsse aus der Fertigung und deren Überlagerungen. In einer Anlage, die Mitte der 70er Jahre in Betrieb ging, sind deutliche Qualitätsprobleme aus der Fertigungsphase bei den betrieblichen nuklearen

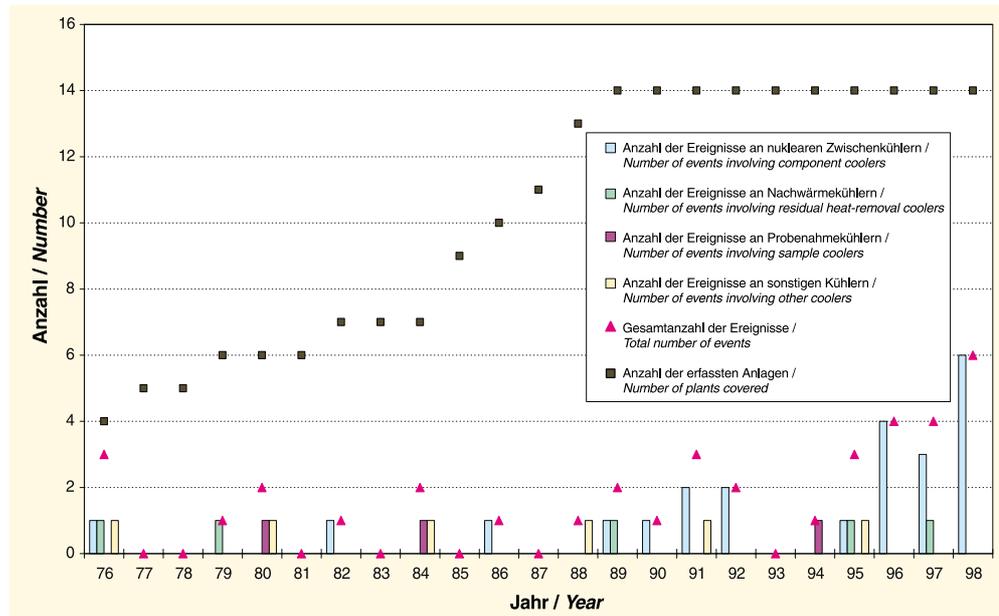


▲ Vorgehen der GRS bei der generischen Auswertung der Betriebserfahrung mit passiven mechanischen Komponenten
Proceeding of GRS for the generic evaluation of operating experience with passive mechanical components

Für den Zeitraum von 1976 bis 1998 hat die GRS insgesamt 37 Ereignisse mit Schäden an Wärmetauschern und Kühlern erfasst, aufbereitet und ausgewertet. Die Mehrzahl der Schäden trat in wenigen Anlagen auf, die Mitte der 70er Jah-

re in Betrieb genommen wurden. Am häufigsten betroffen waren nukleare Zwischenkühler, gefolgt von Nachwärmekühler und Probenahmekühler. Ein Teil der Ereignisse mit Schäden an sonstigen Wärmetauschern und Kühlern sind als

Zwischenkühlern vorhanden. Die Kühler werden komplett gegen neue ausgetauscht. Die neuen Kühler haben Wärmetauscher-Rohre aus dem Werkstoff Titan. In nuklearen Zwischenkühlern kann es in Folge langsam fortschreitender Wand-



Die Grafik zeigt die entsprechenden meldepflichtigen Ereignisse, aufgeschlüsselt nach den unterschiedlichen Komponenten. Für den Zeitraum von 1976 bis 1998 hat die GRS insgesamt 37 Ereignisse mit Schäden an sicherheitstechnisch wichtigen Wärmetauschern und Kühlern in deutschen Druckwasserreaktoren erfasst, aufbereitet und ausgewertet.

The graphic shows the respective notifiable events, classified according to the different components. For the period from 1976 to 1998, GRS registered, processed and evaluated a total of 37 events with damages to heat exchangers and coolers.

schwächungen, ausgehend vom Nebenkühlwassersystem (Flusswasser), zu Schäden an Wärmetauscher-Rohren aus Messing kommen. Diese Vorgänge müssen anlagenspezifisch in Abhängigkeit von der Wasserqualität des Nebenkühlwassersystems sorgfältig beobachtet werden. In einem Fall wurde vorsorglich die Messingberohrung gegen eine aus Titan ausgetauscht.

Bei Nachwärmekühlern waren von insgesamt fünf Ereignissen bei drei Ereignissen Wärmetauscher-Rohre aus austenitischem Stahl betroffen. Dabei gelangte Primärkühlmittel in den nuklearen Zwischenkühlkreis. Die Schadensursache war auf Einflüsse aus der Fertigung zurückzuführen.

Bei Probenahmekühlern wurden insgesamt drei Ereignisse mit Schäden an Wärmetauscher-Rohren aus austenitischem Stahl gemeldet, wobei in zwei Fällen Primärkühlmittel in den nuklearen Zwischenkühlkreislauf gelangte. Ermüdung oder Ermüdung mit Überlagerung

von Einflüssen aus der Fertigung waren die Schadensursache.

Die Mehrzahl der Schäden betrifft Wärmetauscher-Rohre, wobei jeweils die Anzahl der betroffenen gegenüber der vorhandenen Rohre klein war. Die Schäden waren weitgehend Risse, die mit Leckagen verbunden waren. Sie wurden durch Verschließen, Reparatur oder Austausch behoben. Mantelbereiche, Dichtungen und Einbauten der Wärmetauscher waren relativ selten betroffen. Insgesamt ist die Anzahl der Schäden gering.

Die Auswertung ergab, dass ein bedeutender Anteil der Schäden auf Langzeiteffekte wie Korrosion und Ermüdung zurückzuführen war. Darüber hinaus lassen sich aus der Auswertung die folgenden allgemeinen Erkenntnisse ableiten:

- Korrosion ist die häufigste Schadensursache,
- die Wartenüberwachung in Ergänzung mit wiederkehrenden Prüfungen

bzw. Inspektionen ist eine geeignete Methode zur Erkennung von Schäden,

- Verschließen, Austausch oder Reparatur von Wärmetauscher-Rohren sind wirksame Methoden der Instandsetzung von geschädigten Wärmetauschern oder Kühlern.

Sicherheitstechnische Bedeutung

Die Nachwärmekühler und die nuklearen Zwischenkühler sind Bestandteile der Kühlkette des Sicherheitssystems zur Not- und Nachkühlung. Bei den untersuchten Schäden traten in Einzelfällen Leckagen auf. Die Wärmeübertragung und die Kühlleistung waren in keinem Fall signifikant beeinträchtigt. Insofern ist die sicherheitstechnische Bedeutung der Schäden gering. Die Probenahmekühler sowie die sonstigen Wärmetauscher und Kühler sind Bestand-

teile der betrieblichen Einrichtungen; eine sicherheitstechnische Bedeutung der Schäden ist nicht gegeben.

Ein Teil der Wärmetauscher und Kühler ist Bestandteil der Barriere, die den Primärkühlmitteleinschluss sicherstellt. Leckagen in diesen Komponenten können zum Übertritt von Primärkühlmittel in angrenzende inaktive Systeme führen. Die Auswertung der Ereignisse zeigte, dass in einigen Fällen Kühlmittel in angrenzende inaktive Systeme gelangte. Die Mengen waren aber so gering, dass die Ereignisse radiologisch unbedeutend waren. Daher sind die genannten Gegebenheiten weitgehend betriebliche Probleme.

Die Ergebnisse der Auswertung zeigen, dass in Anlagen mit Schadensschwerpunkten durch Reparatur bzw. Austausch die erforderlichen Verbesserungen in den letzten Jahren durchgeführt wurden, vor dem Abschluss stehen oder in Planung sind. Weitere anlagenübergreifende Maßnahmen sind daher nicht erforderlich.

Operating Experience with Safety-relevant Heat Exchangers and Coolers in German Pressurised Water Reactors

For many years, GRS has been evaluating the operating experience with pressure-retaining components in pressurised and boiling water reactors. The aim is to provide a qualified data base which is used for the safety-related assessments of GRS within the frame of the technical support to the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU) regarding its supervisory activities.

This contribution deals with the operating experience with heat exchangers and coolers in the systems of nuclear heat generation and the reactor auxiliary systems of German pressurised water reactors. The data of the GRS-internal data bank are based on information reported by the plant operators in connection with notifiable event. Partially, the information on the notifiable events had to be completed by sifting of additional documents.

For the period from 1976 to 1998, GRS registered, processed and evaluated a total of 37 events with damages to heat exchangers and coolers. The major part of the damages occurred at a few plants taken into operation in the middle of the seventies. This concerned in the first place component cooler, followed by residual-heat-removal coolers and nuclear sampling coolers. A part of the events with damages to other heat exchangers and coolers are to be regarded as defects of individual components which cannot be compared to each other, e.g. different operational purposes, construction, material.

Regarding the component coolers, a remarkable increase of events with damages has been registered in the recent years compared to the other coolers. Altogether, 23 events have been reported. The damages were due to different causes: corrosion, fatigue, influences from manufacture and their interactions. In a plant, taken into operation in the middle of the seventies, there are obvious quality problems from the manufacture phase concerning the component coolers. The coolers will completely be replaced with new ones. The heat exchanger tubes of the new coolers are made of titanium. In component coolers, damages may occur to heat exchanger tubes made of brass due to gradual wall thinning starting from the nuclear service water system (river water). These processes have to be surveyed plant-specifically in dependency on the water quality of the nuclear service water

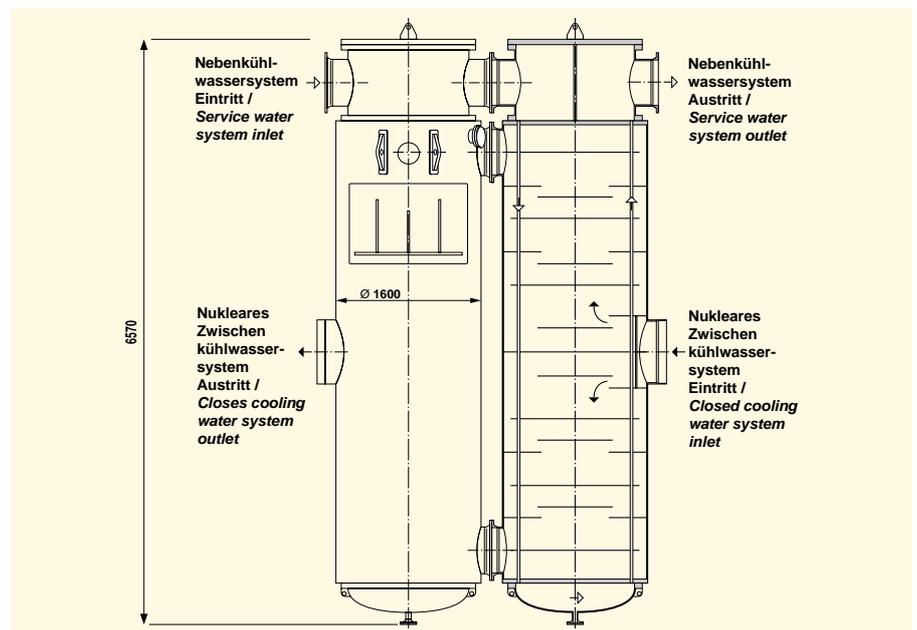
system. In one case, the brass tubes were replaced by tubes made of titanium.

Regarding component coolers, three events out of a total of five concerned heat exchanger tubes made of austenitic steel,

and primary coolant entered the component cooling system. The cause of damage was due to influences from manufacture.

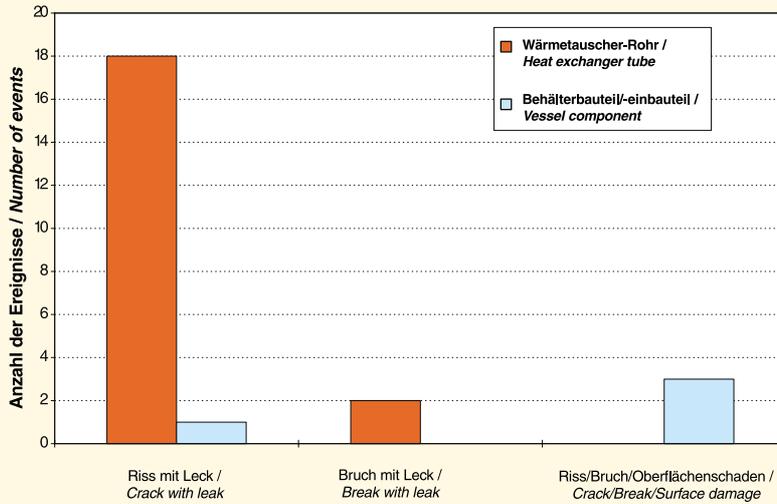
Regarding nuclear sampling coolers, a total of three events with damages to heat exchanger tubes made of austenitic steel were reported. In two cases, primary coolant entered the component cooling system. The damages resulted from fatigue or fatigue with interaction with influences from manufacture.

The major part of the damages concerns heat exchanger tubes. In these cases, the number of affected tubes was small compared to existing tubes. The damages were mainly cracks connected with leakages. They were removed by plugging, repair or replacement. Shell areas, sealings and internals of the heat exchangers have been affected relatively seldom. Altogether, the number of damages is small.



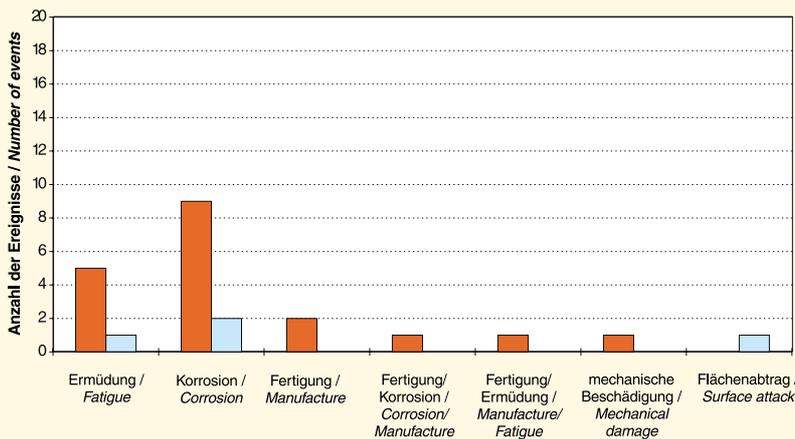
▲ Die Mehrzahl der von der GRS für den Zeitraum von 1976 bis 1998 ausgewerteten Schäden an sicherheitstechnisch wichtigen Wärmetauschern und Kühlern in deutschen Druckwasserreaktoren trat in wenigen Anlagen auf, die Mitte der 70er Jahre in Betrieb genommen wurden. Die Grafik zeigt die am häufigsten betroffenen Nuklearen Zwischenkühler (Zwillingskühler).

The major part of the damages to safety-relevant heat exchangers and coolers at German pressurised water reactors, evaluated by GRS for the period from 1976 to 1998, occurred at a few plants taken into operation in the middle of the seventies. The graphic shows the most affected component coolers (twin coolers).



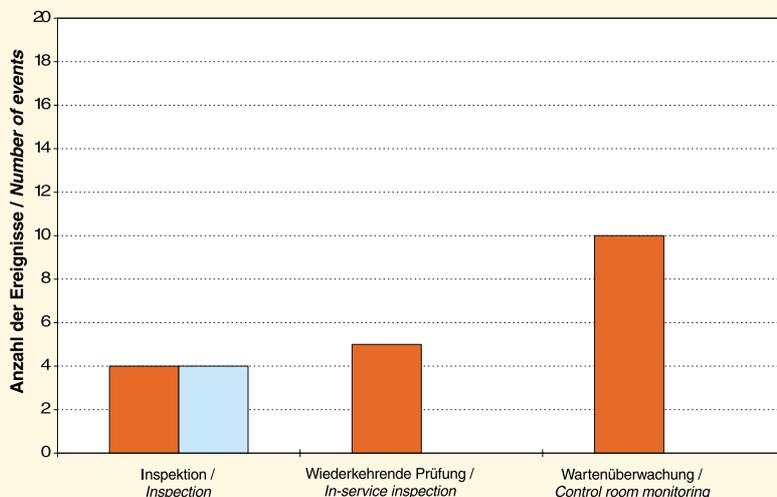
▲ Schadensanzeigen an nuklearen Zwischenkühlern

Damage indications at component coolers



▲ Schadensursachen an nuklearen Zwischenkühlern

Cause of damage to component coolers



▲ Schadenserkennerung an nuklearen Zwischenkühlern

Damage detection at component coolers

The evaluation showed that a significant part of the damages was due to long-term effects, such as corrosion and fatigue. Moreover, the following general findings can be deviated from the evaluation:

- corrosion is the main cause of damages,
- the control room monitoring together with recurrent tests and in-service inspections is an appropriate method for the detection of damages,
- plugging, replacement or repair of heat exchanger tubes are efficient methods of maintenance of damaged heat exchangers or coolers.

Relevance to safety

The residual heat removal coolers and the component coolers are parts of the cooling chain of the safety system for emergency and residual heat removal. Regarding the examined damages, leakages occurred in individual cases. In none of the cases, the heat transfer and cooling capacity have been affected significantly. In this respect, the relevance of the damages to safety is low. The sample coolers as well as the other heat exchangers and coolers are parts of the operational systems; there is no safety-related significance of the damages.

A part of the heat exchangers and coolers is part of the barrier securing the confinement of primary coolant. Leakages in these components can lead to the entrance of primary cooling into adjacent inactive systems. The evaluation of the events showed that in some cases coolant entered into adjacent inactive systems. However, the amounts were so small that the events were insignificant from a radiological point of view. Therefore, the conditions stated mainly constitute operational problems.

The results of the evaluation show that at plants with higher damage frequencies, the necessary improvements have been realised by repair or replacement during the last years, are nearly completed or planned. Therefore, further measures are not required.

Validierung einer Störfallprozedur für ein kleines Leck im WWER-1000 mit ATHLET

Um eine neue Störfallprozedur für ein kleines Leck im WWER-1000/V-320 (SBLOCA = Small Break Loss of Coolant Accident) zu validieren, wurden Best-estimate-Rechnungen mit dem von der GRS entwickelten thermohydraulischen Analysecode ATHLET durchgeführt. Empfehlungen, die für die weitere Entwicklung und die Optimierung dieser Störfallprozedur nützlich sind, wurden von diesen Berechnungen abgeleitet. Die Arbeiten wurden finanziell durch das BMU unterstützt.

Die SBLOCA-Prozedur war vom Anlagenpersonal der Kernkraftwerke Rovno (Ukraine) und Balakowo (Russland) in Zusammenarbeit mit der GRS und der K.A.B. GmbH Berlin erstellt worden. Gemäß der deutschen Strategie für den Einsatz von Störfallprozeduren, die als Referenz herangezogen wurde, wird eine optimal geeignete ereignisorientierte Störfallprozedur angewendet, wenn sowohl die Schutzziele erreicht als auch das Ereignis identifiziert werden können.

ATHLET ist ein geeigneter Systemcode für die Durchführung von Best-Estimate-Rechnungen, da er alle Prozesse im Reaktorkühlsystem realistisch beschreibt. Der Code wurde erfolgreich für das gesamte Spektrum von Anlagenbedingungen ohne Kernzerstörung einschließlich auslegungsüberschreitender Ereignisse mit anlageninternen Notfallschutz-Maßnahmen eingesetzt. Seine Entwicklung wurde und wird unterstützt von einem kontinuierlichen Validierungsprozess, der auch WWER-spezifische Experimente berücksichtigt.

Der ATHLET-Eingabedatensatz für den Reaktortyp WWER-1000/W-320 wurde von russischen und deutschen Experten mit Beteiligung des Personals der Referenzanlage Balakowo, Block 4, entwickelt und verbessert. Die Berechnungen von Inbetriebnahmetests bestätigten, dass der Code und der Eingabedatensatz geeignet sind, realistische Abfolgen zu simulieren. Die Ausgangs- und Randbedingungen für die vorliegenden Berechnungen wurden so realistisch wie möglich ausgewählt.

Um das breite Spektrum von Bruchgrößen, die sich aus der neuen SBLOCA-Prozedur ergeben, abzudecken, wurden

ATHLET-Analysen für zwei postulierte Bruchgrößen mit äquivalenten Durchmesser von 15 und 24 mm durchgeführt. Im Falle der 15 mm werden die Dampferzeuger als Wärmesenke benötigt. Der Durchmesser von 24 mm ist groß genug, um die Wärme über den Bruch abzuführen. Für jede der beiden Bruchgrößen wurden 7 Berechnungen mit der Programmversion ATHLET Mod 1.1 Zyklus C durchgeführt. Es wurden die Wirksamkeit automatisch eingeleiteter Aktionen bei unterschiedlichen Versagensannahmen von Teilsystemen sowie die Reaktion auf verschiedene Operatorhandlungen untersucht. Eine der Berechnungen über einen langen Zeitraum für die 15 mm Bruchgröße wird auf der nächsten Seite vorgestellt.

Die Analysen bestätigten prinzipiell die Richtigkeit, Vollständigkeit und Durchführbarkeit der entwickelten Prozedur. Empfehlungen für deren weitere Optimierung wurden von den Berechnungen abgeleitet, z. B.:

- Das Signal zum Absperrern der Frischdampfabsperrearmaturen (FDAA) sollte vom Operator unterdrückt werden, bevor mit der Abkühlung begonnen wird. Dieses Signal würde zur Unterbrechung der günstigeren Dampffreisetzung in den Turbinenkondensator mit geringeren radiologischen Freisetzungen führen.
- Es ist keine Operatorhandlung erforderlich, um den Naturumlauf im Reaktorkühlsystem (RKS) durch wiederholtes Öffnen eines Frischdampfumleitventils (FDUV) anzustoßen.
- Die vorgeschlagene Maßnahme, den Druck im Reaktorkühlsystem mit Hilfe des Not-Gasabfuhrsystems (NGAS) während der Abkühlung des Sekundärsystems zu reduzieren, ist nicht wirksam, solange die Hochdruck-Sicherheitseinspeisepumpen (HD-SEP) des Notkühlsystems (NKS) einspeisen. Es ist ebenfalls nicht sinnvoll, die HD-SEP zu früh abzuschalten, d. h., bevor die Temperatur im Reaktorkühlsystem ausreichend niedrig ist.
- Es ist nicht erforderlich, den Füllstand des Druckhalters vor Beginn der Abkühlung des Sekundärkreislaufs wesentlich anzuheben. Dies kann sogar die Situation verschlechtern, da es die Wahrscheinlichkeit erhöht, dass ein Ventil des Not-Gasabfuhrsystems (NGAS) am Druckhalter offen bleibt.

Validation of an SBLOCA Procedure of WWER-1000 with ATHLET

To validate a new small-break loss-of-coolant accident (SBLOCA) mitigation procedure for WWER-1000/V-320, best-estimate accident analyses were conducted with the thermal-hydraulic accident analysis system code ATHLET developed by GRS. Recommendations, useful for the further development and optimisation of this procedure, were derived from the calculations. The work was financially supported by the German Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU).

The SBLOCA procedure had been prepared by plant personnel of the NPPs Rovno (Ukraine) and Balakovo (Russia) in co-operation with GRS and K.A.B.

GmbH Berlin. Within the German strategy of accident procedures, which was taken as reference, an optimally suited event-oriented procedure is applied if the

Langzeitliche Berechnungen für die 15 mm Bruchgröße / Long-term Calculations for 15 mm Break Size

Die **erste Phase** der Störfallsequenz reicht vom Bruchbeginn bis zur automatischen Schnellabschaltung des Reaktors aufgrund eines niedrigen Druckhalterfüllstands bei $t = 2\,146\text{ s} \approx 35\text{ min}$. Diese Phase charakterisiert die automatische Druckregelung des Reaktorkühlsystems (RKS) durch die Druckhalterheizstäbe (Abb. 1). Eine erhöhte Einspeiserate des Volumenregelsystems (VRS) gleicht den Inventarverlust teilweise aus. Trotzdem fällt der Pegel im Druckhalter langsam (Abb. 2).

Automatische Aktionen beherrschen auch die **zweite Phase**: Schnellabschaltung, Steigerung der Borsäurekonzentration durch das Volumenregelsystem (VRS), Ausschalten der Reaktorkühlpumpen (RKP) und der Heizelemente im Druckhalter. Der Druckhalter entleert sich vollkommen. Der Druck des RKS fällt schnell bis zur Bildung einer Dampfblase im Deckel des Reaktordruckbehälters (RDB). Danach nimmt der Druck langsamer ab und fällt unter die Nullförderhöhe der HD-SEP, die jedoch noch nicht einspeisen, weil das Notkühlsignal nicht erreicht wird. Der Druck im Sicherheitsbehälter steigt, das Signal zum Abschluss des Sicherheitsbehälters wird bei $t = 5\,228\text{ s}$ erreicht.

Weitere automatische Funktionen der **dritten Phase** sind: Isolierung des VRS vom RKS, Beginn der HD-SEP-Einspeisung (das Signal, das zum Sicherheitsbehälterabschluss führt, initiiert auch das Notkühlsystem NKS), und Beginn des Sicherheitsbehälter-Sprühens. Das RKS einschließlich Druckhalter wird wieder aufgefüllt (Abb. 2). Der RKS-Druck nähert sich dem Gleichgewichtsdruck von 10,85 MPa (Abb. 1). Die Borsäurekonzentration steigt weiter und erreicht 12 g/kg bei $t = 6\,800\text{ s}$. Mehrere Operatorhandlungen folgen: Erhöhung des Dampferzeugerfüllstands durch Anstieg des Speisewassers, Erhöhung des Druckhalterfüllstands auf 9 m (Abb. 2) durch Öffnung der Not-Gasabfuhrsystem(NGAS)-Ventile am Druckhalter. Als Konsequenz fällt der RKS-Druck zeitweise unter 7 MPa (Abb. 1). Die Dampfblase im Deckel des RDB vergrößert sich weiter. Nach Schließung der NGAS-Ventile wird der Gleichgewichtsdruck des RKS wiederhergestellt. Die Dampfblase im Deckel kondensiert wieder. Der Druckhalterfüllstand liegt nun bei 9,8 m (die Gesamthöhe des Druckhalters beträgt 11,8 m).

In der **vierten Phase** leitet der Operator die Kühlung des Sekundärkreislaufs mit 15 K/h durch Dampffreisetzung an den Turbinenkondensator über das Frischdampfumleitventil (FDUV) bei $t = 10\,000\text{ s}$ ein (Abb. 3). Wegen der anhaltenden HD-SEP-Einspeisung bleiben der RKS-Druck und der Druckhalterfüllstand nahezu konstant. Die Borsäurekonzentration im RKS steigt weiter.

Die Reaktorkühlmitteltemperatur wird bei $t = 39\,000\text{ s}$ (nahezu 11 Stunden nach dem Bruch) auf unter 150 °C reduziert (Abb. 3). Dies ist der Beginn der **fünften Phase**. Der Störfallprozedur entsprechend schaltet der Operator nun die HD-SEP-Pumpen nach Isolierung der Akkumulatoren ab. Er bereitet das Niederdruckeinspeisesystem (NDES) mit einer Pumpe vor. Nach Abschaltung der HDES-Pumpen fällt der RKS-Druck schnell (Abb. 1), zeitweise verzögert durch die Bildung von Dampf im Deckel des RDB. Danach wird ein neuer stabiler Gleichgewichtszustand erreicht. Dieser ist durch den Ausgleich des bruchbedingten Massenstroms mittels einer NDES Pumpe bei 2,48 MPa charakterisiert. Die Berechnung wurde nach Erreichen dieses Zustands bei ungefähr $t = 48\,000\text{ s}$ beendet.

*The **first phase** of the accident sequence extends from break initiation until automatic reactor trip due to low pressuriser level at $t = 2\,146\text{ s} \approx 35\text{ min}$. This phase is characterised by automatic RCS pressure control by the pressuriser heaters (Fig. 1). An increased injection rate of the chemical and volume control system (CVCS) partly compensates the loss of inventory. Nevertheless, the level in the pressuriser falls slowly (Fig. 2).*

*Automatic actions also dominate the **second phase**: turbine trip, increase of boric acid concentration by CVCS, cut-off of reactor coolant pumps (RCP), cut-off of heater elements in the pressuriser. The pressuriser depletes completely. The RCS pressure falls fast until the formation of a steam bubble in the upper head of the reactor pressure vessel (RPV). Subsequently, the pressure decreases slower, it falls below the zero flow head of the HPIS pumps which, however, do not yet inject, because the ECCS signal is not reached. The containment pressure increases, the signal for containment isolation is reached at $t = 5\,228\text{ s}$.*

*Further automatic actions of the **third phase** are: isolation of the CVCS from the RCS, initiation of HPIS injection (the signal leading to containment isolation also initiates the ECCS, and initiation of containment spray. The RCS including the pressuriser is refilled (Fig. 2). The RCS pressure approaches the equilibrium pressure of 10.85 MPa (Fig. 1). The concentration of boric acid further increases reaching 12 g/kg at $t = 6\,800\text{ s}$. Several operator actions follow: increase of the SG water level by an increase of feed water, increase of pressuriser water level up to 9 m (Fig. 2) by means of opening the EGRS valves at the pressuriser. As a consequence, the RCS pressure temporarily falls below 7 MPa (Fig. 1). The steam bubble in the upper head of the RPV further increases. After closing the EGRS valve, the equilibrium RCS pressure is re-established. The steam bubble in the upper head condenses again. The pressuriser level is now at 9.8 m (total height of pressuriser is 11.8 m).*

*In the **fourth phase**, the operator initiates the secondary cool-down with 15 K/h by means of steam release to the turbine condenser via the MSBV at $t = 10\,000\text{ s}$ (Fig. 3). Due to the continued HPIS injection the RCS pressure and the pressuriser water level remain nearly constant. The boric acid concentration in the RCS increases further.*

*The RCS coolant temperature is reduced at $t = 39\,000\text{ s}$ (nearly 11 h after the break) below 150 °C (Fig. 3). This is the beginning of the **fifth phase**. According to the accident procedure, the operator now switches off the HPIS pumps after isolating the accumulators. He prepares the low-pressure injection system (LPIS) with one pump. After cutting off the HPIS pumps, the RCS pressure falls rapidly (Fig. 1), delayed temporarily by the formation of steam in the upper head of the RPV. A new stable equilibrium condition is reached thereafter which is characterised by the compensation of the break mass flow rate by means of one LPIS pump at 2.48 MPa. The calculation was terminated after reaching this condition at about $t = 48\,000\text{ s}$.*

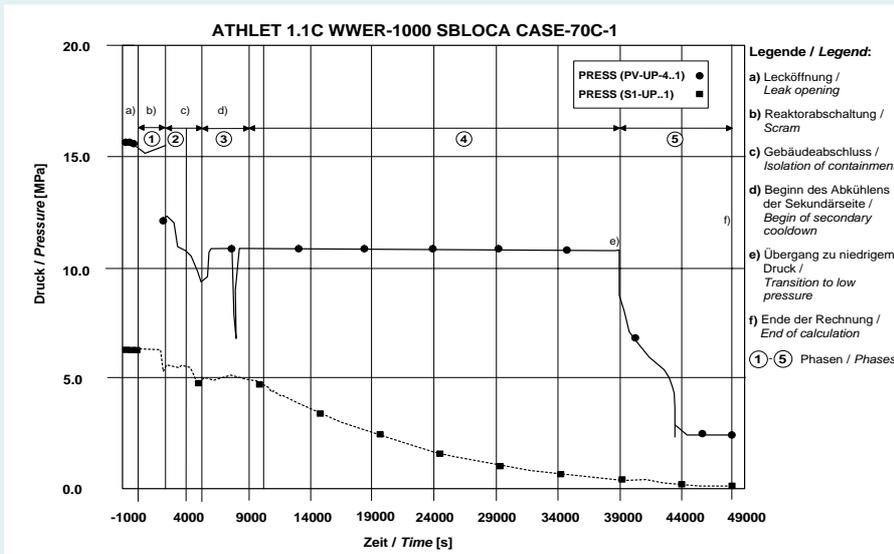


Abb. 1: Druck im oberen Plenum (PV-UP-4) und im Dampferzeuger des defekten Strangs (S1-UP)

Fig. 1: Pressure in upper plenum (PV-UP-4) and in steam generator of defect loop (S1-UP)

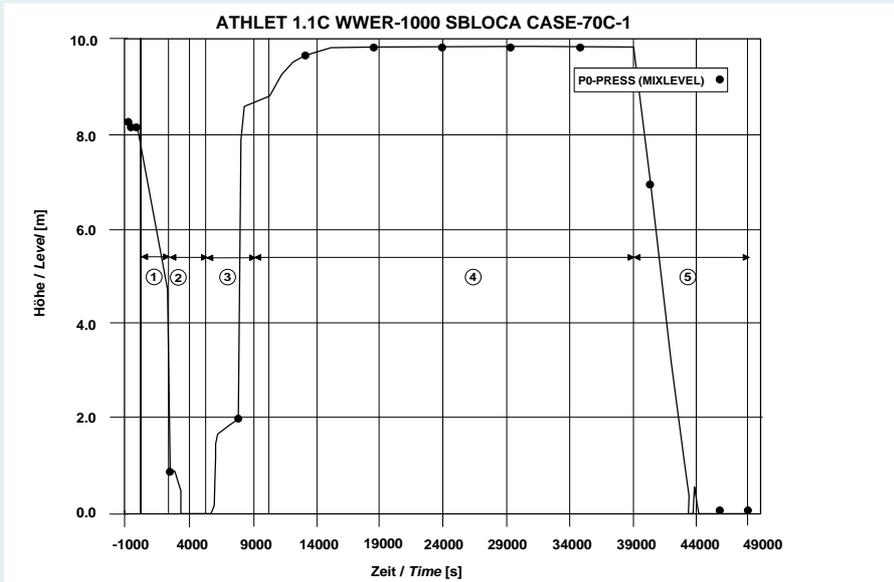


Abb.2.: Füllstand (Gemischspiegel) im Druckhalter (P0-PRESS)

Fig.2: Mixture level in pressuriser (P0-PRESS)

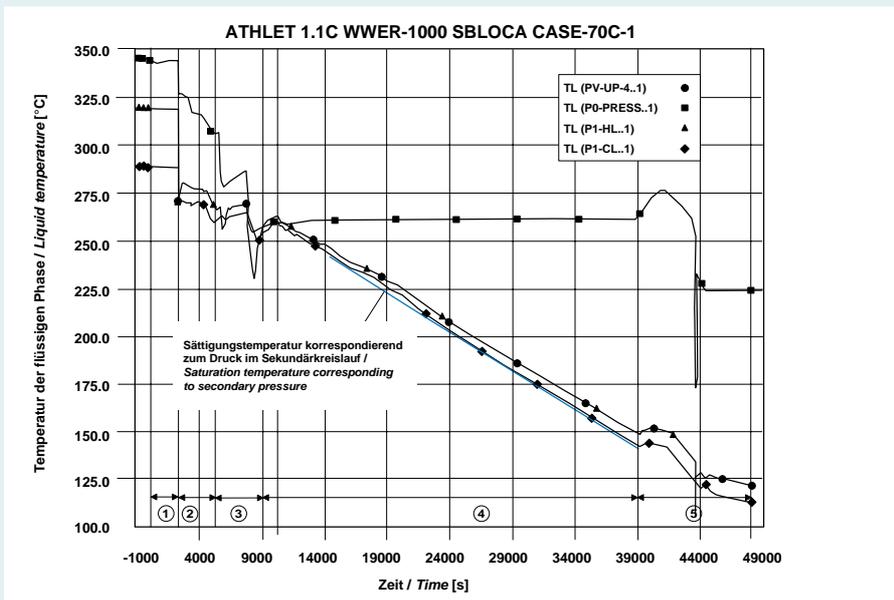


Abb.3: Kühlmitteltemperaturen am Druckhalterboden (P0-PRESS), im oberen Plenum des Reaktor-druckbehälters (PV-UP-4) sowie in der heißen und kalten Leitung des defekten Strangs (HL-1, CL-1)

Fig.3: Fluid temperatures at pressuriser bottom (P0-PRESS), in upper plenum of reactor pressure vessel (PV-UP-4) and in hot and cold leg of defect loop (HL-1, CL-1)

safety protection goals are achieved and if the accident type can be identified at the same time.

The ATHLET code is an appropriate system code for the purpose of performing best-estimate calculations, since it describes realistically all processes in reactor coolant systems. The code has been successfully applied for the whole range of plant conditions without core degradation including beyond-design events with accident management measures. Its development was and is supported by a continuous validation process using also WWER-specific experiments.

The ATHLET input deck representing the WWER-1000/W-320 has been developed and improved by Russian and German experts including personnel of the reference plant Balakovo, Unit 4. Calculations of commissioning tests confirmed the ability of code and input deck to calculate realistic sequences. The initial and boundary conditions for the present calculations were selected as realistically as possible.

To cover the wide range of break sizes addressed by the new SBLOCA proce-

dure, ATHLET analyses were conducted for two postulated break sizes with equivalent diameters of 15 and 24 mm. In case of 15 mm, the steam generators are needed as a heat sink. The 24 mm size is large enough to provide heat removal via break. Seven calculations were performed with ATHLET Mod 1.1 Cycle C for each of the two break sizes. The effectiveness of automatic actions under different failure assumption of subsystems was investigated as well as the system response to different operator actions. One of the long-term calculations for the 15 mm break size is explained on both pages before.

The whole set of analyses confirmed principally the correctness, the completeness, and the feasibility of the developed procedure. Recommendations were derived from the calculations for the further optimisation of the procedure, for example:

- The signal for closing the main steam isolation valves (MSIV) should be decoupled by the operator before starting the cool-down. This signal would result in the interruption of the more favourable steam release to the tur-

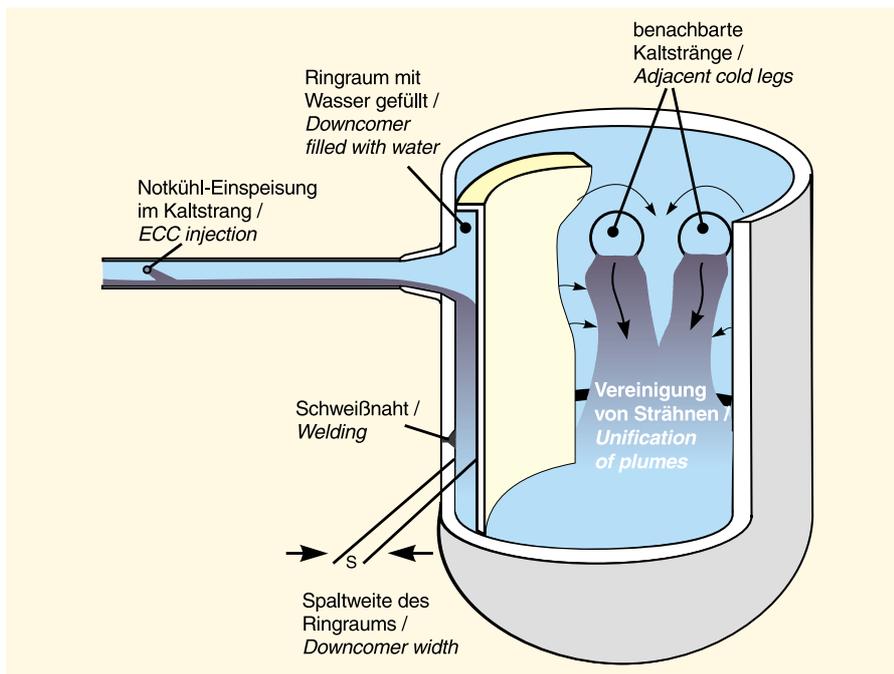
bine condenser with minimum radiological releases.

- No operator action to enhance the natural circulation in the reactor coolant system (RCS) by repeated opening of a main steam bypass valve (MSBV) is necessary.
- The proposed measure to reduce the RCS pressure with the help of the emergency gas removal system (EGRS) during the secondary cool-down is not effective as long as the high-pressure injection system (HPIS) pumps of the emergency core cooling system (ECCS) inject. It is also not reasonable to cut off the HPIS pumps too early before the RCS temperature is sufficiently low.
- There is no need to essentially rise the pressuriser water level before initiation of the secondary cool-down. It may even endanger the situation because it increases the probability of a stuck-open pressuriser valve of the EGRS.

R. E. Kirmse, M. J. Hrubisko

Simulation thermohydraulischer Belastungen und strukturelle Beanspruchungen von Reaktordruckbehältern

Bei der Entwicklung der Analysemethoden zur Bestimmung der thermischen Belastungen und der strukturellen Beanspruchungen von Reaktordruckbehältern (RDB) wurden in den letzten Jahren nennenswerte Fortschritte erzielt. Unsicherheitsbänder bei der Ermittlung der Lasten sowie der Beanspruchungen konnten deutlich verringert werden, so dass heute konservative Annahmen zur Abdeckung von Unsicherheiten weitgehend durch Best-Estimate-Analysen ersetzt werden können. Dieser Erfolg ist vor allem auf die im Rahmen von Großversuchen geschaffene erweiterte Datenbasis zurückzuführen. Daran Anteil hat auch das im Rahmen von Weiterentwicklungen praktizierte methodische Vorgehen, das zu zuverlässigen Analysewerkzeugen für die Ermittlung von kritischen Lastfällen bzw. Rissbeanspruchungen hinführte. In internationalen vergleichenden Studien wurde deutlich, dass hinsichtlich der Methodik ein weitgehend einheitliches Bild darüber besteht, wie bei der Ermittlung von thermischen Lasten und der Bestimmung ihrer Auswirkungen auf die Integrität von RDB vorzugehen ist. Allerdings wird dabei auch deutlich, dass Unterschiede in den Modellannahmen zu erheblichen Unsicherheiten bei relevanten Analyseergebnissen führen können.



▲ Thermische Gegebenheiten im Reaktordruckbehälter beim Leck in einer „heißen“ Leitung des Primärkühlmittels und kaltsseitige Einspeisung von Notkühlwasser. Die kaltsseitige Notkühlbespeisung in das stehende warme Kühlmittel führt zu einer Ausbildung von Kaltwasserschichten im Kaltstrang und beim Übergang in den Ringraum zu Kaltwasserstrahlen bzw. bei abgesenktem Wasserspiegel zu Kühlstreifen im Ringraum.

Thermal conditions in the reactor pressure vessel in case of leak in a "hot" leg of the primary coolant and cold-leg injection of emergency cooling water. The cold-leg emergency core cooling into the stagnant warm coolant leads to a formation of cold-water layers in the cold leg and to cold-water stratification during transition into the downcomer, or to cooling stripes in the downcomer in case of dropped water level.

Die Integrität des RDB hat im Hinblick auf die Einhaltung der Schutzziele im gestaffelten Sicherheitskonzept einen hohen Stellenwert. Deshalb kommt der wissenschaftlichen Absicherung der für den Integritätsnachweis verwendeten Methoden, Verfahren und Prüfungen eine besondere Bedeutung zu. Um die RDB-Integrität integral zu bewerten, sind Aufgaben aus unterschiedlichen Fachgebieten zu lösen. Ausgehend von einem Spektrum anzunehmender Störfälle sind die resultierenden thermohydraulischen Belastungen sowie die sich hieraus ergebenden strukturellen Beanspruchungen zu analysieren. Der vom jeweiligen Zeitpunkt bis zum projektierten Betriebsende vorliegende Werkstoffzustand ist abzuschätzen. Weiterhin sind die aus Herstellung und Betrieb möglicherweise entstandenen Fehler und solche, die aufgrund der Grenzen der Prüftechnik zu postulieren sind, festzulegen. Zur Vereinfachung der Nachweise enthalten die kerntechnischen Regelwerke Vorgaben bezüglich anzunehmender Fehlergrößen, zu betrachtender Lastfälle und zum Verlauf der Werkstofffähigkeitskurve, die den anlagenspezifischen Gegebenheiten anzupassen sind. Für eine realistische sicherheitstechnische Bewertung ist eine anlagenspezifische Analyse erforderlich.

Insbesondere bei Lecks in den „heißen“ Leitungen des Kühlkreislaufs eines Druckwasserreaktors kann es abhängig von der Leckgröße und der Verfügbarkeit der Notkühlensysteme zu einer Unterbrechung des Kühlmittelumlaufs kommen. Eine kaltsseitige Notkühlbespeisung in das stehende warme Kühlmittel führt dann zu einer Ausbildung von Kaltwasserschichten im Kaltstrang und beim Übergang in den Ringraum zu Kaltwasserstrahlen bzw. bei abgesenktem Wasserspiegel zu Kühlstreifen im Ringraum.

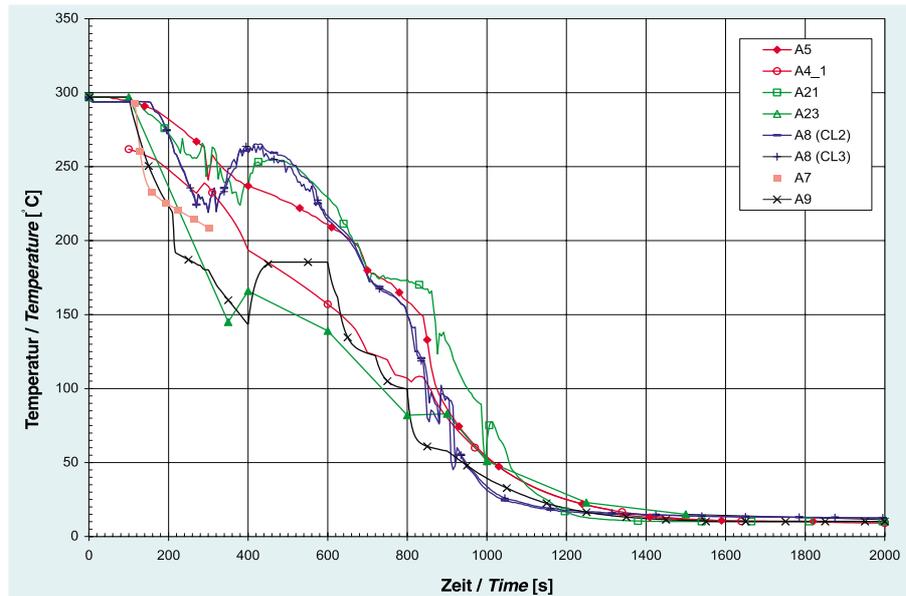
Das internationale Benchmark „Reactor Pressure Vessel – Pressurized Thermal Shock – International Comparative Assessment Study“ (RPV-PTS-ICAS), in dem die Geometrie der Upper Plenum Test Facility (UPTF-Versuchsanlage), jedoch die Wandstärken einer Reaktoranlage zugrundegelegt wurden, gestattet unter anderem den Vergleich unterschiedlicher

Modelle und Methoden, mit denen Kühlmitteltemperaturen in der Mitte von Strahlen vorhergesagt werden.

Es zeigt sich, dass von den Teilnehmern teilweise ein sehr uneinheitliches Bild abgegeben wird, insbesondere wenn die Erwärmung des Notkühlwassers von der Simulation des Phänomens „Dampfkondensation“ (Zeitbereich < 800 s) abhängt. Im Zeitbereich oberhalb 800 s, in dem das Phänomen „Mischen zwischen heißem und kaltem Wasser“ dominiert, ist die Übereinstimmung der Analyseergebnisse besser.

Mit Hilfe der sogenannten Parallelkanal-Technik können thermohydraulische Rechenprogramme wie RELAP5, TRAC-P oder ATHLET die Anforderung an die Detaillierung ansatzweise erfüllen. Aus der internationalen Diskussion wird jedoch ersichtlich, dass die für vertiefte bruchmechanische Analysen erforderlichen lokalen thermischen Lastannahmen erhebliche Unsicherheiten aufweisen. Die sogenannten Computational Fluid Dynamics (CFD)-Rechenprogramme lösen die Navier-Stokes-Gleichungen wahlweise zwei- oder dreidimensional und können die erforderliche Detaillierung erreichen. Die Grenzen in der Anwendung dieser Rechenprogramme liegen derzeit in der Bestimmung von Turbulenz-Parametern, die die Analyseergebnisse maßgeblich beeinflussen. Im Rahmen der Weiterentwicklung von CFD-Programmen wird daher erwartet, dass die noch vorhandenen Defizite ausgeglichen werden können. Den zuverlässigsten Ansatz, die lokale Verteilung der Kühlmitteltemperatur zu bestimmen, liefern derzeit sogenannte Ingenieurmodelle. Sofern diese sich auf eine qualifizierte experimentelle Datenbasis beziehen, sind sie in der Lage, bei geringem Rechenaufwand relativ genau die lokale thermische Belastung anzugeben. Das Anwendungsgebiet ist jedoch abhängig von der experimentellen Basis.

Um die Methoden, die für den Integritätsnachweis des RDB eingesetzt wurden, abzusichern, wurde eine Vielzahl von Einzeluntersuchungen, insbesondere zur Beschreibung des Tragverhaltens einschließlich Rissbeanspruchung, und



▲ Thermohydraulische Ergebnisse des internationalen Benchmark „Reactor Pressure Vessel – Pressurized Thermal Shock – International Comparative Assessment Study“ (RPV-PTS-ICAS). Sie gestatten unter anderem den Vergleich unterschiedlicher Modelle und Methoden, mit denen Kühlmitteltemperaturen in der Mitte von Strahlen, 2 m unterhalb der unteren Kante des entsprechenden Hauptkühlmittelstutzens, vorhergesagt werden. Im Zeitbereich < 800 s, in dem die Erwärmung des Notkühlwassers von der Simulation des Phänomens „Dampfkondensation“ abhängt, weichen die Ergebnisse stark voneinander ab. Oberhalb 800 s, in dem das Phänomen „Mischen zwischen heißem und kaltem Wasser“ dominiert, stimmen die Ergebnisse besser überein.

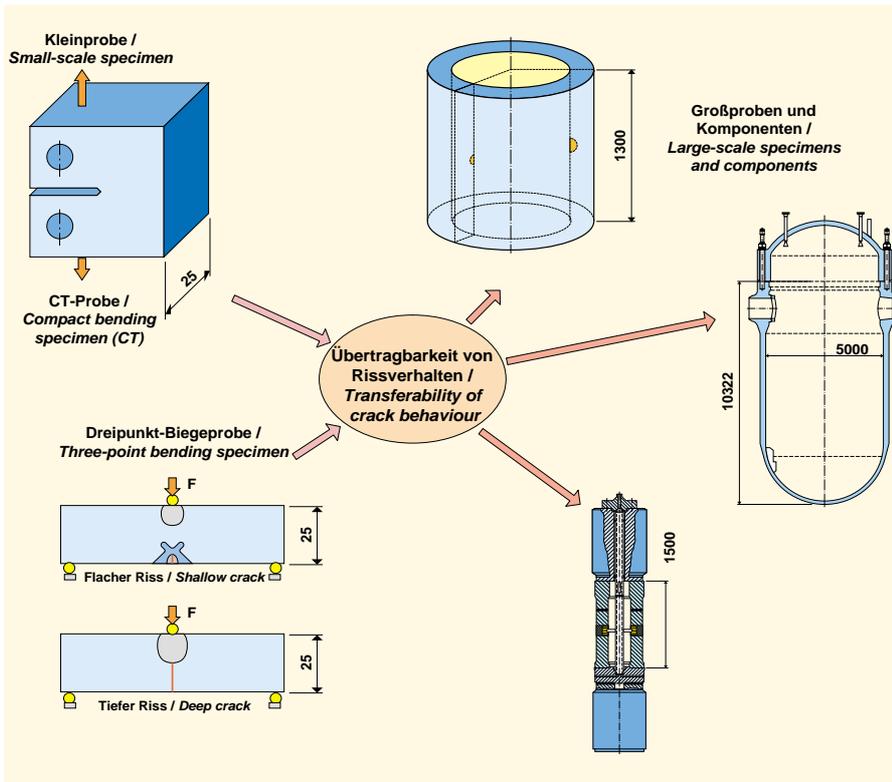
Thermal-hydraulic results of the international benchmark “Reactor Pressure Vessel – Pressurized Thermal Shock – International Comparative Assessment Study” (RPV-PTS-ICAS). Among others, they allow the comparison of different models and methods, by means of which the coolant temperatures in the centres of plumes, 2 m below the lower edge of the corresponding primary coolant nozzle, are being predicted. Within the time range of < 800 s, where the heating of the emergency cooling water depends on the simulation of the phenomenon “steam condensation”, the results vary significantly. Above 800 s, where the phenomenon “mixing between hot and cold water” dominates, the results achieve a better agreement.

großtechnischer Experimente gefördert. Weiterhin wurde im Rahmen von parametrischen Untersuchungen an verschiedenen Typen von RDB die Aussagegenauigkeit der verwendeten bruchmechanischen Analysemethoden untersucht. In Ergänzung dazu wurde eine systematische Analyse durchgeführt, die eine Zuordnung der Unsicherheiten der gesamten Berechnungskette und der Eingabedaten liefert.

Die bruchmechanische Bewertungsmethode, bei der die berechnete Rissbeanspruchung den mit Kleinproben bestimmten Werten für Bruchzähigkeit bzw. Risswiderstand im KT-Diagramm gegenüber-

gestellt wird, basiert auf der Annahme, dass das Verhalten der Risse in den Kleinproben auf das Verhalten der Risse in Großproben bzw. in Komponenten übertragen werden kann.

Experimentelle Untersuchungen der Materialprüfungsanstalt (MPA) Stuttgart zeigen, dass die temperaturabhängige Kurve für die physikalische Rissinitiierung geometrieunabhängig ist und von den Kleinproben auf Großproben und Bauteile übertragbar ist. Das stabile Risswachstum (Risswiderstand) und die Spröbruchinitiierung, sofern sie in Verbindung mit nennenswerter Plastifizierung auftritt, sind jedoch geometrieabhängig. Um die-



◀ Übertragbarkeit des Rissverhaltens von Kleinproben auf Großproben bzw. Komponenten. Bei der bruchmechanischen Bewertung von postulierten Rissen in einer Komponente wird das Verhalten von Rissen in Kleinproben aus dem entsprechenden Werkstoff unter Berücksichtigung von Unterschieden in der Spannungsmehrachsigkeit übertragen.

Transferability of the crack behaviour of sub-size specimen to large specimen and components. For the fracture-mechanical assessment of postulated cracks in a component, the crack behaviour in subsize specimen from the respective material is transferred considering the differences in the stress tri-axiality.

se auf Bauteile zu übertragen, werden daher zusätzliche Parameter ausgewertet, um die Spannungsmehrachsigkeit auf dem Rissligament zu beschreiben. Zur Bewertung des Rissverhaltens im Bauteil soll der Risswiderstand derjenigen Proben genommen werden, deren Spannungsmehrachsigkeit die des Bauteils am besten beschreibt.

Aus den umfangreichen Großexperimenten zum Thermochock kann abgeleitet werden, dass für die Bestimmung der Rissinitiierung (spröde oder zäh) und für die Quantifizierung stabilen Risswachstums die bruchmechanische Bewertungsmethode auf der Basis des J-Integrals einen hohen Verifizierungsstand hat. Sie ist daher für den Nachweis der RDB-Integrität empfehlenswert. Dabei sollten jedoch die Ergebnisse für die Rissbeanspruchung anhand von gemessenen Bruchzähigkeits- bzw. Risswiderstandskurven bewertet werden.

Als Analysewerkzeuge für strukturmechanische Fragestellungen werden überwiegend Finite-Elemente (FE)-Rechenprogramme, z. B. ADINA, sowie Pre- und

Postprozessoren zur effektiven Vorbereitung und Auswertung von Rechnungen eingesetzt. Mit der FE-Methode können Fragen zur RDB-Integrität mittels elastoplastischer Spannungsberechnung sowie zur Beanspruchung durch unterstellte Risse realitätsnah beantwortet werden. Dabei können verschiedene Materialien wie Plattierung, Grundwerkstoff und Schweißgut mit temperaturabhängigen Werkstoffkennwerten berücksichtigt werden. Zwischen Plattierung und Schweißgut bzw. Grundwerkstoff können starke Spannungsgradienten auftreten. In der Plattierung können sich großflächige Plastifizierung und vor der Rissfront eine begrenzte plastische Zone ergeben. Für verschiedene Typen von RDB wurden FE-Modelle mit ausreichendem Detaillierungsgrad als Globalmodelle ohne Riss sowie als Detailmodelle mit Riss im Bereich der kernnahen Schweißnaht sowie im Stützenkantenbereich entwickelt.

Fazit

Die Untersuchungen zeigen, dass eine Bewertungsmethodik vorhanden ist, die

ansatzweise ein in sich geschlossenes Bild zur Beschreibung spröder sowie zäher Risserweiterungen erlaubt. Die Erprobung der Methodik in Verbindung mit Experimenten ist weit vorangetrieben. Aus den umfangreichen Analysen zu Thermochockversuchen kann abgeleitet werden, dass für die Bestimmung der Rissinitiierung (spröde oder zäh) sowie für die Quantifizierung stabilen Risswachstums die bruchmechanische Bewertungsmethode auf der Basis des J-Integrals einen hohen Verifizierungsstand hat und daher für den Nachweis der RDB-Integrität empfehlenswert ist.

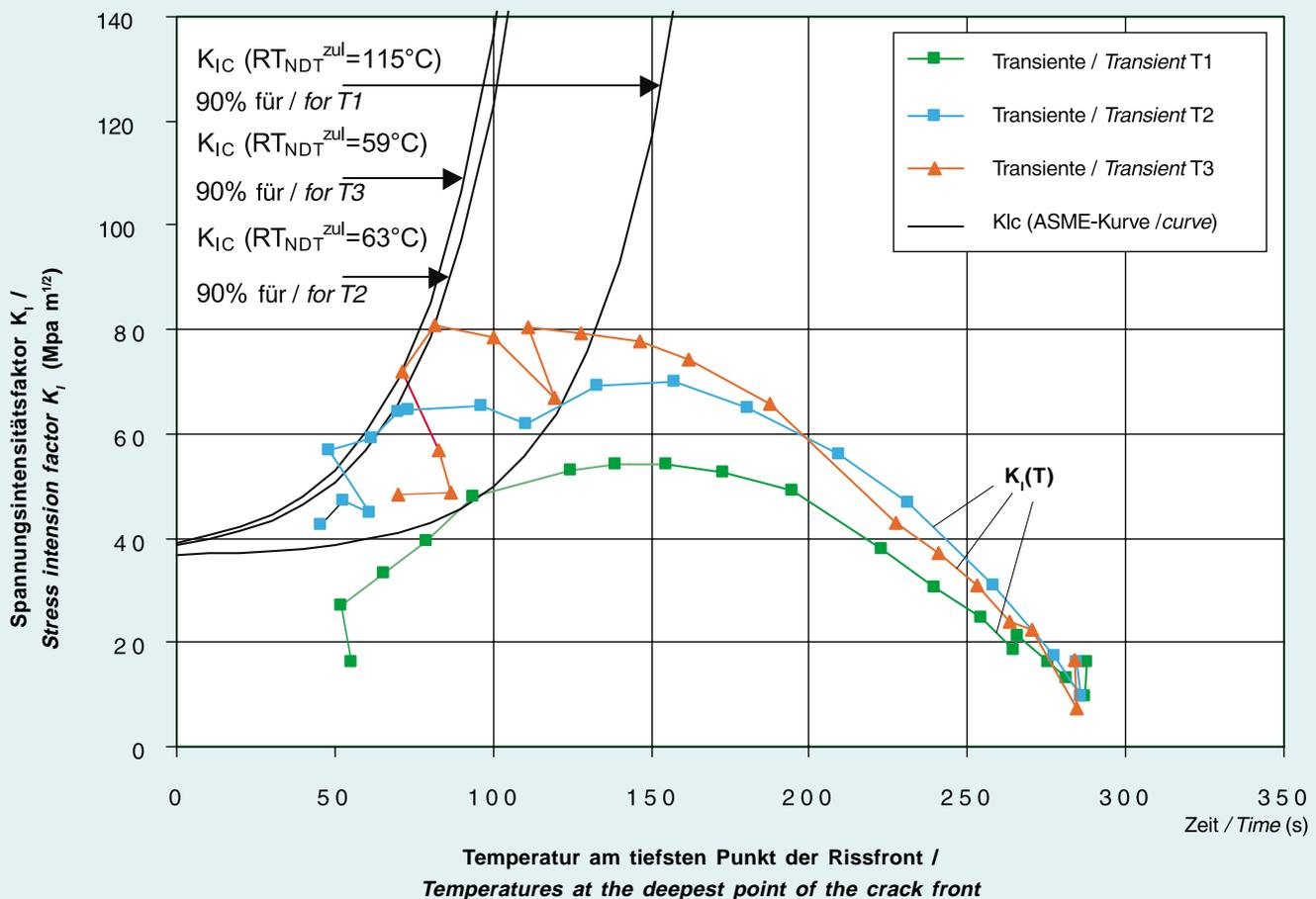
Für sicherheitstechnische Bewertungen stehen Werkzeuge zur Verfügung, die mit nur relativ geringem Zeitaufwand detaillierte Analysen ermöglichen. Die Unsicherheiten bei der thermohydraulischen Strömungsanalyse und bei der strukturmechanischen Analyse lassen sich mittels Parameterstudien ohne großen zusätzlichen Aufwand quantifizieren und können bei der Bewertung berücksichtigt werden.

Vorgehensweise bei der bruchmechanischen Bewertung von Rissen unter thermo-mechanischer Belastung

In der kernnahen Schweißnaht eines 4-Loop-RDB wurde ein Oberflächenriss in Umfangsrichtung (16 mm tief, 96 mm lang) unterstellt und die Spannungsintensitätsfaktoren infolge drei unterschiedlicher Kühlmittelverlust-Transienten miteinander verglichen. In den Transienten (T1, T2, T3) kühlt mit wachsender Leckgröße (20, 50, 200 cm²) aufgrund der wachsenden Einspeiserate der Ringraum schneller ab. Dementsprechend werden bei T3 die größten Rissbeanspruchungen erreicht.

Die Darstellung zeigt die Vorgehensweise bei der bruchmechanischen Bewertung von Rissen unter thermo-mechanischer Belastung. Im ansteigenden Teil der Rissbeanspruchungs- bzw. Lastpfadkurve $K_I(T)$, die nach Maßgabe der thermo-mechanischen Belastung und der betrachteten Rissgröße ermittelt und zeitlich von rechts nach links durchlaufen wird, bedeutet ein Schnittpunkt mit der Bruchzähigkeitskurve K_{IC} , dass Rissinitiierung nicht ausgeschlossen

werden kann. Für Schnittpunkte im Gebiet fallender Rissbeanspruchung, d.h. nach dem Maximum der Lastpfadkurve, zeigen entsprechende Versuche zusätzliche Sicherheitsreserven, da im Bereich zeitlich fallender Rissbeanspruchung (Teilaspekt des „Warm Prestress“-Effects) keine Rissinitiierung stattfand. Dieser Aspekt wurde durch umfangreiche Experimente verifiziert und lässt sich mit lokalen Plastifizierungsvorgängen an der Risspitze erklären.



▲ Bruchmechanische Bewertung eines postulierten, 16 mm tiefen und 96 mm langen Umfangsrisse in der kernnahen Schweißnaht eines 4-Loop-RDB bei Kühlmittelverlust-Transienten mit Leckgrößen 20 (T1), 50 (T2), 200 cm² (T3).

Fracture-mechanical assessment of a postulated 16 mm deep and 96 mm long circumferential crack in the near-core weld of a 4-loop-RPV in case of loss-of-coolant transient with leak sizes 20 (T1), 50 (T2), 200 cm² (T3).

Proceeding for the fracture-mechanical assessment of cracks under thermal-mechanical loads

Bei der analytischen Bestimmung der maximal zulässigen Sprödbruch-Übergangstemperatur $RT_{\text{NDT}}^{\text{zul}}$ können grundsätzlich verschiedene Bewertungskriterien angewendet werden. Bei vielen Transienten mit Berücksichtigung von Vermischungseffekten werden in der Regel Rissbeanspruchungskurven ermittelt, die im Bereich ihres Maximums plateauartig sind. Aufgrund der geringen Beanspruchungshöhe und teilweise auch infolge der durch Strahlenverstrahlung erhöhten Streckgrenze tritt im Schweißgut bzw. im Grundwerkstoff nahezu keine Plastifizierung auf. Eine numerische Unsicherheit bei der Bestimmung des Maximums kann sich dabei stark auf die Lage des Maximums auswirken. Im Rahmen der Diskussion über Sprödbruchsicherheitsnachweise deutscher Altanlagen wurde daher von der GRS der Vorschlag eingeführt, einen Schnittpunkt 10 % unterhalb des Maximums zu verwenden. Mit diesem Vorgehen sollen numerische Unsicherheiten ausreichend abgedeckt werden. Das Vorgehen wurde auch in die IAEA-Richtlinien zur Durchführung von Integritätsbewertungen für RDB vom Typ WWER eingebracht.

Eine Auswertung der maximal zulässigen Sprödbruch-Übergangstemperatur am tiefsten Punkt der Rissfront ergibt für die drei Transienten eine Bandbreite von 59 °C bis 115 °C. Als Bewertungskriterium wurde jeweils der Schnittpunkt zwischen der konservativen Kurve des KTA-Regelwerks und der Rissbeanspruchung, die auf dem abfallenden Lastpfadzweig 90 % der maximalen Rissbeanspruchung des zeitlich letzten Lastpfadmaximums erreicht, angesetzt. Bei den hier zusammengefassten bruchmechanischen Bewertungen wurden keine weiteren Sicherheitsfaktoren berücksichtigt.

In the near-core weld of a 4-loop-RPV, a circumferential surface crack (16 mm deep, 96 mm long) was postulated, and the stress intensity factors resulting from three different loss-of-coolant transients were compared. In the transients (T1, T2, T3), the downcomer cools down faster with increasing leak size (20, 50, 200 cm²) due to the increasing injection rate. Correspondingly, the largest crack loadings are reached in T3.

The figure shows the proceeding for the fracture-mechanical assessment of cracks under thermal-mechanical load. In the increasing part of the crack loading or load path curve $K_I(T)$ respectively, determined according to the thermal-mechanical load and the crack size considered and crossed from the right to the left, a point of intersection with the fracture toughness curve K_{IC} means that crack initiation cannot be excluded. For intersections in the area of decreasing crack loadings, i.e. after the maximum of the load path curve, corresponding tests show additional safety margins, since no crack initiation took place in the area of timely decreasing crack loadings (partial aspect of the "warm prestress effect"). This aspect has been verified by comprehensive experiments and can be explained with local plastification processes at the crack tip.

For the analytical determination of the maximum permissible nil-ductility transition temperature $RT_{\text{NDT}}^{\text{zul}}$, basically different assessment criteria can be applied. For many transients considering mixing effects, crack loading curves are generally determined which are flattened in plateau form in the area of their maximum. Due to the low loading level, and partially also due to the increased yield strength by irradiation embrittlement, there is nearly no plastification in

the weld material or the base material, respectively. A numeric uncertainty regarding the determination of the maximum may have a strong influence on the location of the maximum in this case. Therefore, GRS made the proposal, within the framework of the discussion on the safety demonstration of resistance to brittle fracture for old German plants, to use a point of intersection 10% below the maximum. By this approach, numerical analysis uncertainties shall be covered sufficiently. The approach has also been included in the IAEA-guideline on the performance of integrity assessments for reactor pressure vessels of the WWER-type.

An evaluation of the maximum permissible nil-ductility temperature at the lowest point of the crack front shows a band width of 59°C to 115°C for the three transients. The assessment criterion was the respective intersection between the conservative curve of the KTA safety codes and guides and the crack loading, which reaches on the decreasing load path branch 90% of the maximum crack loading of the last load path maximum in time. Further safety factors have not been taken into consideration in the fracture-mechanical assessments summarised here.

Simulation of Thermal-hydraulic and Structure-mechanical Loads on Reactor Pressure Vessels

In the recent years, remarkable progress has been made regarding the development of analysis methods for the assessment of the thermal loads and stresses as well as the structure-mechanical loads on reactor pressure vessels (RPV). Uncertainty bands in connection with the determination of the loads and stresses could have been reduced considerably, so that conservative assumptions to cover uncertainties can largely be replaced with best-estimate analyses, nowadays. This achievement can be attributed, above all, to the extended data base established within the framework of large-scale experiments. The methodological proceeding practised within the frame of further upgradings, which led to reliable analysis tools for the determination of critical load conditions and crack loadings, also contributed to this achievement. International comparative studies showed that regarding the methodology a largely uniform view has been formed on how to proceed regarding the determination of thermal loads and their impact on the RPV-integrity. However, they also showed that differences in the model assumptions can lead to considerable uncertainties in relevant analysis results.

In view of the observance of the protection goals in the defence-in-depth concept, the RPV-integrity plays an important role. For this reason, the scientific back-up of the methods, procedures and examinations applied for integrity demonstration is of particular importance. In order to enable an integral assessment of the RPV-integrity, tasks from different special fields have to be worked out. On the basis of a spectrum of postulated incidents, the resulting thermal-hydraulic loads and stresses and the consequential structure-mechanical loads have to be analysed. The material conditions at the respective time up to the scheduled end of operation has to be estimated. Further, possible defects from manufacture and operation, or defects to be postulated due to the limits of the test technology, have to be determined. To simplify the demonstrations, the nuclear rules and regulations include standards regarding defect sizes to be postulated, load conditions to be considered and on the trend of the material toughness curve, which have to be adapted to the plant-specific conditions. A plant-specific analysis is necessary for a realistic safety assessment.

Especially in case of leaks in the "hot" legs of the cooling system of a pressurised water reactor, the coolant recirculation may be interrupted, depending on

the leak size and the availability of the emergency core cooling system. A cold-leg emergency core cooling into the stagnant warm coolant then leads to a formation of cold-water layers in the cold leg and to cold-water stratification during transition into the downcomer, or to cooling stripes in the downcomer in case of dropped water level.

The international benchmark "Reactor Pressure Vessel – Pressurized Thermal Shock – International Comparative Assessment Study" (RPV-PTS-ICAS), based on the geometry Upper Plenum Test Facility (UPTF), but with wall thicknesses of a reactor plant, allows, among others, the comparison of different models and methods, by means of which the coolant temperatures in the centres of plumes are being predicted.

It turned out, that the participants partly achieve very different results, in particular if the heating of the emergency cooling water depends on the simulation of the phenomenon "steam condensation" (time range < 800 s). In the time range above 800 s, where the phenomenon "mixing between hot and cold water" dominates, the analysis results achieve a better agreement.

By means of the so-called parallel-channel technique, thermal-hydraulic compu-

ter codes, such as RELAP5, TRAC-P or ATHLET, can basically fulfil the requirements regarding the degree of detailing. However, the international discussions show that local thermal load assumptions, which are required for the in-depth fracture-mechanical analysis, are subject to considerable uncertainties. The so-called Computational Fluid Dynamics (CFD)-computer codes solve the Navier-Stokes equations optionally two- or three-dimensionally and can reach the necessary degree of detailing. At present, the application of these computer codes is limited to the determination of turbulence parameters which influence the analysis results decisively. Therefore it is expected that the existing deficiencies can be compensated in the course of further upgradings of CFD-codes. At present, the most reliable approach to determine the local distribution of the coolant temperature is provided by so-called engineering models. As far as these refer to a qualified experimental data base, the local thermal load can be determined relatively exactly with a small number of calculations. However, the scope of application depends on the experimental base.

In order to corroborate the methods applied for the demonstration of RPV-integrity, a large number of specific analyses has been promoted, especially to describe load bearing characteristics including crack loadings and the performance of large-scale technical experiments. Further, the accuracy of the results of the applied fracture-mechanical analysis methods was examined within the framework of parametrical analyses for different RPV-types. As supplementation, a systematic analysis was carried out which delivers a classification system for uncertainties of the total calculation chain and the input data.

The fracture-mechanical assessment method, by means of which the calculated crack loadings are compared in the KT diagram with the values for fracture toughness and crack resistance determined with the subsized specimens, is based on the assumption that the behaviour of the cracks in the subsized speci-

mens can be transferred to the behaviour in large specimens and components, respectively.

Experimental studies of the Material Testing Institute (Materialprüfungsanstalt – MPA) Stuttgart show that the temperature-dependent curve for the physical crack initiation is geometry-independent, and that it can be transferred from the subsize specimen to large specimen and components. However, the stable crack growth (crack resistance) and the brittle fracture initiation are geometry-dependent, as far as they occur in connection with considerable plastification. Therefore, additional parameters are being evaluated with regard to the transferability to components, to describe the triaxial stress on the crack ligament. For the evaluation of the crack behaviour in the component, the crack resistance of those specimen shall be taken, the triaxial stresses of which describe the one of the components optimally.

It can be concluded from the large-scale experiments on thermal shock that the fracture-mechanical assessment method on the basis of the J-integral has a high verification level for the determination of the crack initiation (brittle or ductile) and for the quantification of stable crack growth. Therefore, it is recommend-

able for the demonstration of the RPV-integrity. In this respect, however, the results of the analyses on crack loadings should be assessed by means of measured curves for fracture toughness and crack resistance, respectively.

Above all, finite-element (FE) computer codes, such as ADINA as well as pre- and postprocessors, are used as analysis tools for structure-mechanical issues for the effective preparation and evaluation of calculations. By means of the FE-method, issues related to the RPV-integrity can be analysed by elasto-plastic stress calculations, as well as issues related to the loading by postulated cracks in a realistic way. Here, different materials, such as cladding, base material and weld material, with temperature-dependent material characteristics can be taken into consideration. Between cladding and weld material or base material, respectively, strong stress gradients may occur. A large plastification in the cladding and a limited plastic zone may occur in front of the crack front. For different RPV-types, FE-models have been developed with sufficient degree of detailing as global models without crack and as detail models with crack in the near-core weld, as well as in the region of the nozzle corner edge.

Conclusions

The analyses show that assessment methods are available allowing to give, in a basic approach, a consistent picture for the description of brittle and ductile crack extensions. The testing of the methodology in connection with experiments has made considerable progress. It can be deviated from the extensive analyses on thermal-shock tests that the fracture-mechanical assessment method on the basis of the J-integral has a high verification level for both the determination of crack initiation (brittle or ductile) and the quantification of a stable crack growth. Thus, it is recommendable for the demonstration of the RPV-integrity.

Regarding safety-related assessments, analysis tools are available which enable detailed analyses with only a relatively small amount of time required. The uncertainties in the thermal-hydraulic flow analysis and in the fracture-mechanical analysis can be quantified without large additional efforts by parameter studies and can be considered in the assessment.

J. Sievers, H.-G. Sonnenburg

4 Forschung und Entwicklung für eine fundierte Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken

Research and Development for a Sound Safety Assessment of Nuclear Power Plants

Das Zusammenwirken von Reaktorsicherheitsforschung, fundierter Kenntnis der Anlagentechnik und langjähriger Praxis in der Auswertung von Betriebserfahrungen ist für die GRS Grundlage der Fachberatung in Aufsicht und Genehmigung von Kernkraftwerken. Bei der Beantwortung sicherheitstechnischer Fragen werden neue Forschungsergebnisse unmittelbar einbezogen. Die sich aus Aufsicht und Genehmigung ergebenden Anforderungen gehen in die Planung und Durchführung von Forschung und Entwicklung (FuE) ein. FuE ist somit ein wesentliches Element für eine umfassende Beurteilung der Reaktorsicherheit.

Übergeordnetes Ziel der FuE-Arbeiten der GRS ist es, abgesicherte Methoden und Verfahren sowie Werkzeuge zur sicherheitstechnischen Bewertung von Leichtwasserreaktoren (LWR) bereitzustellen. Dies bedeutet Begleitung und Auswertung von Experimenten zur Reaktorsicherheit wie auch die Entwicklung und Validierung von Rechenprogrammen zur analytischen Simulation von Stör- und Unfällen.

Durch die Auswertung nationaler und internationaler Experimente gewinnt die GRS neue Erkenntnisse und sichert ihren Wissensstand weiter ab. Die Mitwirkung der GRS an diesen Forschungsarbeiten umfasst die Spezifikation der Experimentalprogramme, Voraus- und Nachrechnungen der Experimente und deren phänomenologische Auswertung. Die Auswertungen liefern die wissenschaftliche Basis für die Entwicklung und Verbesserung von Rechenmodellen. Die im Jahr 1999 erzielten Fortschritte sind im folgenden dargestellt.

Reaktorkern

Um das Verhalten des Reaktorkerns bei Störfällen zu simulieren, wird das mehrdimensionale Rechenprogramm **QUABOX/CUBBOX** eingesetzt. Seine Kopplung mit dem Thermohydraulik-Rechenprogramm **ATHLET** ermöglicht es, Transienten mit starker Wechselwirkung zwischen Thermohydraulik und Neutronenkinetik zu berechnen, z. B. Deborierungs- und Kaltwasser-Transienten. Zur Überprüfung der Genauigkeit dieser gekoppelten Rechenprogramme wurde im Rahmen der OECD das Benchmark-Problem zum Frischdampf-Leitungsbruch in einem Druckwasserreaktor (DWR) definiert. Die Rechnungen wurden mit dem gekoppelten Programmsystem **ATHLET-QUABOX/CUBBOX** durchgeführt. Aufgabenstellung des Benchmark und Ergebnisse des gekoppelten Rechenprogramms sind im folgenden Kapitel 4.1 dargestellt. Die Kopplung von 3D-Neutronenkinetikmodellen mit thermo-fluiddynamischen Systemprogrammen, wie z. B. **ATHLET**, ist international ein Schwerpunkt der Entwicklungsarbeiten. Entsprechend groß war das Interesse an dem Benchmark mit mehr als 15 Teilnehmern. Die Ergebnisse des GRS-Programmsystems liegen im internationalen Vergleich sehr gut.

Für die **Verbesserung der Abbrandrechnungen** für heterogene Verteilung von Uran- und Mischoxid-Brennstoff wurde das bewährte GRS-Programm **OREST** mit dem Standard-Neutronentransport-Programm **KENO-V** gekoppelt. Das Monte-Carlo-Programm **KENO** erlaubt die genaue Berechnung der Neutronenfluss- und Leistungsdichteverteilung im Brennelement. Die Abbrandrechnung zur Bestimmung des Nuklidinventars wurde für

jeden Brennstababschnitt in einer äquivalenten Brennstabzellenrechnung durchgeführt, wobei die Brennstabzelle nach der Flux Equivalent Cell (FEC)-Methode aus den **KENO**-Ergebnissen bestimmt wird. Mit dem gekoppelten Programm **KENOREST-98** wurden umfangreiche Testfälle und Benchmark-Nachrechnungen durchgeführt. Bei den Testfällen handelt es sich um Berechnungen von Brennstabzellen mit unterschiedlicher Brennstoffzusammensetzung, um direkt die nuklearen Daten zu überprüfen. Die Benchmarkprobleme betreffen Druckwasserreaktor (DWR)- und Siedewasserreaktor (SWR)-Brennelementberechnungen, die mit den Ergebnissen anderer Rechenprogramme verglichen werden können. Insgesamt wurden im Vergleich sehr gute Ergebnisse erzielt. Die Auswertung zeigt bei einzelnen Isotopen jedoch auch Unterschiede, die noch zu überprüfen sind.

Ziel weiterer Arbeiten ist die Auswirkung höherer Abbrände auf mögliche **Brennstabschäden** und das Berstverhalten der Hüllrohre bei Kühlmittelverlust- und Reaktivitäts-Störfällen. Wegen der in deutschen DWR und SWR längeren Standzeiten im Kern und der geänderten Brennstoffzusammensetzung ergeben sich veränderte Materialeigenschaften, die in den Rechenmodellen zu berücksichtigen sind. Mit der höheren Aussage-sicherheit soll der Abstand zu den Grenzwerten genauer quantifiziert werden.

Um diese Anforderungen zu erfüllen, wird das Rechenprogramm **TESPA** für die Brennstab-Schadenumfangsanalyse bei Kühlmittelverlust erweitert. Im Hinblick auf Schadensmechanismen werden dazu die französischen Reaktivitäts-Experi-

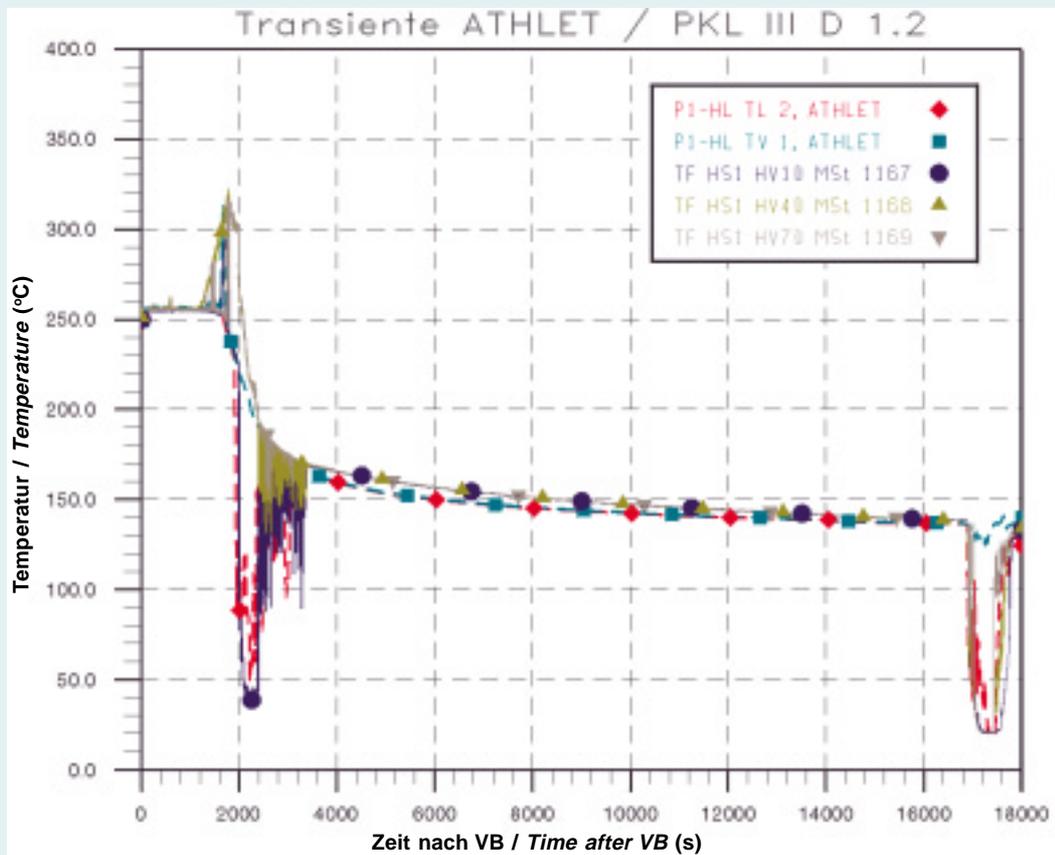
ATHLET-Validierung: Beispiel PKL-Experiment III D 1.2

ATHLET Validation: Example PKL Experiment III D 1.2

Einen Schwerpunkt im Rahmen der ATHLET-Validierung bildete die Nachrechnung des Experiments PKL III D 1.2. Das Experiment simuliert ein kaltseitiges kleines Leck mit Ausfall des 100 K/h-Abfahrens, Ausfall der Sicherheitseinspeisepumpen sowie einer sekundärseitigen Druckentlastung aller Dampferzeuger

über ein Frischdampf-Abblaseregulventil. Bei der Rechnung wurden die Modelle für die Dampfkondensation am kalten Wasser, das T-Modell (Wassermitriss an Abzweigungen) und das neue Thermohydraulikmodell mit sechs Erhaltungsgleichungen überprüft. Alle Phasen des Experiments wurden mit guter Überein-

stimmung zu den experimentellen Ergebnissen gerechnet. An drei Höhenpositionen (10, 40, 70 mm) vor der Einspeisehutze im heißen Strang wurden die Fluidtemperaturen gemessen (MST 1167, 1168, 1169) und mit den von ATHLET gerechneten Temperaturen (Wasserphase TL2; Gasphase TV1) verglichen.



Experiment PKL III D1.2: Gemessene Temperaturen und mit ATHLET berechnete Dampf- und Wassertemperaturen vor der Einspeisehutze im heißen Strang

PKL III D1.2 Experiment: Measured temperatures and steam and water temperatures calculated with ATHLET in front of the injection nozzle in the hot leg

One main activity within the framework of the ATHLET validation was the post-test calculation of the PKL III D 1.2 experiment. The experiment simulates a small break in the cold leg with failure of the 100 K/h cool-down, failure of the safety injection pumps, as well as a secondary-side depressurisation via main-

steam relief valve. By means of this calculation, the models for steam condensation at cold water, the T-model (water entrainment at branches) and the new thermal-hydraulic model with six conservation equations have been examined. All phases of the experiment were calculated with a good agreement with the

experimental results. At three height positions (10, 40, 70 mm) in front of the injection nozzle in the hot leg, the fluid temperatures were measured (MST 1167, 1168, 1169) and compared with the temperatures calculated with ATHLET (water phase TL2; gas phase TV1).

Kapitel 4

mente in der CABRI-Versuchsanlage ausgewertet.

Weiterhin wurden Ergebnisse aus dem Halden-Projekt und Veröffentlichungen hinsichtlich der Material-Korrelationen für das Pellet (UO_2 , MOX, Gadolinium) bei hohem Abbrand analysiert. Geeignete Materialkorrelationen wurden in TESPA übernommen. Das Programm kann damit Stoffwerte in Abhängigkeit vom Pellet-Abbrand berechnen. Zur Bestimmung der Spaltweite wurde neben einer erweiterten Hüllrohr-Deformations-Berechnung auch die Formänderung des Pellets berücksichtigt. Diese erweiterten Deformationsmodelle sind Grundlage für den vorgesehenen Einbau eines Modells für den Spalt-Wärmeübergang.

Kühlkreislauf

Das Rechenprogramm **ATHLET** zur Simulation des Dampferzeugungs-Systems in LWR hat einen fortgeschrittenen Entwicklungs- und Validierungsstand erreicht. Den zahlreichen Anwendern in Deutschland und im Ausland (etwa 50 Organisationen) steht damit ein leistungsfähiges Werkzeug zur realistischen Berechnung von Störfällen zur Verfügung, das auch den auslegungsüberschreitenden Bereich bis zur Kernfreilegung abdeckt. Bei aktuellen Leistungserhöhungen und neuen Kernbeladungen werden ATHLET-Rechnungen zur Überprüfung der Auslegung des Notkühlsystems herangezogen. In der neuen, auch als PC-Version verfügbaren Version Mod 1.2B sind zahlreiche Modellverbesserungen zusammengefasst, die u. a. den Transport von Borsäure im Kühlmittel und den Anteil nicht kondensierbarer Gase im Dampf beschreiben. An der systematischen Validierung dieser Version sind mehrere Institutionen außerhalb der GRS beteiligt.

Grundlegend neu ist der internationale Trend, die unterschiedlichen Erscheinungsbilder der Zweiphasenströmung dynamisch zu modellieren, um die statischen Strömungsbild-Karten abzulösen. In ATHLET wurde dazu ein Ansatz realisiert, indem eine Transportgleichung für die Zwischenphasen-Fläche in das

Grundgleichungssystem eingefügt und entsprechende Quellterme berücksichtigt wurden. Erste Überprüfungen anhand von Luft-Wasser-Experimenten sind ermutigend für die Weiterentwicklung.

ATHLET-CD ist ein Programmsystem zur realistischen Simulation von Unfällen mit Kernschmelzen. Wesentliche Prozesse sind die Kernschädigung, die Kernzerstörung, die Spaltproduktfreisetzung aus dem Brennstoff, der Spaltprodukt- und Aerosoltransport im Reaktorkühlsystem und die Belastung des Reaktordruckbehälters einschließlich der wesentlichen Wechselwirkungen zwischen diesen Prozessen. Im Mittelpunkt steht die Erweiterung des Modellumfangs auf die späten Phasen der Kernzerstörung. Arbeitsschwerpunkte waren die Verbesserung der Modelle zur Beschreibung der Schmelzeverlagerung und der Rückwirkung der Blockadebildung auf die Fluidodynamik, die Berücksichtigung der Absorption von Wasserstoff im Brennstab-Hüllrohrmaterial, die Validierung und Verbesserung des Modells zur Simulation zerstörter Kernbereiche sowie des Modells zur Rückhaltung von Spaltprodukten in Waservorlagen.

Ein weiterer Entwicklungsschwerpunkt ist die Simulation der Wechselwirkung zwischen geschmolzenem Kernmaterial im unteren Plenum des Reaktordruckbehälters (RDB) und der Behälterwand. Wichtige Mechanismen sind der Wärmetransport und das mechanische Verhalten des wiedererstarrenden Kernmaterials und der RDB-Wand.

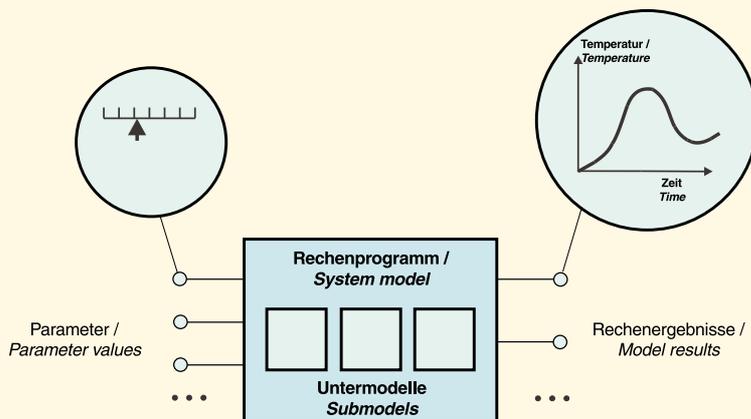
Die Zweiphasenströmung im Reaktorbehälter zwei- und dreidimensional berechnen zu können, ist Ziel der **2D/3D-Modellentwicklung**. Die Ringraum-Strömung wird bereits zweidimensional berechnet. Das Modul wurde in das System-Rechenprogramm ATHLET eingebunden. Mit dem auf drei Raumdimensionen erweiterten Programm FLUBOX wurden erste Testrechnungen durchgeführt. Um mit dem dreidimensionalen Rechenprogramm zweiphasige Vorgänge berechnen zu können, wurden Schließungs-Gleichungen entwickelt.

Die **Quantifizierung der Aussagesicherheit von Rechenprogrammen** für die Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken bleibt ein weiterer Schwerpunkt der Forschung und Entwicklung in der GRS. Sie ist erforderlich, um belastbare Aussagen über den Abstand zu Grenzwerten machen zu können. Die thermohydraulischen Mechanismen können durch die Modelle nur mit begrenzter Genauigkeit beschrieben werden. Um den Einfluss dieser Unsicherheit auf das Ergebnis zu ermitteln, wird für einen Modellparameter kein Einzelwert, sondern ein Wertebereich verwendet. Mit dem bei der GRS entwickelten Programm SUSA (Software-System für Unsicherheits- und Sensitivitäts-Analysen) kann die Aussagesicherheit quantifiziert werden. Zusätzlich zu den Wertebereichen und Häufigkeitsverteilungen der Modellparameter werden Unsicherheiten der Anfangs- und Randbedingungen berücksichtigt, die z. B. unsichere Zustände des Reaktors bei Störfalleintritt berücksichtigen. Mit den Wertebereichen und Häufigkeitsverteilungen dieser Eingangsparameter werden die daraus resultierenden Streubänder und Häufigkeitsverteilungen der Rechenergebnisse ermittelt. Typisch sind Angaben über die Wertebereiche für die maximale Temperatur der Brennstabhüllen. Mit der berechneten oberen Grenze des Unsicherheitsbereichs wird der Abstand zum Genehmigungsgrenzwert, z. B. zur maximal zulässigen Temperatur, bestimmt.

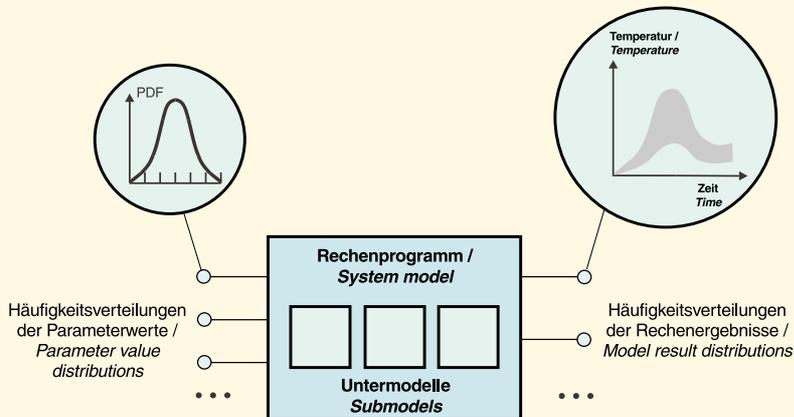
Sicherheitsbehälter

Der Sicherheitsbehälter ist bei Störfällen die letzte Barriere für radioaktive Stoffe. Für den Nachweis seiner Funktion und die dafür eingesetzten Rechenprogramme gelten daher hohe Qualitätsansprüche. Zur Analyse eines Stör- und Unfallablaufs im Sicherheitsbehälter werden bei der GRS die Rechenprogramme COCO-SYS, ASTEC und LAVA weiterentwickelt und validiert.

Das auf mechanistischer Modellierung basierende Rechenprogramm **COCO-SYS** wurde vor allem in seinen Modellen verbessert, die solche Wechselwirkungen beschreiben, die beim Innensprühen durch Auswaschen der Aerosole, Spalt-



Bisherige Analysen: Mit diskreten Eingangs-Parameterwerten werden Einzelergebnisse berechnet / *Analyses up to now:* Using discrete input parameter values leads to individual calculation results



Neue Analysen: Mit der Berücksichtigung von Häufigkeitsverteilungen der Eingangsparameter anstelle von diskreten Parameterwerten wird ein Wertebereich der Ergebnisse berechnet / *New analyses:* Using input parameter frequency distributions instead of discrete values leads to frequency distributions of the calculation results

▲ Die Quantifizierung der Aussagesicherheit von Rechenprogrammen für die Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken ist ein Schwerpunkt der Forschung und Entwicklung in der GRS. Sie ist erforderlich, um belastbare Aussagen über den Abstand zu Grenzwerten machen zu können. Um den Einfluss dieser Unsicherheit auf das Ergebnis zu ermitteln, wird für einen Modellparameter kein Einzelwert, sondern ein Wertebereich verwendet. Mit dem bei der GRS entwickelten Programm SUSA (Software-System für Unsicherheits- und Sensitivitäts-Analysen) kann die Aussagesicherheit quantifiziert werden. Zusätzlich zu den Wertebereichen und Häufigkeitsverteilungen der Modellparameter werden Unsicherheiten der Anfangs- und Randbedingungen berücksichtigt.

The quantification of the prediction capability of computer codes for the safety analysis of nuclear power plants is a focal point of research and development at GRS. It is required for giving reliable statements on the margin to the limit values. The thermal-hydraulic mechanisms can only be described with limited accuracy by the code models. For the determination of this uncertainty on the result, a value range is used for a model parameter instead of a single value. With the SUSA (Software system for Uncertainty and Sensitivity Analyses) code, developed at GRS, the uncertainty can be quantified. In addition to the value ranges and frequency distributions of the model parameters, uncertainties of the initial and boundary conditions are being considered.

produkte und Jod aus der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters sowie bei der Aerosol- und Spaltproduktfreisetzung aus der Kernschmelze auftreten. Das Modul zur Berechnung der Aerosolrückhaltung in Wasservorlagen wurde weiterentwickelt. COCOSYS wird im Rahmen seiner Validierung bei verschiedenen internationalen Standardproblemen (ISP) eingesetzt, und zwar bei ISP41 (Jodchemie), ISP42 (passive Systeme) und ISP44 (Aerosolverhalten).

Das Modell zur Beschreibung von Öl- und Kabelbränden wurde erweitert. Das Programm soll im Gegensatz zu anderen die Abbrennrate aufgrund der vorhandenen thermohydraulischen Randbedingungen selbst berechnen.

Gemeinsam mit IPSN wird das Rechenprogramm **ASTEC** entwickelt. Es handelt sich um ein Integralprogramm, das den Ablauf schwerer Störfälle im Reaktorkühlkreislauf und im Sicherheitsbehälter simuliert. Die Entwicklung läuft derzeit zweigleisig. Zum einen wird die aktuelle Version hinsichtlich des Spaltprodukttransports im Primärkreis, des Jodverhaltens im Sicherheitsbehälter und der Schmelze-Beton-Wechselwirkung verbessert. Dies liefert die Ausgangsversion für eine breit angelegte externe europäische Validierung von ASTEC, die im Rahmen des im Berichtszeitraum angelaufenen Projekts EVITA im 5. EU-Rahmenprogramm durchgeführt wird. Zum anderen wird eine neue Version entwickelt, bei der die Erweiterung der Modelle für die Thermohydraulik der Kühlkreisläufe und für die Kernzerstörung sowie die verbesserte Simulation der Wasserstoff-Deflagration im Vordergrund stehen.

Das Rechenprogramm **LAVA** beschreibt die Ausbreitung geschmolzener Kernmaterialien im Sicherheitsbehälter. Die Modellierung der relevanten Materialeigenschaften ist weiterentwickelt und an Ausbreitungsexperimenten mit prototypischen Kernschmelzen erfolgreich validiert worden.

Für die Simulation der **Verbrennung von Wasserstoff** in Gaswolken oder im Inneren eines Sicherheitsbehälters stehen

Erste Validierung des Pyrolysemodells in COCOSYS am Experiment HDR E41-7

First Validation of the Pyrolysis Model in COCOSYS with the HDR E41-7 Experiment

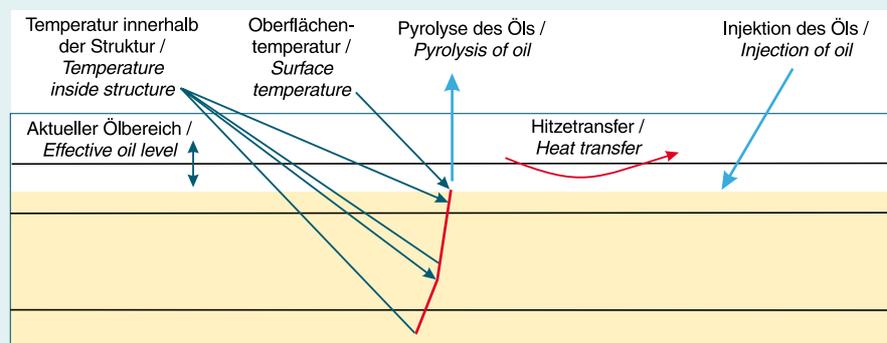
Mit dem Experiment HDR E41.7 wurde ein Ölbrand im Sicherheitsbehälter des stillgelegten und für Forschungszwecke umgerüsteten Heißdampfreaktors (HDR) in Niederaichbach unter verschiedenen Randbedingungen, wie Ventilation und Naturkonvektion, untersucht. Raum 1502 mit dem Brandherd wurde in 82 Zonen unterteilt. Weitere 129 Zonen wurden für die Darstellung des übrigen HDR-Sicherheitsbehälters verwendet. COCOSYS berechnet die Pyrolyserate aufgrund der vorhandenen thermohydraulischen Randbedingungen.

Das Öl wird als Struktur mit variablen Schichten modelliert. Die Pyrolyserate wird mit einer Diffusionsgleichung berechnet. Für die Verbrennung wird die lokale Sauerstoffkonzentration berück-

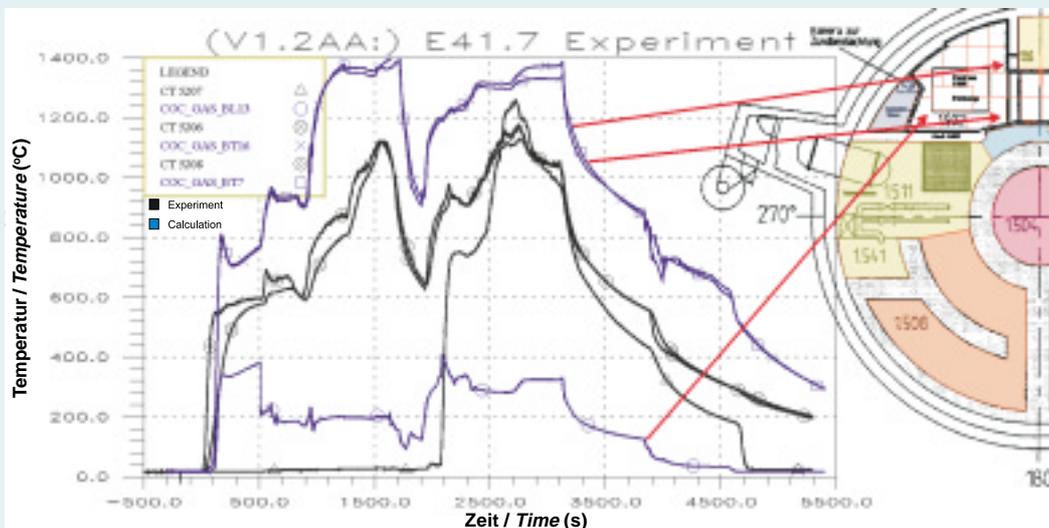
sichtigt. Unverbrannte Pyrolysegase breiten sich weiter aus.

Dargestellt sind erste Ergebnisse des Pyrolysemodells. Sie zeigen die berechneten Temperaturen im Vergleich zur Messung im Brandraum an verschiedenen Positionen. Da die direkte Flammenstrah-

lung noch nicht berücksichtigt wurde, liegen die Temperaturen etwas zu hoch. Nach ca. 2 000 s wurde die Zuluft über das Gebläse abgeschaltet, und die Türen wurden geöffnet. Dies führte zum Anstieg der Temperatur an der Messstelle CT5207, der in der Simulation schwächer ausgeprägt ist.



▲ Simulation des Ölbrands / Simulation of the oil fire



◀ Experiment HDR E41.7: Gemessene Temperaturen und mit COCOSYS berechnete Temperaturen an verschiedenen Stellen im Brandraum

HDR E41.7 experiment: Measured temperatures and temperatures calculated with COCOSYS at different positions in the fire area

With the HDR E41.7 experiment, an oil fire in the containment of a decommissioned and for research purposes retrofitted superheated steam reactor (Heißdampfreaktor – HDR) had been examined in Niederaichbach under different boundary conditions, such as ventilation and natural convection. Compartment 1502 with the fire source was divided into 82 zones. Additional 129 zones were used for the represen-

tation of the remaining parts of the HDR containment. COCOSYS calculates the pyrolysis rate on the basis of the available thermal-hydraulic boundary conditions.

The oil is modelled as structure with variable layers. The pyrolysis rate is calculated with a diffusion equation. The local oxygen concentration is considered for the deflagration. Unburned pyrolysis gases disperse further.

First results of the pyrolysis model are presented. They show the calculated temperatures compared with the measured ones in the fire area at different positions. Since the direct flame radiation has not been considered yet, the temperatures are slightly higher. After about 2 000 s, the supply air via the fan system has been interrupted and the door opened. This led to a temperature rise at the measuring point CT5207, which is less distinctive in the simulation.

bei der GRS einfache, schnell rechnende Programme zur Verfügung, darüber hinaus auch rechenzeitintensive, die den Vorgang der Verbrennung detailliert auflösen. Mehrere Experimente der japanischen Versuchsanlage NUPEC wurden nachgerechnet.

Der **Abbau von Wasserstoff durch Rekombinatoren** wurde mit Hilfe eines Modells untersucht, das die Wechselwirkung zwischen chemischen Reaktionen und der Strömung darstellt. Es zeigte sich, dass bei den vertikalen Platten-Rekombinatoren die chemischen Reaktionen vor allem in den unteren Folienbereichen ablaufen.

Interaktive Störfallsimulation

Im Rahmen des Vorhabens **ATLAS 2000** wird der Analysesimulator ATLAS durch Einsatz neuer Technologien ertüchtigt. Damit steht dem Anwender ein modernes Simulationswerkzeug für Sicherheitsanalysen zur Verfügung. Neue Grafikstandards und Rechnerplattformen mit erweiterten Visualisierungs- und Interaktionsmöglichkeiten werden eingeführt. Darüber hinaus sollen Verfahren angewandt werden, die es gestatten, nicht genau bekannte Parameter auf der Basis konkreter Messdaten aus einem Kernkraftwerk abzuschätzen. Damit verringert sich der Aufwand, die Eingabedaten dem aktuellen Anlagenzustand anzupassen. Zusätzlich sind im Rahmen des Vorhabens Hilfsmittel für die Erstellung von Eingabedatensätzen zu entwickeln, die zur Beschreibung von Rohrleitungssystemen sowie von leit- und systemtechnischen Einrichtungen dienen.

Komponentensicherheit

Bei Untersuchung des strukturmechanischen Verhaltens von Komponenten stand die Quantifizierung der Aussagesicherheit einer bruchmechanischen Analyse zur Bewertung der Integrität des Reaktordruckbehälters (RDB) im Vordergrund. In einem systematischen Ansatz wurden Unsicherheiten erfasst, die bei der Beschreibung eines halbelliptischen Oberflächenrisses unter einer transienten thermo-mechanischen Belastung

auftreten. Dazu wurden Verteilungsfunktionen für ausgewählte Parameter der Analysemodelle festgelegt, Parameterkombinationen unter Verwendung statistischer Methoden bestimmt und auf dieser Basis 100 Finite-Elemente-Rechnungen durchgeführt. Der Wertebereich relevanter Ergebnisse konnte dadurch ermittelt werden.

Probabilistische Sicherheitsanalysen – Risiko und Zuverlässigkeit

Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) sind Standard bei der Beurteilung der Sicherheit von Kernkraftwerken. Sie ergänzen die deterministische Vorgehensweise und finden weltweit immer breitere Anwendung.

Ziel der Forschung in der GRS ist die Entwicklung von Methoden zur Quantifizierung von Phänomenen und Effekten, die für eine fortschrittliche probabilistische Sicherheitsanalyse von Bedeutung sind, d. h. für Untersuchungen vom auslösenden Ereignis bis hin zur Freisetzung von radioaktiven Stoffen in die Umgebung.

Für das übergreifende auslösende Ereignis „Brand“ wurde zur Quantifizierung von Häufigkeiten lokaler Brände eine geeignete Datenerfassungsprozedur entwickelt, die insbesondere die anlagentechnischen Gegebenheiten berücksichtigt. Weiterhin wurde eine Methode zur dynamischen, zeitabhängigen Analyse von Bränden entwickelt.

Weitere Arbeiten betreffen die Weiterentwicklung der Bewertungsmethodik von Personalhandlungen unter Unfallbedingungen. Die hierzu durchgeführten Arbeiten befassten sich mit der Entwicklung eines Modells, das den Zusammenhang zwischen kognitiven Verarbeitungsprozessen, kognitiven Fehlern sowie Faktoren, die kognitive Fehler begünstigen, darstellen kann.

Um die Aussagesicherheit von Rechenergebnissen zu quantifizieren, werden Unsicherheitsanalysen durchgeführt. Sollen für PSA-Aussagen Unsicherheiten berücksichtigt werden, ist zwischen Un-

sicherheit aufgrund stochastischer Variabilität (aleatorisch) und Kenntnisstand-Unsicherheiten (epistemisch) zu unterscheiden. Um bei einer Unsicherheitsanalyse diese Trennung methodisch effizient zu unterstützen, wurde eine um die Stochastik erweiterte Version des Programmsystems SUSAs (SUSA-AB) erstellt.

Aleatorische und teilweise auch epistemische Unsicherheiten stehen häufig in starker Wechselwirkung mit der zeitlichen Entwicklung der im deterministischen Rechenmodell abgebildeten Dynamikgrößen. Entwicklung und Erprobung einer hierfür geeigneten Methodik ist Gegenstand der laufenden Arbeiten. Die Methodik wird in Form eines Stochastikmoduls zur Anbindung an deterministische Dynamikmodelle realisiert.

Die Analyse des Einflusses epistemischer Unsicherheiten auf die mit der Kombination aus Stochastikmodul und Dynamikmodell erzielten PSA-Ergebnisse erfordert die vielfache Wiederholung der Stochastikrechnung mit zufällig ausgewählten Kombinationen von Parameterwerten. Dieser Weg ist möglicherweise äußerst rechenzeitintensiv und daher nicht praktikabel. Es wurde deshalb ein Konzept zur vereinfachten näherungsweise Analyse epistemischer Unsicherheiten einer solchen probabilistischen Dynamikrechnung entwickelt.

Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit mit Mittel- und Osteuropa

Hauptziel der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit Russland, der Ukraine, Bulgarien, Slowakei, Tschechien und Ungarn ist die Adaption, Weiterentwicklung und Validierung der GRS-Rechenprogramme ATHLET, ATHLET-CD, QUABOX/CUBBOX und RALOC für Reaktoren russischer Bauart.

Im Rahmen der Zusammenarbeit mit Russland wurden die Arbeiten an dem von der IAEO organisierten Programm zur Überprüfung der adäquaten Modellierung des Stabilitätsverhaltens der RBMK-Kanäle für eine Transientenanalyse (Speisewasserausfall) fortgesetzt. Die GRS

beteiligt sich an diesen Untersuchungen gemeinsam mit dem Kurtschatow-Institut mit den Rechenprogrammen QUABOX/CUBBOX und ATHLET sowie mit der gekoppelten Version dieser Programme. Gegenwärtig wird mit der gekoppelten Version eine detaillierte Analyse (16 thermohydraulische Kanäle) unter besonderer Berücksichtigung der Modellierung des Heißkanals durchgeführt.

Die Zusammenarbeit mit der Slowakei und Bulgarien konzentrierte sich vor al-

lem auf die Validierung der Programme ATHLET und RALOC/DRASYS.

Schwerpunkt der Zusammenarbeit mit Tschechien war die Erstellung eines anlagenspezifischen Analysesimulators auf der Basis der GRS-Software ATLAS für die tschechische WWER-1000 Anlage in Temelin.

Gemeinsam mit der ungarischen Organisation KFKI (Atomic Energy Research Institute) wurde für die ungarische PMK-Ex-

perimentalanlage eine große Leckage von der Primärseite zur Sekundärseite in guter Übereinstimmung mit Messwerten gerechnet. Das mit ATHLET gekoppelte ungarische 3D-Kernmodell KYKO-3D wurde für WWER-Störfälle und -Transienten eingesetzt. Eine Unsicherheitsanalyse wurde zu Rechnungen eines PMK-Experiments mit Bruch der Druckhalter-Verbindungsleitung durchgeführt.

Research and Development for a Sound Safety Assessment of Nuclear Power Plants

The interaction of reactor safety research, a profound knowledge of systems engineering and long-standing practical experience in the evaluation of operating experiences is the basis for technical advisory services of GRS regarding supervision and licensing of nuclear power plants. For the treatment of safety-related issues, new results of research are taken into account directly. The requirements resulting from supervision and licensing are considered in the planning and realisation of research and development (R&D). Thus, R&D is an essential element for a comprehensive assessment of reactor safety.

The general aim of the R&D activities of GRS is to provide corroborated methods and procedures for the safety assessment of light-water reactors (LWR). This means assistance in and evaluation of experiments on reactor safety, as well as development and validation of computer codes for the analytical simulation of incidents and accidents.

GRS obtains new findings by the evaluation of national and international experiments and constantly updates its knowledge. The participation of GRS in these research activities comprises the specification of the experimental programs, pre-

and post-calculations of the experiments and their phenomenological evaluation. The evaluations provide the scientific basis for the development and improvement of calculation models. The progress made in 1999 is presented in the following.

Reactor core

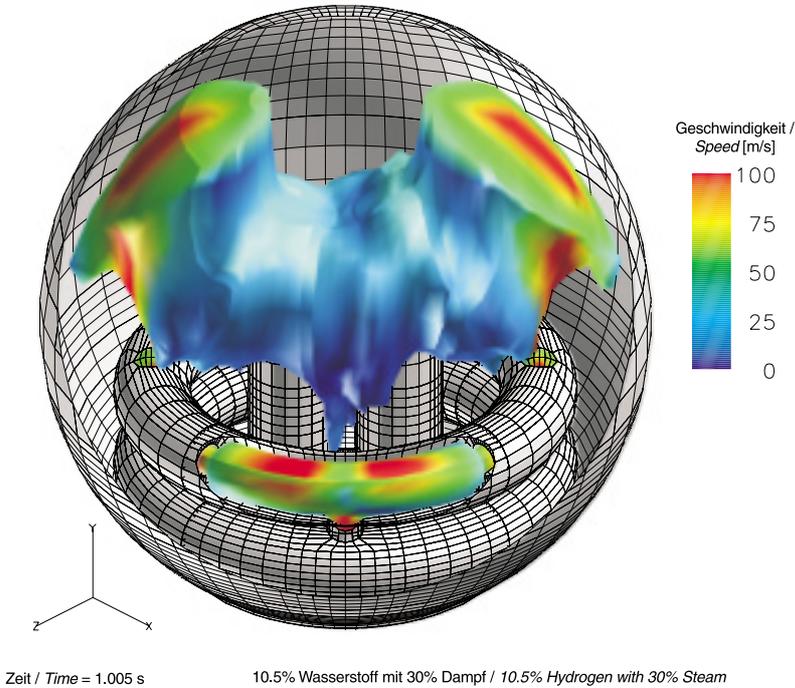
The multi-dimensional **QUABOX/CUBBOX** computer code is applied to simulate the behaviour of the reactor core during incidents. Its coupling with the ATHLET thermal-hydraulic code enables the calculation of transients with strong interaction between thermal-hydraulics and neutron kinetics, e.g. deboration and cold-water transients. To verify the accuracy of these coupled computer codes, the benchmark problem with regard to the main-steam line break in a pressurised water reactor (PWR) has been defined within the framework of an OECD activity. The calculations were conducted with the coupled ATHLET-QUABOX/CUBBOX program system. The tasks of the benchmark and results achieved by the coupled computer code are presented in the following Chapter 5.1. Internationally, the development activities focus on the coupling of 3D-neutron-kinetics models with thermal-fluidynamical system programs, as e.g. ATHLET. With more than 15 participants, the interest in the benchmark was correspondingly high. The results of the GRS program system are very good compared internationally.

For the **improvement of the burn-up calculations** for the heterogeneous dis-

tribution of uranium- and mixed-oxide fuel, the well-established GRS program OREST was coupled with the standard-neutron-transport model KENO. The Monte-Carlo program KENO allows the exact calculation of the neutron-flux- and power-density distribution in the fuel element. The burn-up calculation to determine the nuclide inventory was performed for each fuel-rod section in an equivalent fuel-rod cell calculation, determining the fuel-rod cell according to the Flux Equivalent Cell (FEC)-method from the KENO results. Comprehensive test cases and benchmark post-calculations were performed with the coupled **KENOREST-98** program. The test cases concern calculations of fuel-rod cells with different fuel composition to examine the nuclear data directly. The benchmark problems concern fuel-element calculations for pressurised water reactors (PWR) and boiling water reactors (BWR), which can be compared to the results of other computer codes. Altogether, very good results have been achieved in comparison. However, the evaluation shows that there are differences for particular isotopes which still have to be examined.

Further activities deal with the effects of higher burn-ups on possible **fuel-rod damages** and the burst behaviour of the cladding tubes in case of loss-of-coolant and reactivity accidents. The longer dwell times in the core and the modified fuel composition in German PWR and BWR lead to changes in the material properties, which have to be considered

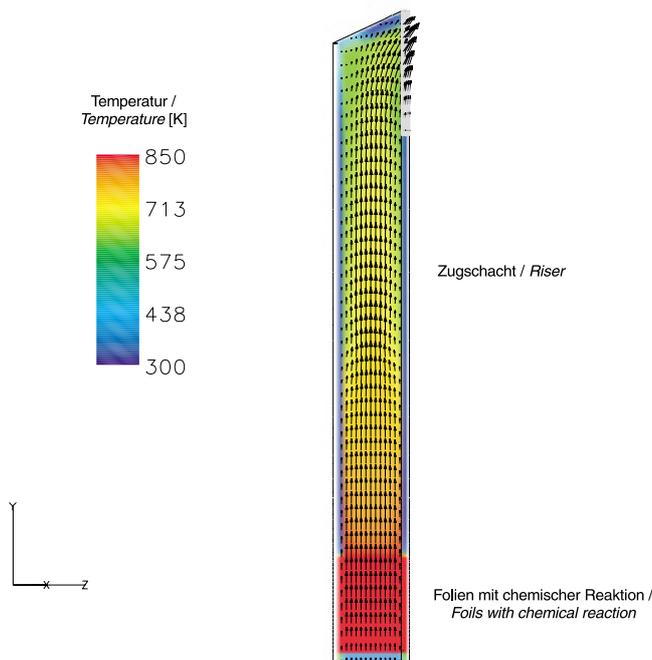
Verbrennungs-Großversuchseinrichtung der NUPEC /
NUPEC Large Scale Combustion Test Facility



◀ Flammenausbreitung in der NUPEC Versuchsanlage bei Zündung innerhalb der Einbauten. Dargestellt ist eine typische Flammenausbreitung. Die Versuchsanlage ist mit einem Volumen von 270 m³ sehr klein gegenüber den Räumen eines realen Sicherheitsbehälters, enthält jedoch seine wesentlichen Elemente.

Flame spreading at the NUPEC test facility during ignition within the internals. A typical flame spreading is presented. With 270 m³, the test facility is very small compared to the compartments of a real containment, but it contains its essential elements.

Plattenförmiger Rekombiner /
Plate-type recombiner



◀ Den Abbau von Wasserstoff in einem Sicherheitsbehälter durch Rekombinatoren hat die GRS mit Hilfe eines Modells untersucht, das die Wechselwirkung zwischen chemischen Reaktionen und der Strömung beschreibt. Es zeigte sich, dass bei den vertikalen Platten-Rekombinatoren die chemischen Reaktionen vor allem in den unteren Folienbereichen ablaufen. Dargestellt ist die Temperaturverteilung in einem Rekombinator bei 8% Wasserstoff im Anfangsgemisch. Die lokale Temperatur ist ein Maß für die Anzahl der dort ablaufenden chemischen Reaktionen.

GRS examined the depletion of hydrogen in a containment by recombiners with a model describing the interaction between chemical reactions and the flow. It showed that with regard to vertical plate-recombiners the chemical reactions primarily take place in the lower foil areas. The temperature distribution in a recombiner with a hydrogen content of 8% in the initial mixture is presented. The local temperature is a measure for the number of chemical reactions taking place there.

(m07)

Kapitel 4

in the calculation models. With the higher prediction reliability, the margin to the limit values shall be quantified more precisely.

To fulfil these requirements, the **TESPA** computer code is being upgraded to analyse the damage extent of the fuel rods in case of loss of coolant. With regard to the damage mechanisms, the French reactivity experiments at the CABRI test facility are being evaluated.

Further, results from the Halden project and publications regarding the material correlations for the pellet (UO_2 , MOX, gadolinium) in case of high burn-up have been analysed. Suitable material correlations have been adopted in TESP. By this, the program can calculate the material properties dependent on the pellet burn-up. For the determination of the gap width, the ductility of the pellet has been considered in addition to an extended cladding-tube deformation calculation. These extended deformation models are the basis for the planned integration of a model for the gap heat transfer.

Reactor cooling system

The **ATHLET** computer code for the simulation of the steam supply system in an LWR has reached an advanced state of development and validation. With this code, the numerous users in Germany and abroad (about 50 organisations) dispose of a powerful tool for the realistic calculation of incidents which also covers the beyond-design basis up to core uncover. Regarding current power increases and new core loadings, ATHLET calculations are referred to for the examination of the design of the emergency core cooling system. In the new version Mod 1.2B, also available as PC version, numerous model improvements are summarised which, among others, describe the transport of boric acid in the coolant and the percentage of non-condensable gases in the steam. Several institutions, besides GRS, are involved in the systematic validation of this version.

Fundamentally new is the international trend to model the different forms of the two-phase flow dynamically to replace the static flow-regime maps. In this respect,

an approach has been realised in ATHLET by inserting a transport equation in the basic equations system and considering corresponding source terms. First examinations by means of air-water-experiments are encouraging for the further development.

ATHLET-CD is a program system for the realistic simulation of accidents with core meltdown. Essential processes are core damage, core degradation, the release of fission products from the fuel, the transport of fission products and aerosol in the reactor cooling systems, and the loads acting on the reactor pressure vessel, including their essential interactions. The focus is on the extension of the model scope to the late phases of core degradation. The works concentrated on the improvement of the model for the description of the melt relocation and the retroactive effect of the blockage formation on the fluid dynamics, the consideration of hydrogen absorption in fuel rod cladding material, the validation and improvement of the model for the simulation of destroyed core areas, as well as the model for the retention of fission products in the wetwells.

A further main point of development is the simulation of the interaction between molten core material in the lower plenum of the reactor pressure vessel (RPV) and the RPV-wall. Important mechanisms are the heat transfer and the mechanical behaviour of the re-solidified core material and RPV-wall.

It is the aim of the **2D/3D model development** to calculate the two-phase flow in the reactor vessel two- and three-dimensionally. The annulus flow is already being calculated two-dimensionally. The module has been integrated in the ATHLET system computer code. First test calculations have been performed with the FLUBOX program which is extended to three spatial dimensions. Constitutive equations have been developed to enable the calculation of three dimensional two-phase processes.

The **quantification of the prediction capability of computer codes** for the safety analysis of nuclear power plants remains another focal point of research and de-

velopment at GRS. It is required for giving reliable statements on the margin to the limit values. The thermal-hydraulic mechanisms can only be described with limited accuracy by the code models. For the determination of this uncertainty on the result, a value range is used for a model parameter instead of a single value. With the **SUSA (Software system for Uncertainty and Sensitivity Analyses)** code, developed at GRS, the uncertainty can be quantified. In addition to the value ranges and frequency distributions of the model parameters, uncertainties of the initial and boundary conditions are being considered, for example, uncertain states of the reactor at initiation of an incident. Based on the value ranges and frequency distributions of these input parameters, the scatter bands and frequency distributions of the computer code results are determined. The evaluation of the margin to acceptance limits, e.g. the maximum fuel rod cladding temperature, should be based on the upper limit of this distribution for the calculated temperatures.

Containment

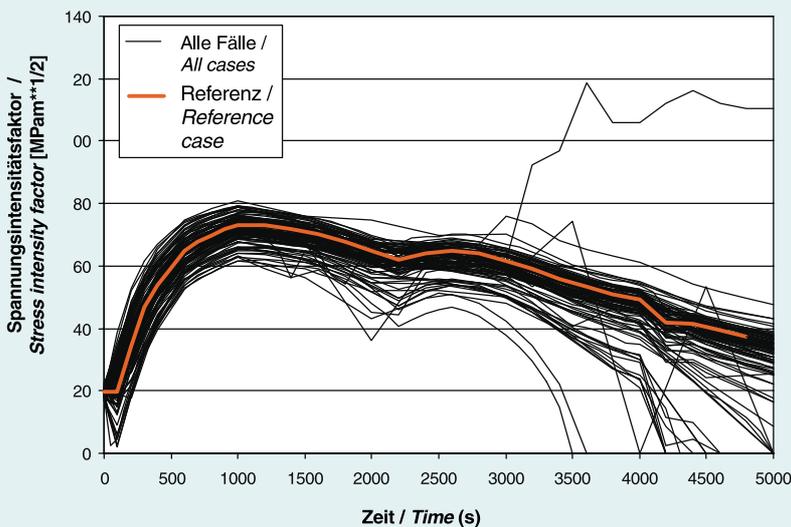
The containment is the last barrier for radioactive substances in case of incidents. Therefore, high quality standards are applied for the demonstration of its function and for the computer codes used for this purpose. For the analysis of an incident- and accident sequence, the **COCOSYS**, **ASTEC** and **LAVA** computer codes are being upgraded and validated at GRS.

The **COCOSYS** computer code, based on mechanistic modelling, has been improved primarily in its models, describing such interaction occurring during inner spraying by washing out of the aerosols, fission products and iodine from the containment atmosphere, as well as during aerosol- and fission products release from the core melt. The model for the calculation of the aerosol retention in water trays has been upgraded. Within the frame of its validation, **COCOSYS** is applied for different international standard problems (ISP), namely ISP41 (iodine chemistry), ISP42 (passive systems) and ISP44 (aerosol behaviour).

Aussagesicherheit einer bruchmechanischen Analyse für einen Reaktordruckbehälter (RDB)

Prediction Reliability of a Fracture-mechanical Analysis for a Reactor Pressure Vessel (RPV)

Die Unsicherheit der Rissbeanspruchung am tiefsten Punkt der Rissfront im Zeitbereich des Lastpfadmaximums relativ zur Referenzanalyse liegt zwischen etwa +10 % und -15 %. In der Spätphase der RDB-Transiente, in der der Spannungsintensitätsfaktor wieder abnimmt, wächst das Streuband unter der Referenzkurve auf bis zu 100 % an. Dieses Ergebnis zeigt, daß die Unsicherheit bei der Berechnung der Rissbeanspruchung auf dem abfallenden Lastpfad hoch ist. Die J-Integralformulierung ist bei Entlastungsvorgängen nach nennenswerter Plastifizierung des Materials nicht mehr gültig. Die Rechenergebnisse wurden hinsichtlich der Sensitivität der unsicheren Parameter auf die Bandbreite der Ergebnisse ausgewertet. Den größten Einfluss auf den zeitlichen Verlauf des Spannungsintensitätsfaktors am tiefsten Rissfrontpunkt haben die Elementgröße im Rissbereich und der Auswertebereich des J-Integrals. Damit erhält man wichtige Informationen zur Qualität der bruchmechanischen Analysemethodik, die auf dem J-Integral basiert. Für die Sicherheitsbewertung des RDB ist die Quantifizierung der Bandbreite der Ergebnisse wichtig, da sie, in Betriebszeit ausgedrückt, mehrere Brennelementzyklen umfassen kann.



▲ RDB-Unsicherheitsanalyse: Zeitlicher Verlauf der Rissbeanspruchung eines Teilumfangsrisse (16 mm tief, 96 mm lang) infolge Notkühltransiente (50 cm² Leck)

RPV uncertainty analysis: Time history of the crack loading of a partial circumferential crack (16 mm deep, 96 mm long) due to a emergency core cooling transient (50 cm² leak)

The uncertainty of the crack loading at the lowest point of the crack front in the time frame of the load path maximum in relation to the reference analysis is about +10 % and -15 %. In the late phase of the RPV transient, in which the stress intensity factor decreases again, the scatter band below the reference curve increases up to 100 %. This result shows that the uncertainty in the calculation of the crack loading on the decreasing load path is high. The formulation of the J-integral is no longer valid in case of stress-relief processes after considerable plastification of the material. The computer code results were evaluated with regard to the sensitivity of the uncertain parameters to the band width of the results. The element size in the crack area and the evaluation range of the J-integral exert the largest influence on the time sequence of the stress intensity factor at the lowest point of the crack front. By this, important information on the quality of the fracture-mechanical analysis methods based on the J-integral is provided. The quantification of the band width of the results is important for the safety assessment of the RPV, since it can comprise, expressed in operating time, several fuel-element cycles.

The model for the description of oil and cable fire has been extended. In contrast to others, the program shall automatically calculate the burn-down rate on the basis of available thermal-hydraulic boundary conditions.

The **ASTEC** computer code is jointly being developed with IPSN. It is an integral program for the simulation of severe accident sequences in the reactor cooling system and in the containment. At present, the development is being performed in a double-tracked way. On the one hand, the current version is being improved regarding the fission product transport in the primary system, the iodine behaviour in the containment and the melt-concrete interaction. This provides the basic version for a diversified external validation of ASTEC, realised within the framework of the EVITA project of the 5th framework programme of the EU, started within the reporting period. On the other hand, a new version is being developed with emphasis on the extension of the models for the thermal-hydraulics of the cooling circuits and for the core degradation, as well as on the improved simulation of the hydrogen deflagration.

The **LAVA** computer code describes the spreading of molten core material in the containment. The modelling of the relevant material properties has been improved and successfully validated by means of spreading experiments with prototypical core melt.

For the simulation of **hydrogen deflagration** in gas clouds or inside of a containment, simple, fast calculating programs are available at GRS, but also time-consuming ones which solve the deflagration process in detail. Post-test calculations were performed for several experiments of the Japanese test facility NUPEC.

The **depletion of hydrogen by recombiners** has been examined by means of a model representing the interaction between chemical reactions and flows. It showed that with regard to

vertical plate-recombiners the chemical reactions primarily take place in the lower foil areas.

Interactive incident simulation

Within the framework of the **ATLAS 2000** project, the analysis simulator ATLAS is being upgraded by using new technologies. By this, the user disposes of a modern simulation tool for safety analyses. New graphics standards and computer platforms are being introduced. Moreover, procedures shall be applied allowing to estimate parameters not known exactly on the basis of concrete measuring data from a nuclear power plant. By this, the effort to adapt the input data to the current plant state is being reduced. In addition, auxiliary tools are to be developed within the framework of the project for the establishment of input data sets serving the description of piping systems and of equipment of I&C and systems engineering.

Component safety

The examination of the structure-mechanical behaviour of components concentrates on the quantification of the prediction capability of a fracture-mechanical analysis for the assessment of the integrity of the reactor pressure vessel (RPV). In a systematic approach, uncertainties were registered which occur during the description of a semi-ellipsoidal surface crack under transient thermal-mechanical load. Distribution functions for selected parameters of the analysis model were fixed, parameter combinations using statistical methods were determined and on this basis, 100 finite-element calculations were performed. By this, the value range of relevant results could have been determined.

Probabilistic safety analyses – risk and reliability

Probabilistic safety analyses (PSA) are a standard in assessing the safety of nuclear power plants. They supplement the deterministic approach and are increasingly applied world-wide.

The aim of research at GRS is the development of methods for the quantification of phenomena and effects important for a probabilistic safety analysis according to the state of the art, i.e. for studies on initiating events up to the release of radioactive substances into the environment.

Regarding the common-cause initiating event "fire", an appropriate data collection procedure has been developed for the quantification of frequencies of local fires, which especially considers the plant-specific conditions. Furthermore, a method has been developed for the dynamical, time-dependent analysis of fires.

Further works concern the enhancement of the assessment methods for operator actions under accident conditions. The works performed in this respect dealt with the development of a model which is able to represent the correlation between cognitive processes, cognitive errors, as well as factors promoting cognitive errors.

Uncertainty analyses are performed to quantify the prediction capability of computer codes. Introducing uncertainties for probabilistic safety assessments needs to distinguish uncertainty due to stochastic variability (aleatory) and knowledge uncertainty (epistemic). In order to support this distinction in a methodologically efficient way, SUSAs were extended by an additional analysis level (SUSA-AB).

Aleatoric and partially also epistemic uncertainties are often subject to a strong interaction between the time sequences of the dynamics computed by the deterministic model. Development and testing of suitable methods for it is object of the continuous work. The concept will be realised in the form of a stochastics module that may be coupled with deterministic dynamics models.

The analysis of the influence of epistemic uncertainties on PSA results, obtained with the combination of stochastics module and dynamics module, requires many repetitions of stochastic calculations with randomly selected combinations of parameter values. Due to excessive calculation time needs, this may be judged impracticable. Therefore, a concept for the simplified approximate analysis of epi-

stemic uncertainties of such a probabilistic dynamics calculation has been developed.

Scientific and technical co-operation with Central and Eastern Europe

Primary objective of the scientific and technical co-operation with Russia, the Ukraine, Bulgaria, the Slovak Republic, the Czech Republic and Hungary is the adaptation, upgrading and validation of the GRS computer codes ATHLET, ATHLET-CD, QUABOX/CUBBOX and RALOC for Russian-designed reactors.

Within the frame of the co-operation with Russia, works on the IAEA-organised program for the examination of an adequate modelling of the stability behaviour of the RBMK-channels for a transient analysis (loss of feedwater supply) has been continued. Together with the Kurchatov Institute, GRS participates in these studies with the computer codes QUABOX/CUBBOX and ATHLET, as well as with the coupled version of these codes. At present, a detailed analysis (16 thermal-hydraulic channels) is being performed with the coupled version, considering in particular the modelling of the hot channel.

The co-operation with the Slovak Republic and Bulgaria concentrates above all on the validation of the ATHLET and RALOC/DRASYS codes.

A focal point of the co-operation with the Czech Republic was the set-up of an analysis simulator on the basis of the GRS-software ATLAS for the Czech VVER-1000 plant in Temelin.

For the Hungarian experimental facility PMK, a large leakage from the primary side to the secondary side was calculated in good agreement with measured values together with the Hungarian organisation KFKI (Atomic Energy Research Institute). The Hungarian 3D-core model, coupled with ATHLET, was applied for VVER-incidents and –transients. An uncertainty analysis was performed on calculations of a PMK-experiment with break of the pressuriser surge line.

K. Wolfert, H. Glaeser

Berechnungen zum OECD PWR Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark mit dem gekoppelten Codesystem ATHLET – QUABOX/CUBBOX

In den letzten Jahren war die Kopplung von 3D-Neutronenkinetik-Modellen mit thermo-fluiddynamischen Systemcodes ein Arbeitsschwerpunkt. Damit wird das Ziel verfolgt, Transienten und Störfälle in Kernkraftwerken realistischer zu modellieren. Der in der GRS entwickelte thermo-fluiddynamische Systemcode ATHLET wurde inzwischen mit folgenden 3D-Neutronenkinetik-Modellen gekoppelt: BIPR8 vom Kurtschatow Institut für WWER-Anlagen, QUABOX/CUBBOX von der GRS für Leichtwasserreaktoren (LWR) und RBMK-Anlagen, DYN3D vom Forschungszentrum Rossendorf und KIKO-3D von KFKI Atomic Energy Research Institute, Budapest, für LWR- und WWER-Anlagen. Die anderen international bekannten Systemcodes, wie CATHARE, RELAP und TRAC, wurden in gleicher Weise mit 3D-Neutronenkinetik-Modellen gekoppelt.

Gekoppelte Rechenprogramme

Die gekoppelten Rechenprogramme wurden insbesondere für Störfallbedingungen mit starker Wechselwirkung zwischen der Neutronenkinetik und der Fluidodynamik im Primärkreis entwickelt. Beispiele hierfür sind

- der Deborierungs-Störfall mit heterogener Borverdünnung im Druckwasserreaktor,
- die Unterkühlungs-Transienten bei stark negativem Moderator-temperatur-Reaktivitätskoeffizienten im Druckwasserreaktor,
- die Betriebstransienten mit unterstelltem Ausfall der Schnellabschaltung (ATWS), deren Verlauf im wesentlichen von den Reaktivitätsrückwirkungen bestimmt wird, und
- das Stabilitätsverhalten von Siedewasserreaktoren an der Stabilitätsgrenze oder im instabilen Bereich.

Für diese Ereignisse kann die Genauigkeit der Analysen deutlich verbessert werden, indem die wechselseitigen Abhängigkeiten der Neutronenkinetik und Fluidodynamik direkt modelliert werden.

Benchmarkproblem

Um die entwickelten Rechenmodelle zu überprüfen und ihre Leistungsfähigkeit zu

vergleichen wurde vom OECD/CSNI ein Benchmarkproblem definiert. Es bestand in der Aufgabe, das Anlagen- und Kernverhalten eines Druckwasserreaktors nach einem Frischdampfleitungsbruch zu berechnen. Der Spezifikation zum „PWR Main Steam Line Break (MSLB)“ Benchmark liegt als Referenzanlage der Block 1 des amerikanischen Kernkraftwerks Three Mile Island (TMI-1) zu Grunde, eine Anlage mit zwei Hauptkühlkreisläufen und Geradrohr-Dampferzeugern.

Der Bruch der Frischdampfleitung an einem der beiden Dampferzeuger ist das einleitende Ereignis des Störfalls. Bei 114 % Nennleistung wird die Reaktorschneellabschaltung ausgelöst, wobei unterstellt wird, dass der wirksamste Steuerstab ausfällt („stuck-rod“). Weiter ist für den Ablauf bestimmend, dass der nicht betroffene Dampferzeuger isoliert wird und die Umwälzpumpen in beiden Kreisläufen unverändert weiterlaufen.

ATHLET-Anlagenmodell

Das Anlagenmodell von ATHLET beschreibt den Primärkreis bestehend aus dem Reaktordruckbehälter mit dem Kern und den beiden symmetrischen Kreisläufen mit heißer Leitung, Geradrohr-Dampferzeuger und kalter Leitung. Die Kühlmittelströmung durch den Druckbehälter wird durch zwei Strömungswege im unteren Plenum (Downcomer), Reaktorkern und oberen Plenum beschrieben. Sie sind im

oberen Plenum miteinander verbunden. Die Vermischung des Kühlmittels im unteren und oberen Plenum wird durch Energieaustausch nach einem vorgegebenen Verhältnis beschrieben. Die Sekundärseite des geschädigten Geradrohr-Dampferzeugers wird detailliert mit Speisewasserleitung, Downcomer, Aufstiegszone und Frischdampfleitung beschrieben. Für die Sekundärseite des intakten Dampferzeugers wird ein vereinfachtes Modell verwendet.

Vergleich der Ergebnisse

Für den Vergleich der Ergebnisse wurden drei Phasen definiert:

- **Phase 1:** Berechnung des Anlagenverhaltens mit punktkinetischem Kernmodell
- **Phase 2:** Berechnung des Kernverhaltens mit vorgegebenen Randbedingungen
- **Phase 3:** Berechnung des Anlagenverhaltens mit 3D-Neutronenkinetikmodell.

Zu den Ergebnissen mit ATHLET zur Phase 1 siehe Informationskasten S. 56.

Ergebnisse mit ATHLET zur Phase 1

Results with ATHLET for Phase 1

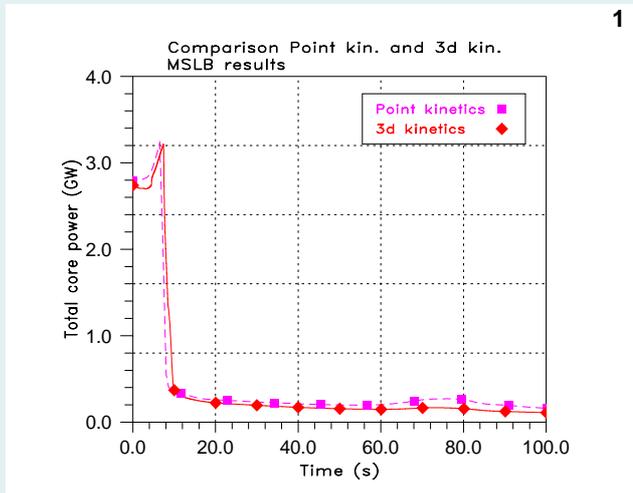


Abb. 1 zeigt die gesamte Reaktorleistung, wobei zum Vergleich der Leistungsverlauf aus der gekoppelten Berechnung mit 3D-Neutronenkinetik dargestellt ist. Durch die Abkühlung des Reaktorkerns kommt es zunächst zum Leistungsanstieg, der bei 114 % Nennleistung durch die Reaktor-Schnellabschaltung unterbrochen wird. Nach 60 Sekunden steigt durch die Abkühlung des Reaktorkerns die Leistung erneut, jedoch sehr gering.

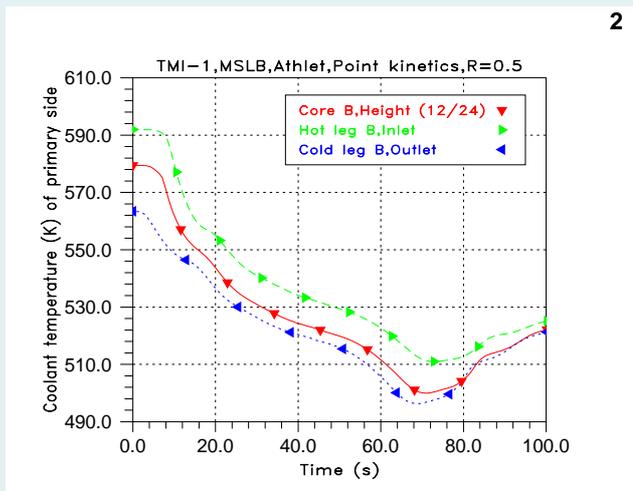


Abb. 2 zeigt die Abkühlung des Reaktorkerns und die Kühlmittel-Temperaturen im betroffenen Kühlmittelkreislauf. Die minimale Temperatur in der kalten Leitung wird bei 68 Sekunden erreicht. Durch das Abströmen des Kühlmittels am Leck fällt der Frischdampf-Druck ab, und der Dampferzeuger wird bei 80 Sekunden sekundärseitig vollständig leer. Schon bei geringem Wassergehalt im Dampferzeuger wird die Wärmeübertragung vom Primärkreis deutlich verringert, so dass die Abkühlung ihr Minimum erreicht.

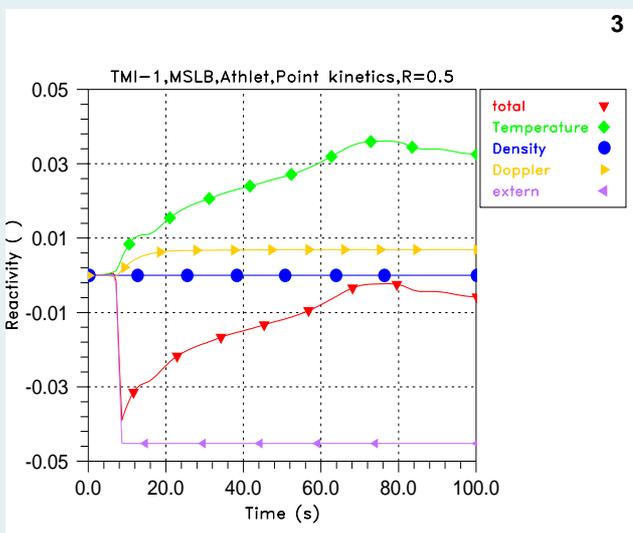


Abb. 3 zeigt die Auswirkungen auf den Reaktivitätszustand des Reaktorkerns. Dargestellt sind die Beiträge zur Reaktivität durch die Reaktor-Schnellabschaltung, der positive Beitrag durch die Brennstoff-Temperatur bzw. die Dopplerreaktivität infolge der Verringerung der Leistung und die damit verbundene Abnahme der Brennstofftemperaturen sowie der positive Beitrag von der Moderatorreaktivität infolge der kontinuierlichen Abkühlung des Reaktorkerns bis zur minimalen Kühlmitteltemperatur. Die Gesamtreaktivität des Kerns erreicht nicht wieder Kritikalität, der Abstand ist jedoch sehr gering. Der geringe Abstand bedingt eine große Empfindlichkeit des Leistungsverlaufs gegenüber Modellparametern und Randbedingungen des Störfalls. Bei Kritikalität kommt es zu einem ausgeprägten Leistungsanstieg.

Fig. 1 shows the total reactor power, presenting the power from the coupled calculation with 3D-neutron kinetics for comparison. First, there is a power increase due to the cooling down of the reactor core, which is interrupted at 114 % nominal power by the reactor scram. After 60 seconds, the power increases again by the cooling down of the reactor core, but very slowly.

Fig. 2 shows the cooling down of the reactor core and the coolant temperatures in the concerned coolant loop. The minimum temperature in the cold leg is reached at 68 seconds. By discharge of the coolant at the leak, the pressure of the main steam decreases and the steam generator is completely empty at 80 seconds. Even with low water content in the steam generator, the heat transfer from the primary circuit is reduced remarkably, so the cooling down reaches its minimum.

Fig. 3 shows the reactivity state of the reactor core. It presents the contributions to reactivity by reactor scram, the positive contribution by fuel temperature or the Doppler reactivity, due to the reduced power and the decrease of the fuel temperature connected with it, as well as the positive contribution of the moderator-temperature reactivity due to the continuous cooling down of the reactor core down to the minimum coolant temperature. The total reactivity of the core does not reach criticality again, but the distance is very small. The small distance causes a great sensitivity of the power transient towards model parameters and boundary conditions of the accident. In case of criticality, the power increase is higher.

Ergebnisse mit ATHLET- QUABOX/CUBBOX zur Phase 2

Zur Phase 2 wurde die Abhängigkeit der Ergebnisse von der Anzahl der Kühlkanäle mit dem 3D-Neutronenkinetik-Modell QUABOX/CUBBOX ausführlich untersucht. In der Referenzrechnung wurde jedem Brennelement ein Kühlkanal zugeordnet. Dies entspricht 178 thermohydraulischen Ka-

nälen. Vergleichend wurden Varianten mit 14 bzw. 18 Kühlkanälen berechnet. Die geringe Anzahl ließ es zu, die „stuck-rod“-Position mit der näheren Umgebung durch einzelne Kühlkanäle zu beschreiben, so dass die Zuordnung dem Problem angepasst ist. Bei allen Berechnungen stimmen die Mittelwerte für die Reaktorleistung während der Transiente gut überein, erhebliche Unterschiede bestehen jedoch

bezüglich der lokalen Leistungsdichte beim Wiederanstieg der Leistung. Genauere Ergebnisse können nur mit einer direkten Zuordnung der Kühlkanäle zum Brennelement erreicht werden.

Zu den Ergebnissen mit ATHLET-QUABOX/CUBBOX zur Phase 3 siehe Informationskasten S. 58.

Calculations on the OECD PWR Main Steam Line Break (MSLB) Benchmark with the Coupled Code System ATHLET – QUABOX/CUBBOX

In the last years, the activities have been concentrating on the coupling of the 3D-neutronics models with thermal-fluidodynamical system codes. By this, it is aimed at modelling transients and accidents in nuclear power plants more realistically. In the meantime, the GRS-developed thermal-fluidodynamical computer code ATHLET has been coupled with the following 3D-neutronics models: BIPR8 of the Kurchatov-Institute for VVER-plants, QUABOX/CUBBOX of GRS for light-water reactors (LWR) and RBMK-plants, DYN3D of the Rossendorf Research Centre and KIKO-3D of KFKI Atomic Energy Research Institute, Budapest, for LWR- and VVER-plants. The other internationally known computer codes, such as CATHARE, RELAP and TRAC, have been coupled with 3D-neutronics models in the same way.

Coupled computer codes

The coupled computer codes have been developed especially for accident conditions with strong interaction between neutron kinetics and fluid-dynamics in the primary system. Examples for it are

- the deboration accident with heterogeneous boron dilution in the pressurised water reactor,
- the subcooling-transient with strongly negative moderator-temperature reactivity coefficient in the pressurised water,
- the anticipated transients with postulated failure of the reactors scram system (ATWS), the sequence of which is primarily determined by the reactivity feedback, and

- the stability behaviour of boiling water reactors at the stability limit or in the unstable area.

For these events, the accuracy of the analyses can be improved significantly by modelling the interaction of the neutron kinetics and the fluid-dynamics directly.

Benchmark problem

In order to examine the developed calculation models and to compare their capability, a benchmark problem was defined by OECD/CSNI. It had the task to calculate the plant and core behaviour of a pressurised water reactor after a main-steam-line break. The specification regarding the “PWR Main Steam Line Break (MSLB)” benchmark is based on Unit 1 of the nuclear power plant Three Mile Island (TMI-1) as

reference plant, which is a plant with two reactor coolant loops and once-through steam generators.

The break of the main-steam line at one of the two steam generators is the initiating event of the accident. At 114 % nominal power, the reactor scram is actuated, postulating that the most efficient control rod fails (“stuck-rod”). Furthermore, the event sequence is determined that the non-affected steam generator will be isolated and the recirculation pumps in the two loops continue operation without change.

ATHLET plant model

The plant model of ATHLET describes the primary circuit consisting of the reactor pressure vessel with the core and the two symmetric circuits with hot leg, once-through steam generators and cold leg. The coolant flow via the pressure vessel is described by two flow paths in the lower plenum (downcomer), reactor core and upper plenum. The mixing of the coolant in the lower and upper plenum is described by energy exchange according to a given ratio. The secondary side of the damaged once-through steam generator is described in detail with feedwater line, downcomer, riser and main-steam line. A simplified model is used for the secondary side of the intact steam generator.

Comparison of the results

Three phases were defined for the comparison of the results:

- **Phase 1:** Calculation of the plant behaviour with point-kinetics core model
- **Phase 2:** Calculation of the core behaviour with given boundary conditions
- **Phase 3:** Calculation of the plant behaviour with 3D-neutronics model.

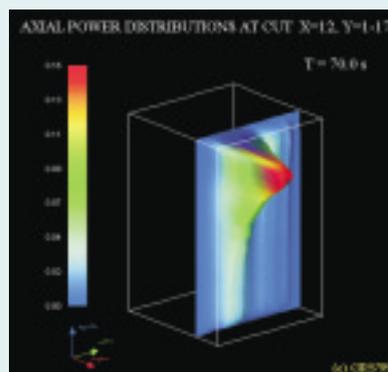
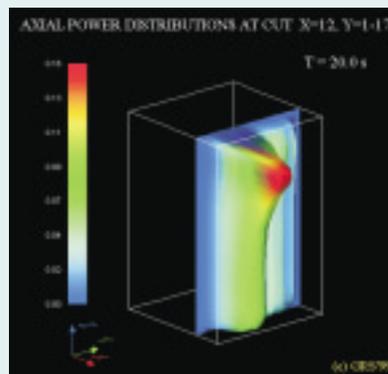
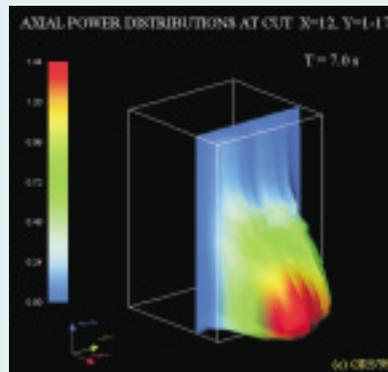
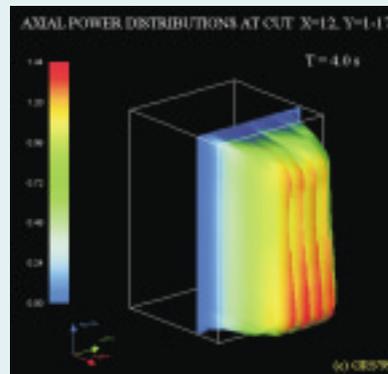
For results with ATHLET for Phase 1 see box on page 56.

Results with ATHLET-QUABOX/CUBBOX for Phase 2

For Phase 2, the dependency of the results on the number of the cooling channels was examined in detail by means of the 3D-neutronics model QUABOX/CUBBOX. In the reference calculation, one cooling channel was assigned to each fuel element. This corresponds to 178 thermal-hydraulic channels. For comparison, variants with 14 and 18 cooling channels were calculated. The low number allowed to describe the stack-rod position with the surrounding by individual cooling channels, so that the assignment is adapted to the problem. For all calculations, the mean values for the reactor power are in good agreement during the transient. However, there are considerable differences regarding the local power density during re-rise of the power. More precise results can only be achieved with a direct assignment of the cooling channels to the fuel element.

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

Ergebnisse mit ATHLET-QUABOX/CUBBOX zur Phase 3 Results with ATHLET-QUABOX/CUBBOX for Phase 3



1 Gekoppelte Berechnung der Transiente mit der Zuordnung von 178 Kühlkanälen. Die Grafik zeigt die räumliche Leistungsverteilung während verschiedener Transienten-Abschnitte. Der Vergleich im Verlauf der Gesamtleistung dieser gekoppelten Berechnung mit 3D-Neutronenkinetik zur punktkinetischen Lösung ist bereits in Abb. 1 (siehe hierzu „Ergebnisse mit ATHLET zur Phase 1, Seite 56) enthalten. In bezug auf die thermohydraulischen Parameter der Reaktoranlage wurde sehr gute Übereinstimmung erzielt.

2 Trotz der grundsätzlichen Übereinstimmung im Leistungsverlauf ist darauf hinzuweisen, dass die lokale Leistungsdichte nur in der 3D-Neutronenkinetik-Rechnung bestimmt werden kann. Da die Ergebnisse, wie diskutiert, empfindlich von Modellparametern, insbesondere des Dampferzeugers, und zeitlichen Parametern abhängen, wäre eine Unsicherheitsanalyse erforderlich, um ihren Einfluss besser quantifizieren zu können.

3 *Coupled calculation of the transient with the assignment of 178 cooling channels. The graph shows the spatial power distribution during different transient sections. The comparison between the total power distribution of this coupled calculation with 3D-neutron kinetics and the solution with point kinetics is already included in Fig. 1 (see “Results with ATHLET for Phase 1, page 56). With regard to the thermal-hydraulic parameters of the reactor facility good agreement was achieved.*

4 *In spite of the general agreement regarding power distribution, it has to be pointed out that the local power density can only be determined in the 3D-neutronics calculation. Since the results, as discussed, strongly depend on model parameters, in particular the steam generators, and time parameters, an uncertainty analysis would be necessary for a better quantification of their impact.*

Analysesimulator für den WWER-1000

Analysesimulatoren sind ein nützliches Instrument für die Analyse und die Bewertung des Verhaltens von Kernkraftwerken unter Störfallbedingungen. Auch die Auslegung überschreitende Ereignisse werden zunehmend erfasst, um z. B. Strategien für den anlageninternen Notfallschutz zu optimieren. Für deutsche Kernkraftwerke sind derartige Simulatoren mit dem Analysecode ATHLET seit längerem verfügbar. Dieser wurde von der GRS entwickelt und findet international großes Interesse. Er wird vielfach in partnerschaftlicher Zusammenarbeit mit Fachinstitutionen im Ausland für ausländische Anlagen angepasst. Auch in der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit den Staaten Osteuropas war ein Schwerpunkt, einen Analysesimulator für den WWER-1000/W-320, eine russische Baulinie mit Druckwasserreaktor, zu entwickeln. Das Projekt wurde gemeinsam mit dem russischen Hersteller von Kraftwerkssimulatoren **General Energy Technologies (GET)/All-Russian Research Institute of Nuclear Power Plant Operation (VNIIAES)** durchgeführt. Referenzanlage war das Kernkraftwerk Balakowo, Block 4.

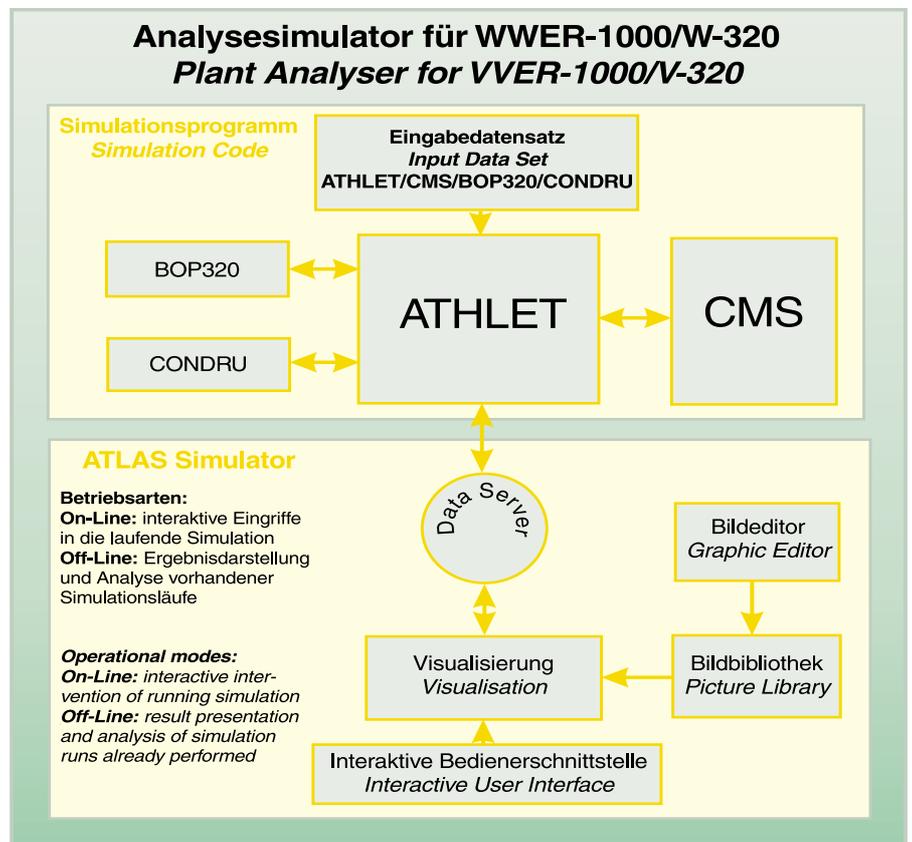
Im Analysesimulator wird die Thermofluid-Dynamik des Primärkreislaufs einschließlich der Sekundärseite der Dampferzeuger auf der Basis des deutschen Rechenprogramms ATHLET (Analyse der Thermohydraulik von Lecks und Transienten) realisiert und werden die Strömungs- und Wärmeübergangsprozesse simuliert. Erfasst wird der gesamte Störfallbereich von betrieblichen Störungen über Transienten und Kühlmittelverlust-Störfälle bis hin zu Störfällen, die die Auslegung überschreiten, jedoch ohne Kernschäden. Sein modularer Aufbau entspricht den wichtigsten Prozessen, die bei der Berechnung von Störfallabläufen zu simulieren sind:

- **Thermofluid-Dynamik (Modul TFD):** Dieses Modul berechnet Transienten der ein- und zweiphasigen Strömung auf der Basis eines Netzwerks aus sogenannten Thermofluid-Objekten.
- **Wärmeleitung/Wärmeübertragung (Modul HECU):** Dieses Modul simuliert die festen Bauteile, die in erheblichem Umfang Wärme leiten, speichern und mit dem Kühlmittel austauschen können.
- **Neutronenkinetik (Modul NEUKIN):** Dieses Modul berechnet die Reaktorleistung, wahlweise mit einem Punkt- oder mit einem eindimensionalen Kinetikmodell.
- **Steuerung und Regelung (Modul GCSM):** Dieses Modul bildet unter

Die Thermofluid-Dynamik des Sekundärkreislaufs wird mit dem russischen Programm CMS (**C**ompressible **M**ixture **S**olver) berechnet. Es wurde von **General Energy Technologies (GET)** für die Simulation des Sekundärkreislaufs mit seinen Komponenten entwickelt und berechnet das transiente Verhalten eines Mehrkomponenten-Zweiphasen-Gemischs in einem modularen thermohydraulischen Netzwerk. Dazu wird eine Systemkonfiguration aus fluiddynamischen Basiselementen definiert. Dabei sind die Phasen homogen verteilt und im thermodynamischen Gleichgewicht. Nur bei Zuständen ohne Flüssigkeit wird eine Überhitzung des Gas-Dampf-Gemischs zugelassen. Folgende Basiselemente mit verschiedenen fluiddynamischen Modellen sind verfügbar:

- **Punkt:** Eine Zone, für die die Massen- und Energiebilanz sowie die Gaskonzentration bestimmt werden.

Verwendung einer Block-orientierten Simulationssprache die gesamte Leittechnik und ermöglicht es, zusätzliche Programme über eine allgemeine Schnittstelle einzubinden.



▲ Struktur des Analysesimulators für den WWER-1000/W-320
Structure scheme of the plant analyser for VVER-1000/V-320

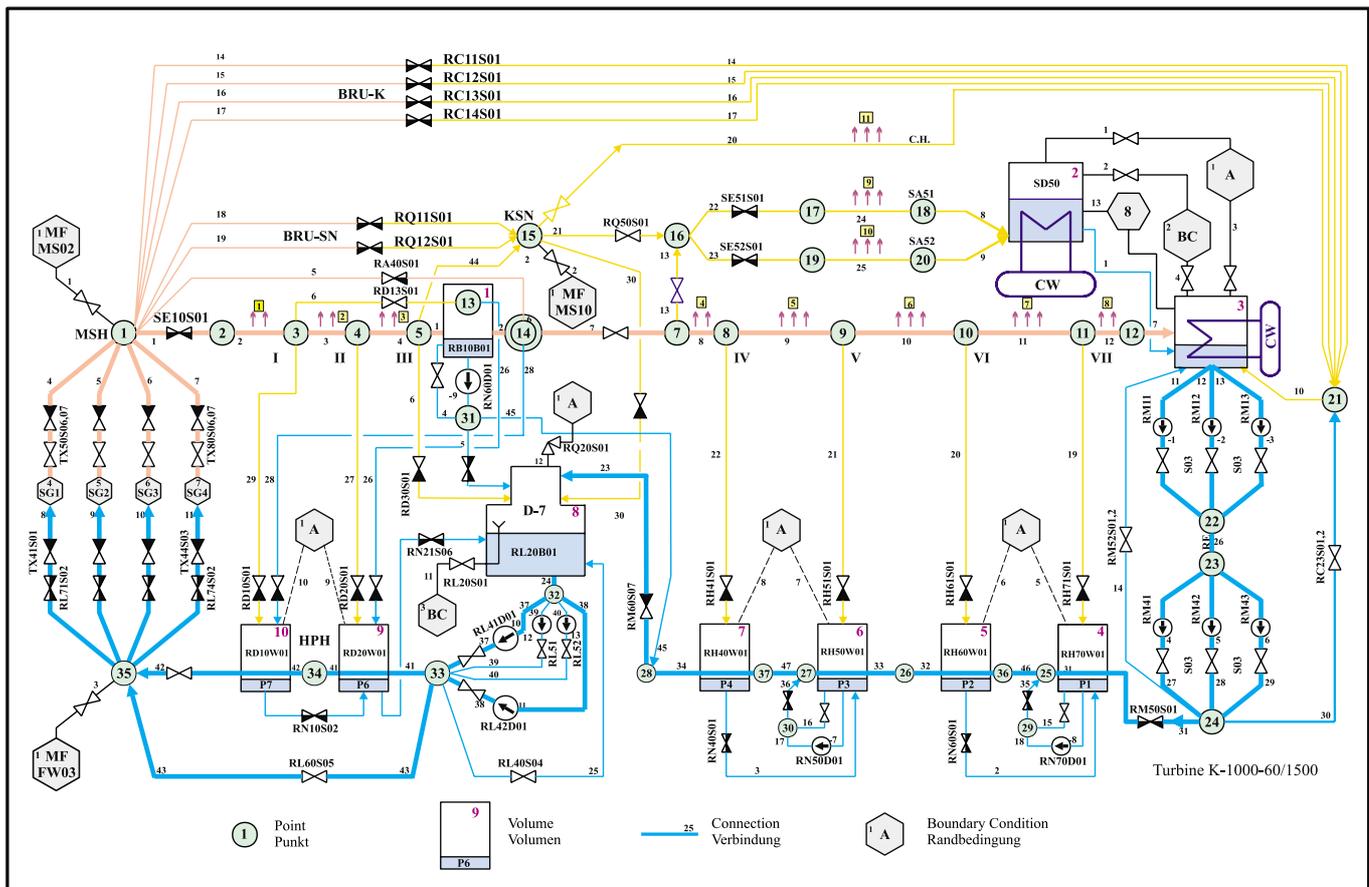
- **Volumen:** Eine doppelte Zone mit einem unteren separaten Bilanzraum für Flüssigkeit und einem oberen für ein Gas-Dampf-Flüssigkeits-Gemisch, wobei der Massen- und Energieaustausch zwischen beiden Zonen berücksichtigt wird.
- **Verbindung:** Verbindung zwischen Punkten mit einer gemeinsamen Impulsbilanz für das Gemisch. Bei einem Volumen hängt die Zuordnung von der Anschlussgeometrie und dem Flüssigkeitsfüllstand im Volumen ab.
- **Randbedingung:** Definitionen für Randbedingungen, z. B. Schnittstelle zu anderen Programmen.

Zusätzlich enthält das Programm Modelle für Wärmetauscher, Pumpen, verschiedene Ventiltypen und ein Turbinenmodell. Die im Analysesimulator verwendete CMS-Konfiguration des Sekundärkreislaufs umfasst die vollständige Modellierung des Frischdampf-, Kondensat- und Speisewassersystems sowie der Turbine. Die Schnittstelle zu ATHLET bilden die Frischdampf- und Speisewasserströme aus bzw. in die vier Dampferzeuger.

Die Hauptregelkreise der Leittechnik werden durch die für diesen Zweck entwickelte Regler-Modul-Bibliothek BOP320 detailgetreu simuliert. Diese Bibliothek modelliert auf FORTRAN-Basis die wichtigsten Regelsysteme des WWER-1000/W-320:

- Leistungsregelung und -begrenzung,
- Primärdruckregelung (Sprühregelung und Heizung im Druckhalter),
- Druckhalter-Füllstandsregelung,
- Sekundärdruckregelung,
- Füllstandsregelung der Dampferzeuger (Speisewasserregelung),
- Turbinenregelung (verschiedene Betriebsarten und manuell).

Die Module werden über die ATHLET-Schnittstelle eingebunden und ergänzen die Modellierung im Modul GCSM. Weitere Regelmodelle des Sekundärkreislaufs sind im CMS direkt realisiert.



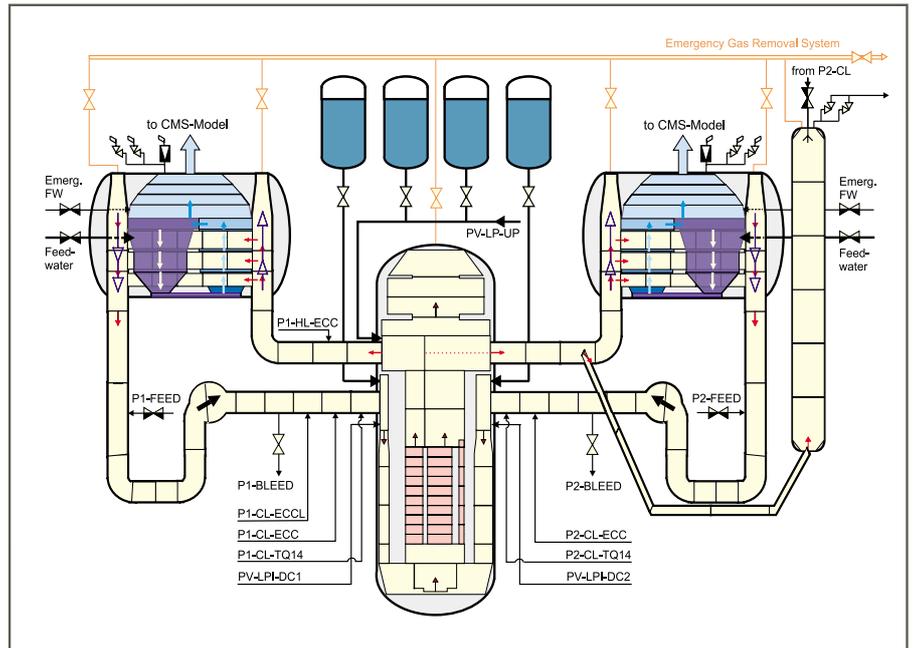
▲ Nodalisation im russischen Programm CMS (**C**ompressible **M**ixture **S**olver), das den Sekundärkreislauf eines WWER-1000/W-320 simuliert. Die Schnittstelle zu ATHLET bilden die Dampferzeuger SG1 bis SG4 (links in der Grafik).

Nodalisation in the Russian CMS (**C**ompressible **M**ixture **S**olver) program which simulates the secondary circuit of a VVER-1000/V-320. The steam generators SG1 to SG4 form the interfaces with ATHLET (at the left).

Das dynamische Verhalten des Containments beschreibt das Modul CONDRO. Es wurde von der GRS entwickelt und berechnet den Druckverlauf in einem Containment beim Kühlmittelverlust-Störfall. Es basiert auf einem Zweiphasen-Dreikomponenten-Modell für drei Bilanzräume, die durch freie bzw. druckabhängige Überströmquerschnitte verbunden sind. Das Modul ist an ATHLET gekoppelt und bestimmt den Zeitpunkt des Signals „Containment-Abschluss“.

Die Steuerung des gesamten gekoppelten Programmsystems übernimmt ATHLET. Die Charakterisierung der Anlage und die spezifischen Eigenschaften der Modelle werden in erster Linie über den Eingabedatensatz von ATHLET vorgegeben. Dieser hat daher für eine realistische Simulation eine zentrale Bedeutung. Der gegenwärtig verwendete Datensatz für den WWER-1000/W-320 (Kernkraftwerk Balakowo, Block 4) wurde im Laufe mehrerer Jahre in Zusammenarbeit mit der russischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Gosatomnadsor und dem Kurtschatow-Institut erstellt. Er wurde bereits durch russische und deutsche Experten anhand einer großen Anzahl von Analysen realistischer Störfallabläufe qualifiziert.

Zur interaktiven Steuerung der Simulation und zur Visualisierung der Ergebnisse des gekoppelten Gesamtsystems ATHLET/CMS/CONDRO wird der Analysesimulator ATLAS (ATHLET Analysis Simulator) verwendet. Diese ebenfalls von der GRS entwickelte Analysesimulator-Software setzt auf Rechenprogramme auf, die die dynamischen Prozesse nachbilden. Sie bietet darüber hinaus eine Simulationsumgebung, in der ein interaktives Visualisierungssystem Darstellung und Bewertung einer Vielzahl von Ergebnissen unterstützt und die direkte Eingriffe während der Simulation ermöglicht. Die zentrale Prozessdaten-Schnittstelle ist ein Datenserver, der die Ergebnisdaten speichert, verwaltet und für das Visualisierungssystem bereithält. Gleichzeitig entkoppelt der Server das Visualisierungssystem von der Prozessdaten-Schnittstelle und speichert die aktuellen Prozessdaten mit Zeitstempel sowie die Zeit für alle



▲ ATHLET-Nodalisationsschema für den WWER-1000/W-320-Analysesimulator
ATHLET nodalisation scheme for the VVER-1000/V-320 analysis simulator

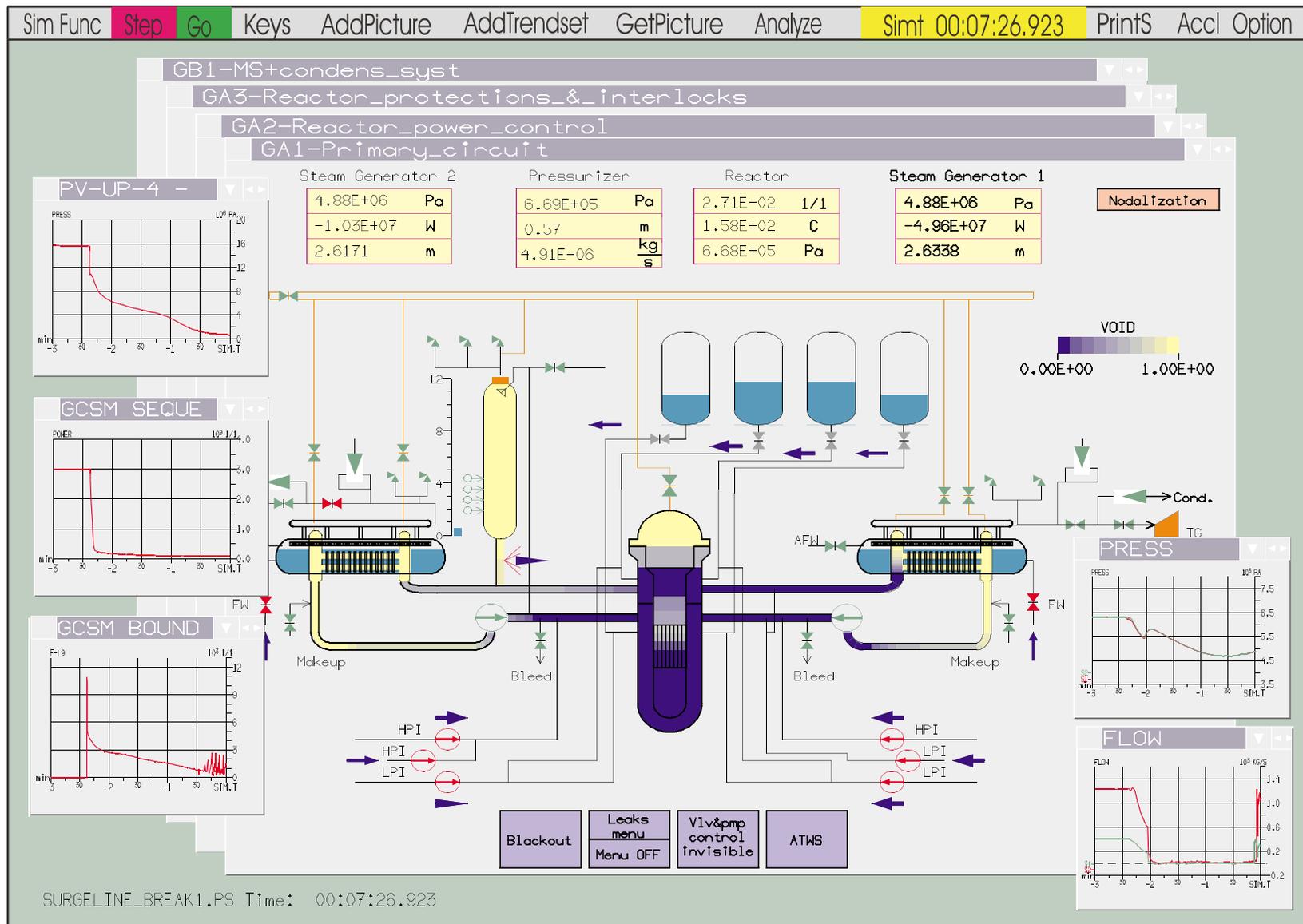
eintreffenden Daten. Die angekoppelten Programme können deshalb ein beliebiges Datum während des gesamten gespeicherten Zeitverlaufs abrufen. Dieser Datenzugriff macht es z. B. möglich, während der Simulation Playbacks laufen zu lassen.

Die grafische Benutzeroberfläche wird mit der Maus bedient. Bildsymbole lösen beim Anklicken entweder Eingriffe in den Simulationsablauf aus oder erlauben den Zugriff auf den Zeitverlauf der entsprechenden Prozessgrößen. Das Menü im Simulatorfenster ermöglicht es, die Simulation zu starten, zu beenden, Unterbrechungszeiten zu setzen, Playbacks der Simulation durchzuführen, deren Ablaufgeschwindigkeit zu wählen und Schnappschüsse vom Simulatorfenster zu speichern. Gespeicherte Simulationen lassen sich mit einer auswählbaren Geschwindigkeit abspielen. Darüber hinaus können der Momentanwert und der Trend für alle Parameter dargestellt werden. Es ist außerdem möglich, verschiedene Parameter auszuwählen und als Trendgruppe zu visualisieren.

Zur Steuerung der Simulation und zur Visualisierung der Ergebnisse können aus

einer Grafikkbibliothek Anlagenschemata oder Parametergruppen abgerufen werden. Für den WWER-1000/W-320 stehen zur Zeit zehn thematische Bilder zur Verfügung:

- Primärsystem mit wichtigen Parametern (interaktiv),
- Hauptparameter des Reaktorkerns (interaktiv),
- Status des Reaktorschutzes und weiterer Verriegelungen,
- Darstellung der Hauptparameter der Anlage,
- Primärkreislauf-Komponenten und Notkühlsystem (interaktiv),
- Frischdampfsystem, Turbine und Kondensatsystem (interaktiv),
- Speisewassersystem, Dampferzeuger und Frischdampf-Leitungen (interaktiv),
- Status der Verriegelungen und Schutzsignale des Sekundärkreislaufs,



▲ Grafische Benutzeroberfläche des Analysesimulators für den WWER-1000/W-320, eine russische Baulinie mit Druckwasserreaktor. Sie zeigt den Arbeitsbereich am Beispiel einer Störfallanalyse für ein Leck im Primärkreislauf.

Graphical user interface of the analysis simulator for the VVER-1000/V-320, a pressurised water reactor of Russian design. As an example, the work area is shown during a primary circuit leak analysis.

- Querschnitt des Dampferzeugers mit Parametervisualisierung,
- ATHLET-Nodalisationsschema mit Parametervisualisierung.

Zusätzlich sind Bilder mit prozessbezogenen Gruppen von Parametertrends vordefiniert.

Ausblick

Der mit den vorgestellten Software-Modulen ausgestattete Analysesimulator umfasst alle Hauptkomponenten, die für die sicherheitstechnische Analyse eines WWER-1000/W-320 notwendig sind. Er wurde an einer Vielzahl von Simulationen unterschiedlicher Betriebszuständen und Störfälle erfolgreich getestet.

Die weitere Entwicklung ist vor allem darauf gerichtet, die Simulator-Konfiguration durch Testläufe weiter zu qualifizieren. In einem nächsten Schritt soll der Umfang der simulierten Transienten und Störfälle erweitert und neben der auf UNIX-Systemen ablauffähigen auch eine Version für WINDOWS-NT entwickelt werden.

Analysis Simulator for the VVER-1000

Analysis simulators are a useful tool for the analysis and assessment of the behaviour of nuclear power plants under incident conditions. Beyond-design-basis accidents are also increasingly recorded in order to optimise, for example, the strategies for accident management measures. For German nuclear power plants, such simulators with the analysis code ATHLET are available for a longer time. This code has been developed by GRS and attracts a lot of attention internationally. It is often adapted for foreign installations in co-operation with technical institutions abroad. It was also a focal point of scientific and technical co-operation with the countries of Eastern Europe to develop an analysis simulator for the VVER-1000/V-320, a pressurised water reactor of Russian design. The project was jointly performed with the Russian manufacturer of power plants simulators General Energy Technologies (GET)/All-Russian Research Institute of Nuclear Power Plant Operation (VNIIAES). Reference plant was the Balakovo Nuclear Power Plant, Unit 4.

The thermofluid dynamics of the primary circuit including the secondary side of the steam generators are realised in the analysis simulator on the basis of the German computer code ATHLET (**A**nalysis of the **T**hermal-hydraulics of **L**eaks and **T**ransients) and the flow- and heat-transfer processes are simulated. It covers the whole range of incidents, from operational disturbances, transients and loss-of-coolant accidents up to beyond-design-basis accidents, but without core degradation. Its modular code structure corresponds to the most important processes which have to be simulated when calculating incident sequences:

- **Thermofluid dynamics (module TFD):** This module is applied for transient calculations of the one- and two-phase flow on the basis of a network consisting of so-called thermofluid-objects.
- **Heat conductivity/heat transfer (module HECU):** This module is used for the simulation of solid components,

which can conduct, store and transfer heat and exchange it with the coolant to a considerable extent.

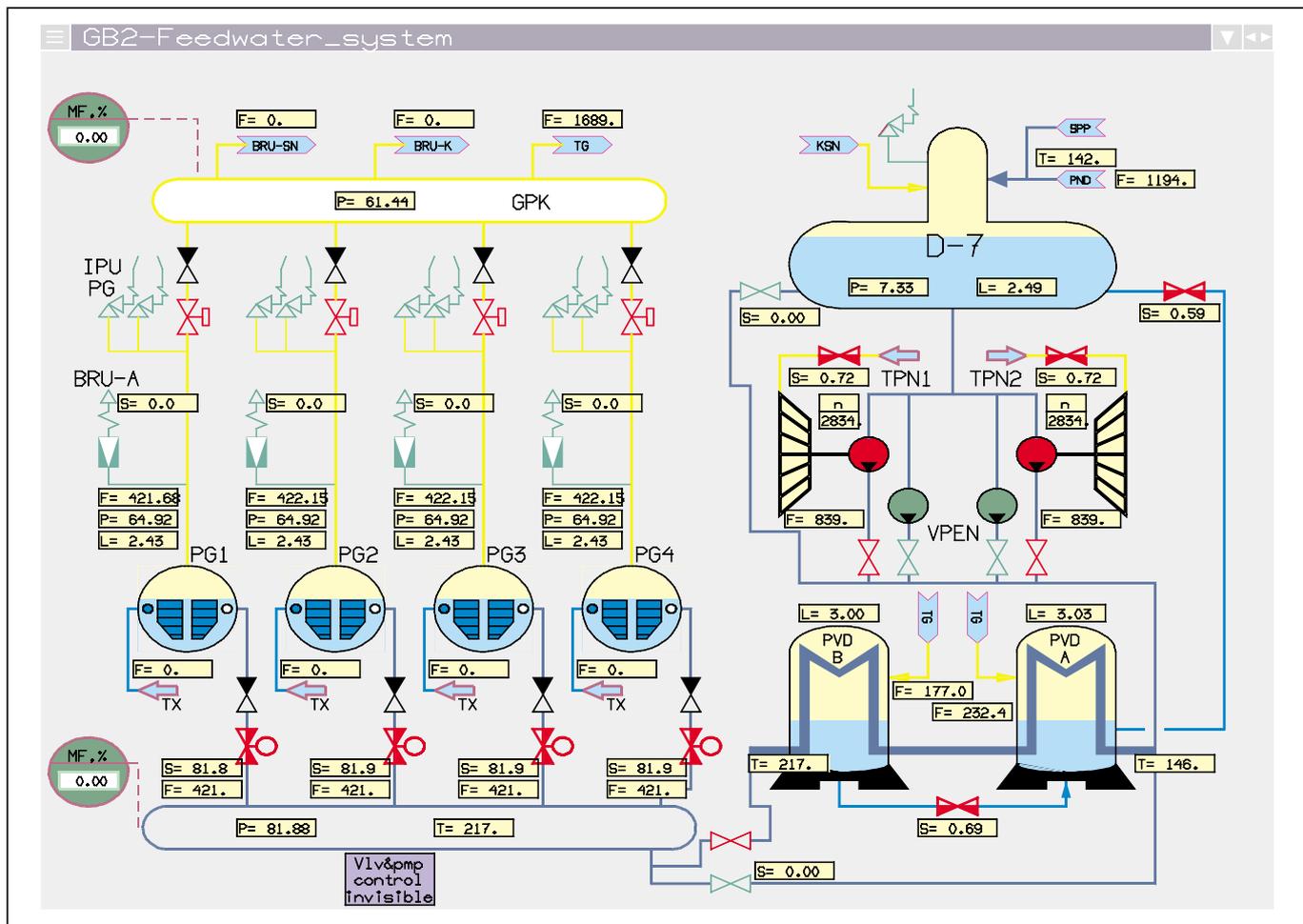
- **Neutron kinetics (module NEUKIN):** This module is used for the calculation of the reactor power, optionally with a point kinetics model or a one-dimensional kinetics model.
- **Instrumentation and control (module GCSM):** This module models the entire instrumentation and control by using a block-oriented simulation language and allows the integration of additional programs via a common interface.

The thermofluid dynamics of the secondary circuit is calculated with the Russian program CMS (**C**ompressible **M**ixture **S**olver). It was developed by **General Energy Technologies (GET)** for the simulation of the secondary circuit with its components and calculates the transient behaviour of a multi-component two-

phase mixture in a modular thermal-hydraulic network. For this purpose, a system configuration consisting of fluid-dynamical basic elements is defined, where the phases are distributed homogeneously and in a thermodynamic equilibrium. A superheating of the gas-steam mixture will only be admitted in case of states without liquid. The following basic elements with different fluid-dynamical models are available:

- **Point:** A zone for which the mass- and energy balance and the gas concentration are determined.
- **Volume:** A double zone with a lower separate balance room for liquid and an upper one for a gas-steam-liquid mixture, considering the mass- and energy exchange between the two zones.
- **Junction:** Junction between points with a common impulse balance for the mixture. For volumes, the allocation depends on the connection geometry and the liquid level in the volume.
- **Boundary condition:** Definition for boundary conditions, e.g. interface with other programs.

In addition, the program includes models for heat exchangers, pumps, different types of valves and a turbine model. The CMS configuration of the secondary circuit used in the analysis simulator comprises the complete modelling of the main-steam, condensate- and feedwater system and the turbine. The main-steam and feedwater flows from and to the four



▲ Simulatorbild des Speisewasser- und Frischdampfsystems eines WWER-1000/W-320. Das thematische Bild zeigt 34 Ventile, 4 Pumpen und 2 Leckrandbedingungen als interaktive Bildobjekte zur Prozesssteuerung.

Simulator image showing the feedwater- and main-steam system of a VVER-1000/V-320. The picture shows 34 valves, 4 pumps and 2 leak locations as interactive graphical objects for the control of the simulation process.

steam generators form the interface with ATHLET.

The main control circuits of instrumentation and control are simulated in detail by the controller-module library BOP320, developed for this purpose. This library is used for the modelling of the main control systems of the VVER-1000/V-320 on the basis of FORTRAN:

- Power control and power limitation,
- Primary pressure control (spray control and heating in the pressuriser),
- Pressuriser level control,
- Secondary pressure control,

- Level control of the steam generators (feedwater control),
- Turbine control (different operating modes and manually).

The modules are integrated via the ATHLET-interface and supplement the modelling in the GCSM module. Additional control models of the secondary circuit are directly realised in CMS.

The CONDRU model describes the dynamic behaviour of the containment. It was developed by GRS and calculates the pressure in a containment in case of a loss-of-coolant accident. It is based on a two-phase three-component model for three balance rooms which are connec-

ted by free and pressure-dependent cross section areas. The module is coupled with ATHLET and determines the actuation of the signal "containment isolation".

ATHLET covers the control of the entire coupled program system. The characterisation of the plant and the specific features of the models are primarily determined by the input data set of ATHLET. Therefore, it is of essential importance for a realistic simulation. The data set currently used for the VVER-1000/V-320 (Balakovo Nuclear Power Plant, Unit 4) has been established in the course of several years in co-operation with the Russian licensing and supervisory

authority Gosatomnadzor and the Kurchatov Institute. It has already been qualified by Russian and German experts by a large number of analyses of realistic incident sequences.

The analysis simulator ATLAS (**ATHLET Analysis Simulator**) is applied for the interactive control of the simulation and for the visualisation of the results of the coupled system ATHLET/CMS/CONDRO. This analysis simulator software, also developed by GRS, is based on computer codes modelling the dynamic processes. Moreover, it provides a simulation environment where an interactive visualisation system supports presentation and evaluation of a multitude of data of the results, and which allows direct manual actions during simulation. The central process-data interface is a data server which stores and administers the data of the results and which maintains them available for the visualisation system. The server also decouples the visualisation system from the process-data interface and stores the current process data with time stamp, as well as the time for all incoming data. Therefore, the coupled programs can fetch any desired data within the total stored time sequence. This kind of data access allows, for example, to run playbacks during simulation.

The graphical user interface is handled with the mouse. The clicking of icons initiate interference in the simulation process or allows accessing the time se-

quence of the corresponding process variables. With the menu in the simulator window, the simulation can be started or stopped, break points can be set, playbacks of the simulation can be performed, their sequence velocities can be chosen and snapshots of the simulator window can be saved. Moreover, instantaneous values and the trend for all parameters can be represented. Besides, it is possible to choose different parameters and visualise them as trend group.

For the control of the simulation and visualisation of the results (see above), plant schemes or parameter groups can be called from a graphics library. At present, ten pictures with special subject matters are available for the VVER-1000/V-320:

- Primary system with main parameters (interactive),
- Main parameter of the reactor core (interactive),
- Status of the reactor protection and further interlocks,
- Representation of the main parameters of the plant,
- Components of the primary circuit and emergency core cooling system (interactive),
- Main-steam system, turbine and condensate system (interactive),

- Feedwater system, steam generators and main-steam lines (interactive),
- Status of the interlocks and protection signals of the secondary circuit,
- Cross-section of the steam generator with parameter visualisation,
- ATHLET nodalisations scheme with parameter visualisation.

In addition, pictures with process-related groups of parameter trends are predefined.

Outlook

The analysis simulator equipped with the software modules presented covers all main components necessary for the safety-related analysis of a VVER-1000/V-320. A large number of simulations of different operational transients and incidents have been tested successfully.

The further development is mainly aimed at the enhanced qualification of the simulator configurations by test runs. In a next step, the scope of the simulated transients and incidents shall be extended and in addition to the version which can be run on UNIX-systems, a WINDOWS-NT version shall be developed.

*J. Steinborn,
W. Richter, A. Shukavin (GET),
A. Kovalevich (GET)*

Brennstoffkreislauf, Strahlen- und Umweltschutz

Nuclear Fuel Cycle, Radiological and Environmental Protection

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

Brennstoffkreislauf

Im Arbeitsfeld „Brennstoffkreislauf“ werden Sicherheitsfragen bearbeitet für:

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

Außerdem werden Entsorgungsstrategien des Brennstoffkreislaufs im Vergleich und die Entsorgungskonzeption insgesamt analysiert. Dazu gehört die Überprüfung des Entsorgungsnachweises der Kernkraftwerke und die Analyse von Strategien zur Wiederverwendung von Kernbrennstoffen und zur Abfallreduzierung.

Die fachliche Kompetenz für diese Fragen beruht auf hochentwickelten Methoden und langjähriger Erfahrung auf den

Gebieten Kritikalitätssicherheit, Abschirmungsberechnung und Anlagentechnik. Außerdem leistet eine systematische und vertiefte Auswertung von aufgetretenen Störfällen und Störungen einen wichtigen Beitrag zum Erfahrungsrückfluss und zur Verbesserung der Sicherheit. Einige Vorhaben und Ergebnisse sind im folgenden dargestellt.

Nachhaltige Entwicklung

Die nachhaltige Entwicklung („Sustainable Development“) ist durch die Deklaration der Umweltkonferenz in Rio de Janeiro 1992 zu einem umwelt- und entwicklungspolitischen Leitbild geworden. Eine Analyse unterschiedlicher Strategien für die nukleare Ver- und Entsorgung unter diesem Leitbild erfordert eine nähere Bestimmung und Anpassung der Kriterien der Nachhaltigkeit sowie eine aktuelle Datenbasis für die einzelnen Schritte der Ver- und Entsorgung.

Ausgehend von den vorliegenden unterschiedlichen Kriterien für die Nachhaltigkeit wurde ein Kriteriensatz für die Ver- und Entsorgung entwickelt. Durch eine aktuelle Erhebung und Auswertung der Betriebserfahrungen wurden Referenzwerte für sicherheits- und umweltrelevante Daten ermittelt und auf eine Energiemenge von 1 Gigawatt-Jahr normiert. Der Vergleich dieser Ergebnisse mit älteren Arbeiten zeigt durchweg deutlich geringere Ableitungen radioaktiver Stoffe. Aus methodischen Gründen wurden die Kollektivdosen der Bevölkerung nicht berechnet.

Im nuklearen Brennstoffkreislauf ist die Strahlenexposition des Betriebspersonals weiter gesunken. Kernkraftwerke liefern den größten Anteil. Der zweitgrößte Beitrag kommt von der Gewinnung und

Aufbereitung des Uranerzes. Bei den für die deutsche Uranversorgung geltenden Randbedingungen ist dieser Beitrag jedoch niedrig. Bei anderen Bezugsquellen und schlechteren Abbaubedingungen kann ihr Anteil ähnlich bedeutsam werden wie der Anteil der Kernkraftwerke.

Der Unterschied in der betrieblichen Strahlenexposition mit und ohne Wiederaufarbeitung ist gering. Der Anteil aus der Wiederaufarbeitung an der gesamten Strahlenexposition des Betriebspersonals ist sehr klein. Bedeutsam ist der Anteil aus der MOX-Brennelementherstellung, dessen Berechnung auf dem ersten Betriebszeitraum der MELOX-Anlage in Frankreich beruht.

Auswertung besonderer Vorkommnisse in ausländischen Anlagen

Die GRS analysiert im Auftrag des BMU besondere Vorkommnisse in Anlagen des Brennstoffkreislaufs im Ausland. Ziel ist es, die Vorkommnisse sicherheitstechnisch zu bewerten und ihre Relevanz für deutsche Anlagen zu bestimmen. Für neu erfasste Ereignisse werden Kurzbewertungen in standardisierter Form erstellt. Sie enthalten u. a. eine Einstufung in die INES (International Nuclear Event Scale). Die Datenbank VIBS, die für deutsche Ereignisse vom BfS, für ausländische Ereignisse von der GRS geführt wird, enthält derzeit über 2 800 Vorkommnisse, davon fast 1 700 aus dem Ausland. 1999 wurden 90 ausländische Ereignisse neu erfasst.

Das gravierendste Vorkommnis 1999 war ein Kritikalitätsunfall in einer Uranverarbeitungsanlage in Tokaimura/Japan. Zwei Arbeiter starben an den Folgen der Strahlendosis, ein weiterer erhielt ebenfalls

Strahlenexposition des Betriebspersonals / Radiation exposure of operating personnel (manSv/Gwa)		
	ohne Rezyklierung / without recycling	eine Rezyklierung / one-time recycling
Uranerzgewinnung <i>Uranium ore extraction</i>	0.200	0.200
Konversion zu UF ₆ <i>Conversion into UF₆</i>	0.020	0.015
Anreicherung <i>Enrichment</i>	0.0002	0.0002
UO ₂ -Brennelementfertigung <i>UO₂- fuel element production</i>	0.050	0.050
MOX-Brennelementfertigung <i>MOX fuel element production</i>	-	0.100
Kernkraftwerke <i>Nuclear power plants</i>	0.800	0.800
Wiederaufarbeitung <i>Reprocessing</i>	-	0.020
Konditionierung/Zwischenlagerung <i>Conditioning/Interim storage</i>	0.010	0.010
Transport <i>Transport</i>	0.010	0.028
Endlagerung/Betrieb <i>Final disposal/Operation</i>	0.004	0.004
Gesamt Total	1.09	1.22

▲ Vergleich der Kollektivdosen des Betriebspersonals ohne und mit Wiederaufarbeitung (eine Rezyklierung)

Comparison of the collective doses of the operating staff without and with reprocessing (one-time recycling)

eine hohe Dosis. Die zur Unfallbekämpfung eingesetzten Arbeiter erhielten Strahlendosen von bis zu 50 mSv. Ähnlichen Strahlenexpositionen waren Arbeiter und Feuerwehrleute ausgesetzt, die sich während des Unfalls in der Nähe aufhielten. Personen von Fremdfirmen sowie Anwohner erhielten fast ausnahmslos Strahlendosen unter 5 mSv. Insgesamt waren mehr als 400 Personen betroffen. Dieser Unfall wurde in INES-Stufe 4 eingeordnet.

Mit INES-Stufe 2 wurden fünf weitere neu erfasste Ereignisse bewertet: Beim Rückbau eines stillgelegten Labors in Kanada wurde bei zwei Arbeitern möglicherweise der Grenzwert der Jahresdosis überschritten. In Belgien wurde ein Behälter versehentlich an eine Wartungsfirma abgegeben, obwohl er noch radioaktives Material enthielt. In Sellafield/Großbritannien waren es eine unzulässige Strahlenexposition, eine Kontamination bei Instandhaltungsarbeiten und ein Ab-

falltransport mit einem nicht genehmigten Behälter.

Kritikalitätsunfall in Tokaimura/Japan

Bereits am Tag des Unfalls am 30.9.1999 hat die GRS eine Einschätzung dem BMU und dem beim BFS eingerichteten Krisenstab übermittelt. Diese wurde am folgenden Tag durch schriftliche Informationen zum Ablauf, den Folgen und zur Relevanz für deutsche Anlagen ergänzt. Außerdem wurden der Öffentlichkeit über die Internet-Seite der GRS Hintergrundinformationen angeboten.

Bereits kurz nach Unfallende war die GRS in der Lage, den Leistungsverlauf, die Gesamtzahl an Spaltungen, den Druck in der ersten Leistungsspitze sowie die Freisetzung von zumeist kurzlebigen Spaltprodukten quantitativ zu bestimmen. Diese Ergebnisse waren Grundlage für die Beratungen der Reaktor-Sicherheitskommission. Die nach einigen Wochen vorliegenden genaueren japanischen Berechnungen zeigen, dass die ersten Abschätzungen der GRS nur um einen Faktor 2 zu hoch lagen.

Nachdem technische Daten zu den betroffenen Behältern verfügbar wurden, konnte durch Monte Carlo Rechnung der Anstieg des Multiplikationsfaktors bei der Füllung des Behälters ermittelt werden. Diese Ergebnisse stimmen sehr gut mit französischen und japanischen Berechnungen überein.

Für das BMU wurden das Konzept der Kritikalitätssicherheit sowie Organisation und Praxis der Kritikalitätskontrolle in den deutschen Anlagen überprüft. Dabei wurde besonders nach Schwachstellen gesucht, die zu dem Unfall in Japan geführt haben. Außerdem wurden aufgetretene Vorkommnisse auf ihre Relevanz für die Kritikalitätssicherheit analysiert. Es zeigten sich keine Hinweise, die auf Möglichkeiten für vergleichbare Unfälle hindeuten.

Minimierung der Radiotoxizität

Für das BMU untersucht die GRS Möglichkeiten, die Radiotoxizität radioaktiver

Abfälle zu minimieren. Ausgehend von einer Definition der Radiotoxizität bei Aufnahme radioaktiver Stoffe durch Ingestion über den Wasserpfad werden für die unterschiedlichen Möglichkeiten des Einsatzes und der Rezyklierung der Kernbrennstoffe und der Behandlung der Abfälle die aus heutiger Sicht erreichbaren Reduktionsfaktoren bestimmt. Dabei werden die neuen Dosisfaktoren der EU-Grundnormen berücksichtigt.

Nach etwa 1 000 Jahren wird die Radiotoxizität in einem Endlager nur von wenigen Aktiniden, wie Plutonium 239, Plutonium 240 und Americium 241, bestimmt. Für lange Zeiträume, nach dem Zerfall des Plutoniums, wird Neptunium 237 dominant. Die Radiotoxizität ist jedoch allein kein Maßstab für die von einem Endlager ausgehende Strahlenexposition. Entscheidend ist vielmehr das Verhalten der Radionuklide bei ihrer Migration aus dem Endlager in die Geo- und Biosphäre. Während die Aktiniden unter reduzierenden Bedingungen praktisch an Ort und Stelle bleiben, wandern einige leicht lösliche, langlebige Spaltprodukte, wie Jod 129 und Cäsium 135, mit dem Grundwasser und werden so dosisbestimmend.

Strahlen- und Umweltschutz

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

Die Entwicklung und Absicherung von Modellen des Schadstoffverhaltens bei Freisetzungen, insbesondere bei Kernkraftwerken, sowie die Modellierung der Schadstoffausbreitung in die Atmosphäre sind Arbeitsschwerpunkte. Hierfür wer-

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

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

Kontaminierte Brennelement-Transporte

Im Jahre 1998 hatte die GRS in einem Gutachten zum Umfang und zu den Ursachen der bei Brennelement-Transporten aufgetretenen Überschreitungen der Grenzwerte der Oberflächenkontamination Stellung genommen. Das Eisenbahnbundesamt hat sodann die GRS unter Beteiligung des Öko-Instituts mit gutachtlichen Stellungnahmen zu den vorgesehenen Verbesserungsmaßnahmen beauftragt. Diese Gutachten betrafen die Beförderung abgebrannter Brennelemente in Zwischenlager in Deutschland, die Rückführung von verglastem hochradioaktiven Abfall von der Wiederaufarbeitung im Ausland und die Beförderung abgebrannter Brennelemente zur Wiederaufarbeitung. Diese Gutachten wurden im Mai, Juni bzw. November 1999 fertiggestellt. Sie enthalten Empfehlungen und Hinweise zu weiteren Verbesserungen.

GRS und Öko-Institut stellten in einem gemeinsamen Gutachten von September und Oktober 1999 fest, dass die Vorschläge der Betreiber, wie sie diese Empfehlungen und Hinweise bezüglich der Trans-

porte in deutsche Zwischenlager und zur Rückführung der Glaskokillen erfüllen wollen, geeignet sind. Damit werden die Voraussetzungen für Kalterprobungen und Beförderungen gemäß den Transportvorschriften und den Anforderungen des Kriterien- und Maßnahmenkataloges erfüllt. Die Prüfung zur Erfüllung der Empfehlungen und Hinweise bezüglich der Transporte zur Wiederaufarbeitung im Ausland soll bis April 2000 abgeschlossen sein.

Radiologischer Arbeitsschutz

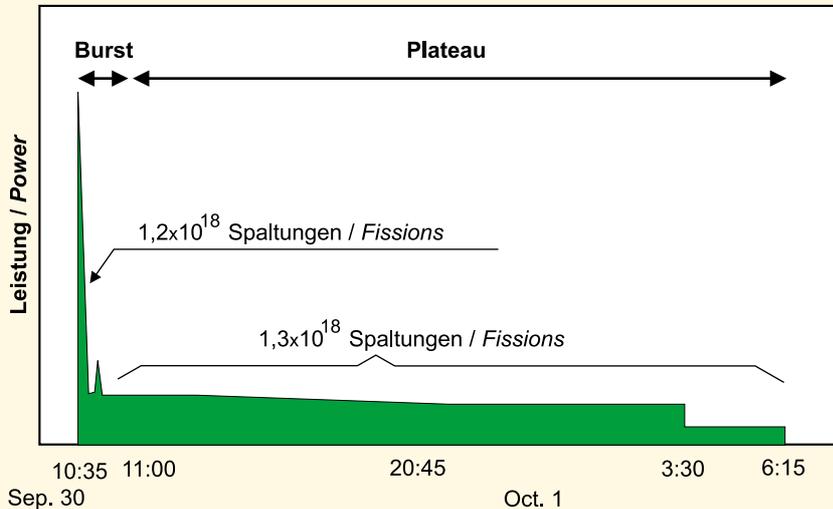
Für das BMU verfolgt die GRS die aktuelle Situation der Strahlenexposition des Personals in Deutschland, dokumentiert diese und wertet sie unter dem Gesichtspunkt einer möglichen Optimierung aus. Im laufenden Jahr wurden die Daten der im Betrieb befindlichen und stillgelegten Kernkraftwerke sowie die der Anlagen des Brennstoffkreislaufs für 1998 zusammengestellt und in Berichten dokumentiert.

Insgesamt wird deutlich, dass sich die Gesamt-Kollektivdosis des Eigen- und Fremdpersonals bei den Druckwasserreaktoren im Vergleich zu den Vorjahren weiter reduziert hat. Die insgesamt niedrigen Strahlenexpositionen sind Ergebnis der Erfahrungen und Maßnahmen zur Optimierung des Strahlenschutzes. Einzelne Anlagen liefern wegen umfangreicher Revisionsmaßnahmen höhere Dosisbeiträge als im Vorjahr. Zur Gesamt-Kollektivdosis tragen insbesondere ältere Anlagen aufgrund ihrer Auslegung bei.

Bei stillgelegten Anlagen zeigt sich allgemein ein deutlicher Rückgang der Strahlenexposition. Gleichzeitig macht sich auch der Einfluss unterschiedlicher Stilllegungskonzepte und die verschiedenen Stilllegungs- bzw. Demontekampagnen bemerkbar. Diese Daten sind aber nicht geeignet, einzelne Anlagen miteinander zu vergleichen, da die Vorgänge bei der Stilllegung zu unterschiedlich sind.

Auch auf diesem Arbeitsfeld hat die GRS enge Kontakte zum Ausland, so zu IPSN und CEPN in Paris, sowie zu schweizerischen Behörden im Rahmen der Deutsch-Schweizerischen Kommission. Ein Mitar-

Leistungverlauf während des Kritikalitätsunfalls in Tokaimura /
Power distribution during the Tokaimura criticality accident



Das gravierendste Vorkommnis 1999 war der Kritikalitätsunfall in einer Uranverarbeitungsanlage in Tokaimura/Japan am 30. September. Bereits kurz nach dem Unfall war die GRS in der Lage, den Leistungsverlauf, die Gesamtzahl an Spaltungen, den Druck in der ersten Leistungsspitze sowie die Freisetzung von zumeist kurzlebigen Spaltprodukten quantitativ zu bestimmen. Das Bild zeigt den Leistungsverlauf während des Unfalls.

The most severe incident in 1999 was the criticality accident in a uranium processing facility in Tokaimura/Japan on 30 September. Only a short time after the accident GRS was able to quantitatively determine the power distribution, the total number of fissions, the pressure of the first load peak as well as the release of mainly short-lived fission products. The figure shows the power distribution during the accident.

beiter ist in die Arbeiten des „Information System on Occupational Exposure“ der OECD/IAEO eingebunden.

Verhalten von Spaltprodukten

GRS und IPSN entwickeln gemeinsam das Rechenprogramm SOPHAEROS. Es beschreibt den Transport und die Rückhaltung von Spaltprodukten im Primärkreis eines Reaktors bei schweren Störfällen. Die dabei wirkenden Ablagerungs- und Koagulationsprozesse werden stark von chemischen Reaktionen beeinflusst. SOPHAEROS enthält ein Chemiemodell zum thermodynamischen Gleichgewicht der Elemente und Verbindungen mit derzeit 57 gasförmigen, 46 kondensierbaren und 16 nicht-flüchtigen Spezies. Das Modell wird anhand der FALCON-Experimente validiert.

Für die mechanische Resuspension wurde ein Modell entwickelt, das auf der Bilanz von Adhäsions- und Ablösungskräften basiert. Es wurde im Rahmen internationaler Standardprobleme im Projekt STORM erfolgreich überprüft. Für den Übergang von übersättigten Spaltproduktedämpfen zu Aerosolpartikeln, also die Nukleation und Entstehung dieser Partikel aus der Dampfphase, steht ein weiteres Rechenmodell zur Verfügung, das verifiziert und auf Plausibilität überprüft wurde. Leider fehlen zu einer Validierung geeignete Experimente. Die Rückhaltung von Aerosolen in Wasservorlagen während des Aufstiegs zur Oberfläche konnte modelliert und für unlösliche Aerosole anhand von experimentellen Daten validiert werden. Weitere Arbeiten betreffen eine Revision der chemischen Datenbank und eine Optimierung des numerischen Lösungssystems.

Ausbreitung und Ablagerung von Luftschadstoffen

Rechenmodelle für realitätsnahe komplexe Ausbreitungssituationen – charakterisiert durch stark gegliedertes Gelände und komplizierte meteorologische Situationen – berücksichtigen das räumliche und zeitlich variierende Wind- und turbulente Strömungsfeld. Die GRS hat gemeinsam mit der Universität Köln ein solches Modell entwickelt (WiTraK, Windfeld-, Transport- und Klimatologie-Programmsystem). Es berechnet die Ausbreitung von Luftschadstoffen im Nahbereich eines Emittenten und ermöglicht Ausbreitungsprognosen über mehr als 24 Stunden. Als Eingabedaten werden die in grober räumlicher Auflösung (horizontale Maschenweite: 14 km) vom Deutschen Wetterdienst bereitgestellte Vorhersagedaten verwendet. In dem Modell wird durch hintereinander geschaltete Strömungsfeldberechnungen (Modell-Neusting) die räumliche Auflösung schrittweise erhöht. Dadurch können auch lokale Geländestrukturen, z. B. das Rheintal bei Bonn, erfasst und berücksichtigt werden. Im Berichtsjahr wurde das Modell verfeinert. Es ermöglicht jetzt eine Prognose der durch lokale Niederschläge verursachten nassen Ablagerung von Luftschadstoffen.

Umweltmonitoring in Russland

Das Protokoll von Kioto verpflichtet die Vertragsstaaten, die Emissionen von klimarelevanten Gasen zu überwachen und festzuschreiben. Jährlich muss über die Entwicklung der Emissionen berichtet werden. Das BMU unterstützt das russische Staatskomitee für Umweltschutz bei dieser Aufgabe. Eine deutsch-russische Arbeitsgruppe soll ein Pilotprojekt zum Umweltmonitoring einrichten. Im Auftrag des BMU soll die GRS dieses Pilotprojekt planen und umsetzen. Auf zwei Workshops in Moskau und Astrachan wurden vorhandene regionale Messnetze und die Möglichkeit einer modernen Emissionsüberwachung dargestellt. Ziel ist es, für eine konkrete Region in Russland Messdaten und Messmethoden festzulegen und eine elektronische Datenbank aufzubauen. Dazu ist noch eine Intensivierung des Dialogs mit russischen Institu-

tionen und eine bessere Kenntnis bestehender Strukturen in Russland erforderlich.

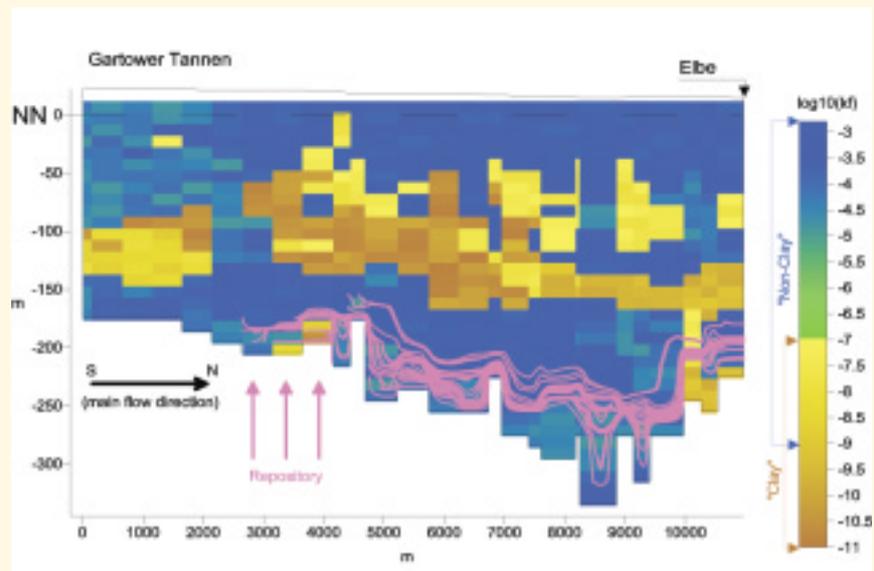
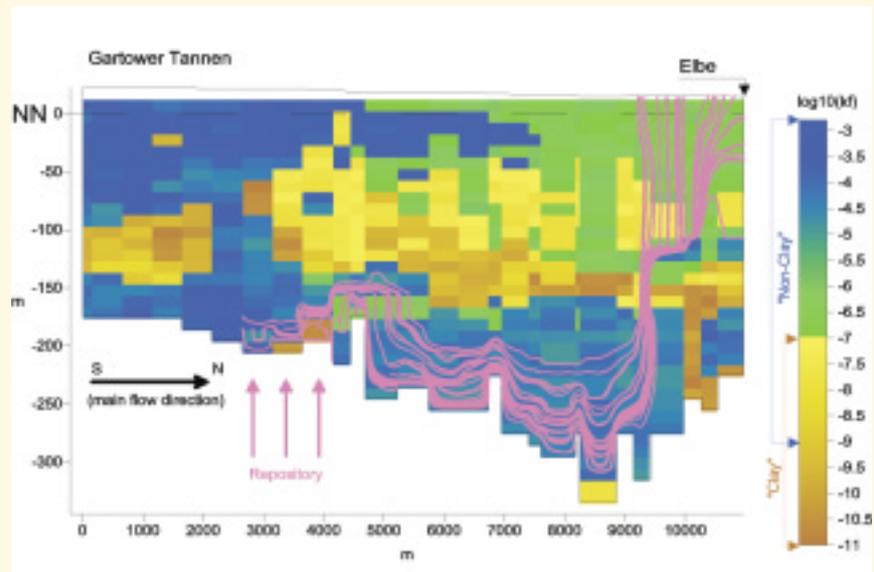
Sanierung bergbaulicher Hinterlassenschaften

Der ehemalige Uranbergbau in Sachsen und Thüringen hat zahlreiche radioaktiv kontaminierte Flächen und Objekte hinterlassen. Die GRS hat zusammen mit BAUGRUND Dresden, einer Fachfirma für Geotechnik, im Auftrag des Sächsischen Staatsministeriums für Umwelt und Landschaft mehrere Anträge der WISMUT zur Sanierung von Halden und industriellen Absetzanlagen begutachtet. Es wurde die Situation der Objekte aus der Sicht des Strahlenschutzes geprüft und die Strahlenschutzmaßnahmen für Personal und Bevölkerung bewertet. Die nach Einigungsvertrag weitergeltenden Verordnungen der DDR enthalten keine verbindlichen Vorgaben für die Berechnung der Strahlenexposition. Deshalb mussten geeignete Rechenparameter und Kontaminationsrichtwerte hergeleitet werden, die auf eine Empfehlung der Strahlenschutzkommission aus dem Jahr 1992 zurückgehen. Gegenstand der Gutachten waren mehrere Halden und Schlammteiche im Bereich von Schlema. Die inzwischen erzielten Fortschritte in der Rekultivierung lassen erkennen, dass die Landschaft allmählich ihr ursprüngliches Aussehen zurückgewinnt.

Endlagerung

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

Der verfügbare Sachverstand liegt vor allem auf physikalisch-chemischem und geologischem Gebiet. Ein Großteil der Arbeiten erfordert fundierte theoretische Kenntnisse und den Umgang mit anspruchsvollen Rechenprogrammen. So bestehen enge Bezüge zu den Grundlagen der physikalischen Chemie, der Gebirgsmechanik, zur Mathematik, hier besonders bei der Umsetzung von Modellen in Rechenprogramme. Tätigkeits-schwerpunkte sind:



▲ Mit der von der GRS entwickelten geostatistischen Methode können in die Modellierung eines Endlagers für radioaktive Abfälle verschiedene Informationen systematisch einbezogen und die Unsicherheitsbandbreiten bestimmt werden. Das Bild zeigt zwei mit der Geostatistik erzeugte hydrogeologische Modelle der Gorlebener Rinne (Vertikalschnitt): Räumliche Verteilung der Durchlässigkeitsbeiwerte (logarithmiert) und Grundwasserlaufwege (Pfadlinien)

With the geostatistic method developed by GRS different information can be integrated into modelling a repository for radioactive wastes and the scopes of uncertainties can be determined. The figure shows four hydrogeological models of Gorlebener Rinne generated with the help of geostatistics (vertical section): Spatial distribution of permeability coefficients (logarithmised) and ground water pathways (pathlines)

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

Betriebserfahrungen

Das im Auftrag des BMU entwickelte Datenbanksystem ISABEL erfasst die Betriebserfahrungen bei Errichtung und Betrieb von Endlagern im In- und Ausland. Es enthält Angaben zum Genehmigungsstand, zur technischen und baulichen Auslegung von Anlagen und Grubengebäuden sowie zu den eingelagerten Abfällen. Dabei werden Annahmebedingungen und Betriebserfahrungen dokumentiert, ebenso aufgetretene Störungen und ihre sicherheitstechnische Analyse. Die Datenbank erlaubt systematische Auswertungen. Sie enthält darüber hinaus Informationen und Bilder von mehr als 35 Endlagern und Endlagerprojekten sowie zur Endlagerkonzeption in über 40 Ländern.

Geostatistische Methoden in Langzeitsicherheitsanalysen

Im Rahmen von Langzeitsicherheitsanalysen für Endlager radioaktiver Abfälle sind vielschichtige Fragen zu beantworten. Die Ergebnisse müssen unter Berücksichtigung der Schwankungsbreite der einzelnen Parameter abgesichert werden. Bei der Entwicklung deterministischer und stochastischer Methoden für die Behandlung von Parameter-, Modell- und Szenarien-Unsicherheiten wurden bemerkenswerte Fortschritte erzielt. Entwicklungsbedarf besteht bei der Modellierung der Geosphäre, einem wesentlichen Bestandteil im Barriersystem eines Tiefenlagers.

Die Geosphäre zeigt eine große Variabilität der Materialien und Materialeigenschaften, die für die Modellierung der hydrogeologischen Vorgänge wesentlich sind. Die Kenntnisse hierzu stammen aus der Analyse der Standortgenese, aus Bohrungen und geophysikalischen Messungen. Die räumliche Variabilität lässt nur eine angenäherte Beschreibung der realen Verhältnisse zu.

Mit der von der GRS entwickelten geostatistischen Methode können die verschiedenen Informationen systematisch in die Modellierung einbezogen und die Unsicherheitsbandbreiten bestimmt werden. Damit wurde die räumliche Verteilung hydrogeologischer Einheiten für das Deckgebirge am Standort Gorleben analysiert.

Mechanische Stabilität eines Endlagers im Salinar

Für das BMU wurde die geomechanische Stabilität des Grubengebäudes und die Integrität bzw. die Dichtheit der geologischen Barriere eines Endlagers für radioaktive Abfälle im Salinar untersucht. Ein wichtiger Aspekt beim mechanischen Verhalten des Steinsalzes ist das viskoplastische Kriechen, d. h. die bleibende bruchlose Verformung einerseits und die Einleitung der Zerstörung der belasteten Salzstruktur andererseits. Ohne Hohlräume sind die Verformungen relativ gering. Durch das Auffahren von Hohlräumen wird das Gefüge erheblich gestört, die Verformungen nehmen deutlich zu. Sie können die Stabilität des Grubengebäudes im Gewinnungsbergbau und die Integrität der Salzbarriere beeinträchtigen.

Das Kriterium für die mechanische Stabilität ist das sogenannte Dilatanz-Kriterium. Danach soll die Dilatanz, d. h. die Volumenzunahme durch Verformung, im Steinsalz begrenzt werden, um die Entstehung oder Vergrößerung von Rissen zu verhindern. Die mit dem Programm ADINA durchgeführte Analyse eines typischen Grubengebäudes im Gewinnungsbergbau mit einem sukzessiven Auffahren der Kammern auf fünf Sohlen

hat gezeigt, dass bei Anwendung des Dilatanz-Kriteriums instabile Bereiche mit lokalen Brüchen, Rissen bzw. Rissausweitungen etwa 100 Jahre nach Auffahren der Kammern zu erwarten sind. Sie treten hauptsächlich in den Schweben zwischen den Kammern und in den Stößen bzw. in einer Tiefenzone von weniger als 10 m von den Rändern der Kammern auf. Sie können durch rechtzeitiges Verfüllen und Verschließen verhindert werden.

Nuklidtransport bei variabler Salzkonzentration

Bei Analysen zur Langzeitsicherheit von Endlagern für radioaktive Abfälle im Salinar wird postuliert, dass Salzlake eindringt. Dementsprechend können die radioaktiven Stoffe nach Lösung in der Salzlake im Endlager transportiert, umverteilt und anschließend in die Geosphäre freigesetzt werden. Die Strömung und damit der Nuklidtransport wird durch die Flüssigkeitsdichte beeinflusst, weil Dichte und Zähigkeit eines Süßwasser-Salzwasser-Gemisches merklich von der Salzkonzentration abhängen. In den bisherigen Analysen zum Nuklidtransport in bzw. aus einem Endlager wird überwiegend davon ausgegangen, dass die Flüssigkeitsdichte weitgehend konstant ist.

In Ergänzung zu den bisherigen Arbeiten wurde im Rahmen einer orientierenden Analyse der Nuklidtransport in einem Süßwasser-Salzwasser-System in einem homogenen porösen Medium unter Berücksichtigung der vom Salzwasseranteil abhängigen Flüssigkeitsdichte und der nicht-linearen Nuklidabsorption mit dem Rechenprogramm TOUGH2/EOS7R untersucht. Dazu wurde eine zweidimensionale Konfiguration mit vier Komponenten – Süßwasser, Salzwasser, Mutternuklid, Tochternuklid – betrachtet. Die Analysen zeigen, dass mit zunehmender Salzkonzentration Zirkulationsströmungen entstehen können, die den Nuklidtransport gegenüber der Süßwasserströmung komplexer gestalten, wodurch der Nuklidtransport in der Geosphäre deutlich reduziert werden kann.

Nuclear Fuel Cycle, Radiological and Environmental Protection

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

Nuclear fuel cycle

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

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

Moreover, disposal strategies of the nuclear fuel cycles are compared and the disposal concepts are analysed as a whole. The examination of the proof to be furnished by nuclear power plants with regard to waste management provision and the analysis of strategies for the re-use of nuclear fuels and waste reduction belong hereto.

Technical competence in these issues is based on highly advanced methods and long-standing experience in the areas of criticality safety, shielding calculations and plant engineering. In addition,

a systematic, detailed technical evaluation of incidents and disturbances provide an important contribution to experience feedback and to the continuous improvement of safety. In the following, a short survey is given of some projects and results.

Sustainable development

The "Sustainable Development" has become a model of environmental and development policy by the Declaration of the Environmental Summit in Rio de Janeiro in 1992. An analysis of the different nuclear supply and disposal strategies in accordance with this model requires a more detailed determination and adaptation of the criteria of sustainability as well as a current database for the individual supply and disposal steps.

Based on the present different criteria for sustainability, a set of criteria for supply and disposal was developed. Reference values for safety-related and environmental data were acquired by a current survey and analysis of operational experiences and standardised to an energy amount of 1 gigawatt year. A comparison of these results with older studies constantly shows clearly reduced releases of radioactive substances. Collective doses of the population were not calculated for methodological reasons.

In the nuclear fuel cycle the radiation exposure of operating staff has further decreased. Nuclear power plants provide the largest proportion. The second largest contribution originates from the recovery and processing of uranium ore. This contribution is, however, low for the specific conditions applying to German uranium supply. For other sources of supply and worse mining conditions their contribution can become similarly significant like the contribution of nuclear power plants.

The difference between operational radiation exposure with and without reprocessing is small. The contribution of reprocessing to the overall radiation exposure of the operating staff is very small. The proportion originating from MOX-fuel

element production, the calculation of which is based on the first operational period of the MELOX plant in France, is significant.

Evaluation of special incidents in foreign plants

By order of BMU, GRS analyses special incidents in nuclear fuel cycle facilities abroad. It is the objective to assess the incidents with respect to technical safety and to determine their relevance for German plants. For newly acquired events brief assessments are made in standardised form. These, among other data, contain a classification in the INES (International Nuclear Event Scale). The VIBS database which is administered by BfS for German events and by GRS for foreign events, currently contains more than 2 800 events, almost 1 700 of these from abroad. 90 foreign events were newly collected in 1999.

The most severe incident in 1999 was a criticality accident in a uranium processing facility in Tokaimura/Japan. Two workers died of the consequences of the radiation dose, a further employee also received a high dose. The workers employed for accident fighting received radiation doses of up to 50 mSv. Workers and firemen which were near the accident were exposed to similar radiation exposures. Persons working for other firms as well as neighbours almost without exception received doses of below 5 mSv. A total of more than 400 people was affected. This accident was classified into INES level 4.

Five further newly acquired events were assessed as INES level 2: During the retreat of a closed down laboratory in Canada the annual dose limit of two workers was possibly exceeded. In Belgium a container was erroneously given to a maintenance firm although it still contained radioactive material. In Sellafeld/Great Britain there was an impermissible radiation exposure, a contamination during maintenance works and a waste transport in an unauthorised container.

Criticality accident in Tokaimura/ Japan

On the day of the accident, on 30 Sept. 1999, GRS already submitted an assessment to BMU and to the emergency response staff established at BfS. This was supplemented by written information on the process, the consequences and the relevance for German plants on the following day. Furthermore, the public was offered background information via the GRS page on the Internet.

Only a short time after the end of the accident GRS was able to quantitatively determine the power distribution, the total number of fissions, the pressure of the first load peak as well as the release of mainly short-lived fission products. These results represented the basis for the consultations of the Reactor Safety Commission. The more exact Japanese calculations available after some weeks show that the first estimates made by GRS were too high by a factor 2 only.

After the technical data on the containers concerned had become available, the increase of the multiplication factor while the container was filled could be determined by Monte Carlo calculation. These results agree very well with the French and Japanese calculations.

The concept of criticality safety as well as the organisation and practice of criticality control in German plants were examined for BMU. Weaknesses which led to the accident in Japan were particularly looked for. In addition, incidents which had occurred, were analysed with regard to their relevance for criticality safety. There are no clues indicating possibilities for comparable accidents.

Minimisation of radiotoxicity

GRS examines possibilities for minimising the radiotoxicity of radioactive wastes for BMU. Based on a definition of radiotoxicity during the uptake of radioactive substances by ingestion via the water pathway, the reduction factors which can be achieved from today's perspective are determined for different alternatives of



▲ Eine der Verbesserungsmaßnahmen zur Vorbeugung von radioaktiven Verunreinigungen bei der Be- und Entladung von Transportbehältern für abgebrannte Brennelemente ist ein sogenanntes Kontaminationsschutzhemd. Das Foto zeigt ein solches aus Metall im Kernkraftwerk Biblis.

One of the improvement measures for preventing radioactive contamination during loading and unloading of transport containers for spent fuel elements is a so-called contamination protection shirt. The photo shows such a shirt made of metal in the Biblis nuclear power plant.

using and recycling nuclear fuels and treating wastes. The new dose factors of the EU basic standards are considered here.

After about 1 000 years radiotoxicity in a repository is determined by few actinides, like plutonium 239, plutonium 240 and americium 241. For long periods, after the decay of the plutonium, neptunium 237 dominates. Radiotoxicity alone is, however, no criterion for the radiation exposure originating from a repository. It is rather the behaviour of the radionuclides during their migration from the repository into the geo- and biosphere which is decisive. While actinides practically remain where they are under reducing conditions, some easily soluble, long-lived fission products, like iodine 129 and caesium 135, migrate with the ground water and thus become dose determining.

Radiological and environmental protection

The behaviour of radioactive or chemotoxic contaminants released and the associated effects on humans and the environment are analysed in the field of work relating to "radiological and environmental protection". Owing to the wide range of radionuclides and their physical and chemical properties and the variety of chemotoxic substances and their behaviour in the biosphere, this field of work is very broad and designed for interdisciplinary work of engineers, physicists, chemists and biologists. Moreover, there is a close connection to the analysis of technical safety.

The development and validation of models concerning the contaminant behaviour upon release, especially for nuclear power plants, as well as modelling the

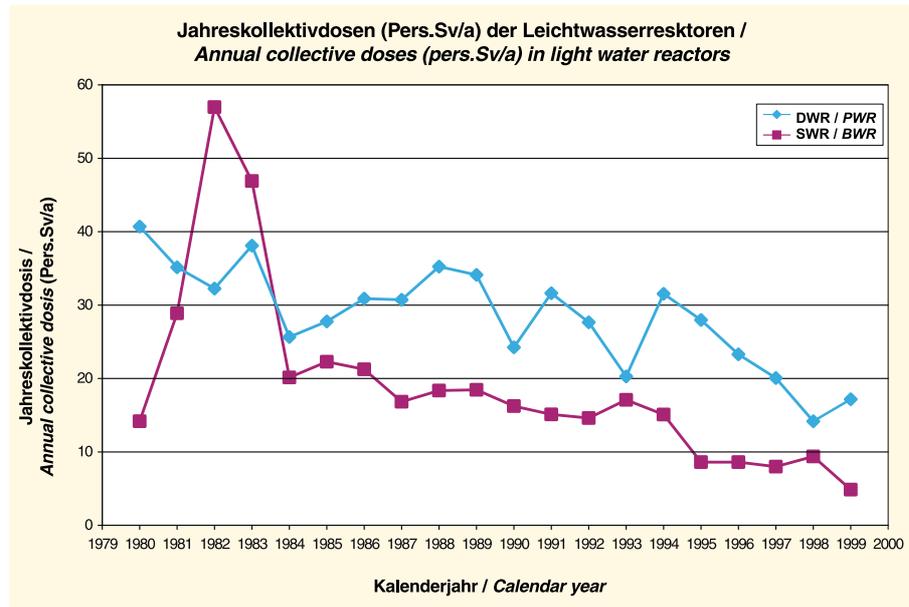
dispersion of contaminants into the atmosphere represent main emphases of the work. Powerful computer codes are employed herefor which are verified by experimental findings. Further activities are centred on the radiological protection of personnel in nuclear facilities, the radio-ecological assessment of deposited wastes from mining-related legacies and the resulting burden of the environment. Furthermore, radiological aspects of the decommissioning of nuclear power plants and the decontamination of polluted sites are dealt with. Issues relating to the transport of radioactive substances have acquired particular importance in recent years, especially because of the public debate. The analyses performed in this connection can also be methodologically applied to conventional transports of dangerous goods.

An important field of work is the so-called environmental monitoring. Data relevant for the safety and the environment are measured, electronically processed and edited for monitoring.

Transport of contaminated fuel elements

In 1998 GRS provided an expert opinion on the scope and the causes of the violation of the surface contamination limits which occurred during fuel element transports. The Federal Railway Office (Eisenbahn-Bundesamt) then commissioned GRS with the participation of Öko-Institut with the preparation of expert opinions on the improvement measures. These expert opinions referred to the transport of spent fuel elements to interim storage facilities in Germany, the return shipment of vitrified high-level radioactive waste from reprocessing facilities abroad and the transport of spent fuel elements to reprocessing. These expert opinions were completed in May, June and November 1999, respectively. They contain recommendations and notes for further improvements.

In a joint expert opinion of September and October 1999 GRS and Öko-Institut came to the conclusion that the suggestions made by the operators of how they



▲ Zeitliche Entwicklung der Jahreskollektivdosen bei deutschen Kernkraftwerken, aufgeschlüsselt nach Druck- und Siedewasserreaktoren. Die insgesamt niedrigen Strahlenexpositionen sind Ergebnis der Erfahrungen und Maßnahmen zur Optimierung des Strahlenschutzes. *Chronological development of the annual collective doses of German nuclear power plants, subdivided into pressurised and boiling water reactors. The overall low radiation exposures are the result of experiences and measures for optimising radiation protection.*

want to fulfil these recommendations and notes referring to transports to German interim storage facilities and to return shipment of transport flasks, are suitable. The requirements for cold testing and transport in accordance with the transport regulations and the requirements of the criteria and measurement catalogue are thus met. The verifications that the recommendations and notes relating to transports for reprocessing abroad are met shall be completed by April 2000.

Radiological labour protection

On behalf of BMU, GRS follows up the current situation of radiation exposure of staff in Germany, documents and assesses it with respect to a possible optimisation. For 1998 the data of the operating and closed nuclear power plants as well as of nuclear fuel cycle facilities were compiled and documented in reports.

On the whole, it becomes evident that for pressurised water reactors the overall collective dose of the plants' own and

outside personnel has further decreased compared to previous years. The overall low radiation exposures are the result of experiences and measures for optimising radiation protection. Because of extensive overhaul measures individual plants released higher dose rates than in the year before. Especially older plants contribute to the total collective dose because of their design.

For decommissioned plants there is generally a clear decrease in radiation exposure. At the same time the influence of different decommissioning concepts and the different decommissioning or disassembly campaigns become noticeable. These data are, however, not suitable for comparing individual plants with one another as the processes during decommissioning differ too much.

In this field of work too, GRS has close contacts abroad, to IPSN and CEPN in Paris, for example, as well as to Swiss authorities within the framework of the German-Swiss Commission. One em-

ployee participates in the work of the "Information System on Occupational Exposure" of OECD/IAEA.

Behaviour of fission products

GRS and IPSN are jointly developing the computer code SOPHAEROS. It describes the transport and the retention of fission products in the primary system of a reactor during severe accidents. The deposit and coagulation processes taking force here are strongly influenced by chemical reactions. SOPHAEROS contains a chemistry model on the thermodynamic balance of elements and compounds with currently 57 gaseous, 46 condensable and 16 non-volatile species. The model is validated with the help of FALCON experiments.

A model was developed for mechanical re-suspension which is based on the balance of adhesion and separation forces. It was revised successfully in the framework of international standard problems in the STORM project. A further computer code is available for the transition of oversaturated fission product vapours to aerosol particles, i.e. nucleation and the formation of these particles from the steam phase. This code was verified and checked with respect to plausibility. Unfortunately, suitable experiments for validation do not exist. The retention of aerosols in hydraulic seals during the rise to the surface could be modelled and be validated for insoluble aerosols with the help of experimental data. Further studies refer to a review of the chemical database and an optimisation of numeric solution systems.

Diffusion and deposition of atmospheric pollutants

Computer codes for realistic complex diffusion situations – characterised by highly structured ground and complicated meteorological situations – consider the spatially and temporally varying wind and turbulent flow field. GRS developed such a model (WiTraK, Wind field, transport and climatology code system) in cooperation with Cologne University. It calculates the diffusion of atmospheric pol-

lutants in the near field of an emitter and renders diffusion forecasts over more than 24 hours possible. Forecast data provided by Deutscher Wetterdienst (German meteorological service) in rough spatial resolution (horizontal mesh size: 14 km) are used as input data. In the model spatial resolution is gradually increased by consecutive flow field calculations (Model-Nesting). Data on local ground structures, e.g. the Rhine valley near Bonn, can thus also be acquired and considered. In the reporting year the model was refined. A forecast of the wet deposition of airborne contaminants by local rainfall is now possible.

Environmental monitoring in Russia

The Protocol of Kyoto obliges the contracting states to monitor and commit to the emission of climate-relevant gases. They have to report on the development of the emissions annually. BMU supports the Russian State Committee for Environmental Protection in this task. A German-Russian work group is to establish a pilot project on environmental monitoring. On commission of BMU, GRS is to plan and implement this pilot project. At two workshops in Moscow and Astrakhan existing regional measuring networks and the possibility of modern emission monitoring were illustrated. It is the objective to determine measuring data and measuring techniques for a concrete region in Russia and to establish an electronic database. For this purpose it is necessary to intensify the dialogue with Russian institutions and to obtain a better knowledge on the existing structures in Russia.

Decontamination of mining-related legacies

Former uranium mining in Saxony and Thuringia has left many radioactively contaminated areas and objects. Commissioned by the Saxon State Ministry for the Environment and Landscape, GRS and BAUGRUND Dresden, an expert firm for geotechnology, provided expert opinions on several applications submitted by WISMUT on the redevelop-

ment of heaps and industrial settling ponds. The situation of the objects was examined from the perspective of radiation protection and the radiation protection measures for staff and population were assessed. The regulations of the GDR still valid after the reunification treaty do not contain any binding standards for calculating radiation exposure. For this reason suitable computation parameters and standard contamination values had to be derived which date back to a recommendation of the Radiation Protection Commission of 1992. Several heaps and sludge ponds near Schlema were the subject of the expert opinions. The progress in recultivating achieved so far show that the landscape gradually wins back its original appearance.

Final Disposal

The tasks in the "final disposal" field of work are to analyse and assess the safety of repositories for radioactive or chemotoxic wastes.

The expertise available is mainly in the physical/chemical and the geological area. A large proportion of the works requires sound theoretical knowledge and the handling of sophisticated computer codes. Thus there are, for example, close connections to the bases of physical chemistry, rock mechanics, mathematics, here especially during the transformation of models into computer codes. The main emphases of the activities are:

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

Operating experience

The database system ISABEL developed on commission of BMU collects data on the operating experience during the construction and the operation of repositories in Germany and abroad. It contains information on the licensing status, on the technical and construction design of plants and pits as well as on the emplaced wastes. Conditions for acceptance and operating experiences are documented as well as disturbances which occurred and their safety analysis. The database permits systematic analyses. In addition, it contains information and pictures of more than 35 repositories and repository projects as well as on repository concepts in more than 40 countries.

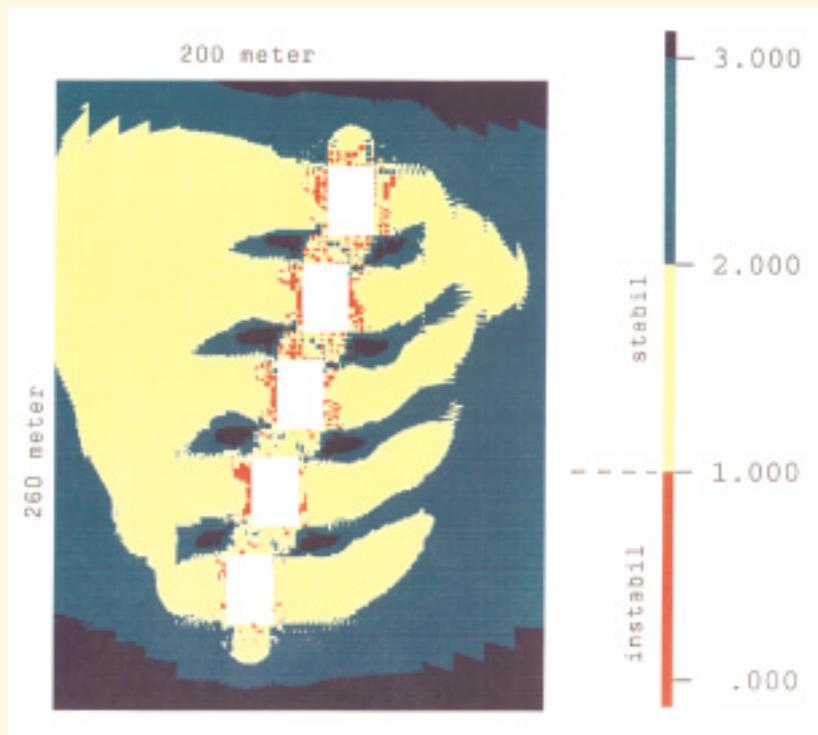
Geostatistic methods in long-term safety analyses

Intricate questions have to be answered within the framework of long-term safety analyses for repositories of radioactive wastes. The results have to be secured considering the variation range of the individual parameters. Remarkable progress has been achieved in the development of deterministic and stochastic methods for the treatment of parameter, model and scenario uncertainties. There is still a need for development in modelling the surface rock, an essential component of the barrier system of a deep storage facility.

The geosphere shows a great variability of materials and material properties essential for modelling hydrogeological processes. The knowledge hereon originates from the analysis of site genesis, from drillings and geophysical measurements. The spatial variability only permits an approximate description of the real conditions.

With the geostatistic method developed by GRS different information can systematically be integrated into modelling and the scopes of uncertainties can be determined. The spatial distribution of hydrogeological units for the surface rock at the Gorleben site was analysed herewith.

Stabilitätsverteilung in einem Grubengebäude im Salzstock Stability distribution for repository in rock salt



▲ Die mit dem Programm ADINA durchgeführte Analyse eines typischen Grubengebäudes mit einem sukzessiven Auffahren der Kammern auf fünf Sohlen hat gezeigt, dass bei Anwendung des Dilatanz-Kriteriums instabile Bereiche mit lokalen Brüchen, Rissen bzw. Rissausweitungen etwa 100 Jahre nach Auffahren der Kammern zu erwarten sind. Sie treten hauptsächlich in den Schweben zwischen den Kammern und in den Stößen bzw. in einer Tiefenzone von weniger als 10 m von den Rändern der Kammern auf. Sie können durch rechtzeitiges Verfüllen und Verschließen verhindert werden.

The analysis of a typical pit where the halls were successively driven to five floors analysed with the ADINA code showed that when the dilatancy criterion is applied unstable areas with local breaks, cracks or crack propagation are to be expected approx. 100 years after the halls were driven. They mainly occur in the slimes between the halls and in the walls or in a deep zone of less than 10 m from the edges of the halls. They can be prevented by filling and sealing in time.

Mechanical stability of a repository in rock salt

On commission of BMU, the geomechanical stability of the repository and the integrity or tightness of the geological barrier, respectively, of a repository for radioactive wastes in salt rock was examined. An important aspect of the mechanical behaviour of mineral salt is viscoplastic creep, i.e. the remaining breakless deformation on the one side

and the initiation of the destruction of the loaded salt structure on the other side. Without cavities the deformations are relatively small. The structure is disturbed considerably by driving cavities, deformations clearly increase. They can impair the stability of the pit and the integrity of the salt barrier.

The criterion for mechanical stability is the so-called dilatancy criterion. In accordance hereto, dilatancy, i.e. the in-

crease in volume by deformation, is to be limited in mineral salt to prevent the generation or the growth of cracks. The analysis of a typical pit where the halls were successively driven to five floors analysed with the ADINA code showed that when the dilatancy criterion is applied unstable areas with local breaks, cracks or crack propagation are to be expected approx. 100 years after the halls were driven. They mainly occur in the slimes between the halls and in the walls or in a deep zone of less than 10 m from the edges of the halls. They can be prevented by filling and sealing in time.

Nuclide transport upon variable salt concentration

In the analyses on long-term safety of repositories for radioactive wastes in

saliferous rock it is claimed that brine solution intrudes. Accordingly, after having been solved in brine solution, the radioactive substances can be transported and redistributed in the repository and subsequently released into the geosphere. The flow and thus the nuclide transport are influenced by fluid density, as the density and the viscosity of a sweet water/salt water mixture notably depend on salt concentration. Former analyses on nuclide transport into or from a repository mainly assume that fluid density largely remains constant.

In addition to the studies carried out so far, the nuclide transport in a sweet water/salt water system was examined with the TOUGH2/EOS7R code within the framework of an orientating analysis in a homogeneous porous medium con-

sidering the fluid density dependent on the salt water content and the non-linear nuclide absorption. For this purpose a two-dimensional configuration with four components – sweet water, salt water, parent nuclide, daughter nuclide – was examined. The analyses show that circulation flows which make the nuclide transport more complex compared to sweet water flow, can develop with an increasing salt concentration, which can clearly reduce nuclide transport into the geosphere.

W. Thomas

Sanierung im Uranbergbau

In Thüringen und Sachsen hat die ehemalige Urangewinnung mehrere 1000 Uranerzhalden hinterlassen. Hinzu kommen knapp 100 industrielle Absetzanlagen (IAA) mit Rückständen aus der Uranerzaufbereitung. Sie enthalten radioaktive Stoffe und sind dadurch potentielle Quellen für deren Emission. Die Vielzahl und die Unterschiedlichkeit dieser Objekte erschweren eine zügige und umfassende Bewertung ihres radiologischen Gefährdungspotentials. Es ist gekennzeichnet durch eine mögliche Freisetzung von Radionukliden über den Luft- und Wasserpfad. Außerdem fehlen noch radiologische Richtwerte, mit deren Hilfe im Einzelfall über den Sanierungsbedarf von Haldenstandorten entschieden werden kann.

Prüf- und Bewertungsmethoden

Das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) hat die GRS beauftragt, die Methoden für die Prüfung und Bewertung von bergbaulichen Hinterlassenschaften weiter zu entwickeln und vorhandene Lücken zu schließen. Dabei sollen geeignete mathematische Verfahren einbezogen werden. Schließlich sollen hieraus Entscheidungskriterien für die Sanierung abgeleitet werden. Die bisher erzielten Fortschritte fließen in einen Leitfaden des BfS ein. Die inhaltlichen Schwerpunkte sind:

- Mobilisierung radioaktiver Stoffe infolge geochemischer Prozesse,
- Ausbreitung radioaktiver Stoffe im Grundwasser,
- Radon-Freisetzung und -Ausbreitung über den Luftpfad.

Bestimmung der Radionuklidfreisetzung

Ein Arbeitsschwerpunkt ist die Entwicklung eines Instrumentariums, mit dem der Quellterm, die zeitabhängige Radionuklid-Freisetzungsrates, ermittelt werden kann. Dazu werden Methoden entwickelt, mit denen Standortdaten gewonnen, freisetzungsrelevante geochemische Prozessabläufe erfasst und die Mobilisierung der radioaktiven Stoffe abgeschätzt werden. Diese werden als Handlungsempfehlungen im BfS-Leitfaden dokumentiert. Wesentliche Inhalte des Leitfadens sind:

- die Zusammenfassung des Wissens über die geochemischen und hydraulischen



▲ Abteufen einer Bohrung auf der Beckerschacht-Halde bei Freital (Sachsen)

Performance of a drilling hole on the Beckerschacht heap near Freital (Saxony)

Prozesse in Halden des Uranerzbergbaus und über deren Modellierung,

- die Anforderungen, die an Gutachter, Rechenprogramme, Untersuchungsmethoden und die Ergebnisdokumentation für Sanierungsentscheidungen gestellt werden,
- die Präsentation einer zielgerichteten, problemgerechten und kostensparenden Bewertungsmethodik,
- das Aufzeigen haldentypischer Probleme und entsprechender Lösungsansätze.

Besonderer Wert wird auf ein angemessenes Verhältnis zwischen Gefährdungspotential und Untersuchungsaufwand gelegt. Daher wird derzeit eine, auf Fallunterscheidungen basierende, sequentielle Vorgehensweise erarbeitet, die es ermöglicht, Art und Umfang der Untersuchungen an die jeweils gegebenen Standorterfordernisse anzupassen.

Neben Handlungsempfehlungen zu Art und Umfang des Untersuchungsprogramms enthält der Leitfaden Anleitungen zur rechnergestützten Modellierung geochemischer Prozesse. Hierzu werden von der GRS repräsentative Berechnungen durchgeführt, wie Redoxreaktionen, Gleichgewichtsreaktionen zwischen Lösung und Festphase oder Sorptionsprozesse.

Der Leitfaden stellt eine Handlungsempfehlung für Eigentümer von Grundstücken mit Halden, für Gutachter und Behörden dar. Er soll nach seiner Fertigstellung auch interessierten Bürgern zur Verfügung stehen.

Feld- und Laborversuche an Modellhalden

Um zu demonstrieren, dass die entwickelte Bewertungsmethodik praxistauglich ist, wurden drei repräsentative Halden (in Johannegeorgenstadt, Marienberg und Freital) ausgewählt. Nach ihrer geologisch-mineralogischen Kartierung wurden Schürfe und Bohrungen angelegt und schichtweise charakteristisches Haldengesteinsmaterial für nachfolgende Laboruntersuchungen entnommen.

Die Laboruntersuchungen des Bodenmaterials wurden im Unterauftrag der GRS von ortsansässigen Betrieben durchgeführt. Von besonderem Interesse war die Bestimmung der geochemisch-mineralogischen Eigenschaften bzw. des radioaktiven Inventars des Haldengesteins und die hydrochemische Zusammensetzung der austretenden Haldensickerwässer.

Weiterhin wurde das Auslaugungsverhalten von Radionukliden und anderen Elementen durch Säulenelutions-Versuche

simuliert. Dazu wurden zentnerschwere Mischproben des Haldenmaterials in PVC-Rohre eingefüllt und über mehrere Wochen mit Wasser durchsickert. Die milieu-bestimmenden physikalisch-chemischen Parameter, Leitfähigkeit, pH-Wert und Redoxpotential (Eh) des Wassers, wurden kontinuierlich analysiert, um die geochemischen Veränderungen über die gesamte Versuchsdauer beobachten zu können. Es wurden in regelmäßigen Zeitabständen Proben des Eluats entnommen. Diese wurden einer Wasservollanalyse unterzogen, um die Inhaltsstoffe des Wassers, die Schwermetall- und die Radionuklidkonzentrationen zu erfassen. Mögliche Veränderungen des Gesteinsmaterials während des Säulenelutions-Versuchs konnten durch Vergleich seiner chemischen und mineralogischen Zusammensetzung vor und nach der Analyse identifiziert werden.

Die Untersuchungsergebnisse zeigen, dass die mineralogische Zusammensetzung des Haldenmaterials großen Einfluss auf das Auslaugungsverhalten von Radionukliden hat. In den meisten Halden nimmt der pH-Wert im Laufe der Zeit ab. Dies fördert die Mobilität des Urans und anderer Schwermetalle. Die Versauerungstendenz ist vor allem eine Folge der Oxidation von Sulfiden im Pyrit und Markasit des Haldenmaterials. Ob und wie stark der pH-Wert im Einzelfall abfällt, hängt von der Art und Menge an Puffer-substanzen im Haldenmaterial ab. So wurden beispielsweise in einem Fall die zunächst noch im Haldenmaterial befindlichen Karbonate, die aufgrund ihrer Puffereigenschaften den pH-Wert im nahezu neutralen Bereich halten, relativ schnell durch die Pyrit-Oxidation verbraucht. Daraufhin stellte sich ein konstanter pH-Wert um 4 ein. Dies wird auf Pufferreaktionen durch die fortschreitende Verwitterung der im Haldenmaterial reichlich vorhandenen Glimmer und Feldspate durch die schwefelsauren Wässer zurückgeführt. Eine weitere pH-Abnahme und die damit einher gehende Erhöhung der Radionuklidmobilität ist nicht zu erwarten, da das silikatische Puffermaterial den Hauptbestandteil des Haldenmaterials darstellt und damit ei-

ner weiteren Versauerung durch die Sulfidoxidation langfristig entgegenwirkt.

Sicherheitsbericht für industrielle Absetzanlagen (IAA): Fallbeispiel „IAA Lengenfeld“

Die GRS hat für das Landesamt für Umwelt und Geologie Sachsen (LfUG) Konzeption und Methodik eines fortschreibungsfähigen Sicherheitsberichts für industrielle Absetzanlagen (IAA) entwickelt und eine entsprechende Gliederung aufgestellt. Dabei konnte sie ihre umfangreichen Erfahrungen aus den Langzeitsicherheitsanalysen für Endlager radioaktiver Abfälle einbringen. Der Bericht umfasst die Teile A „Statusbericht“, B „Veränderungen gegenüber dem Vorjahr“ und C „Checklisten“.

Die Sanierung der IAA ist aufwendig und technisch anspruchsvoll. Dies ergibt sich aus der Tatsache, dass sie auf unterschiedliche Weise mit radioaktiven Stoffen befrachtet sind und bei ihrer Entste-



▲ Dünnschliffmikroskopie der Erzminerale zur qualitativen optischen Bestimmung der im Haldenmaterial enthaltenen Minerale

Microsection microscopy of the ore bearing minerals for a qualitative visual determination of the minerals contained in the heap material

lung in den 50er und 60er Jahren nicht auf den Aspekt der geologischen und hydrogeologischen Langzeitstabilität der Deponie geachtet wurde. Voraussetzung für eine Sanierung ist, die radiologischen und chemisch-toxischen Auswirkungen und Risiken der vorhandenen Radionuklide und konventionellen Schadstoffe zu analysieren und Konsequenzen für die Verwahrung abzuleiten. Um den Sanierungserfolg bewerten und ggf. Folgemaßnahmen veranlassen zu können, müssen diese Anlagen einer langfristigen institutionellen Kontrolle mit einer fortlaufenden Sicherheitsbewertung unterzogen werden. Dazu sollen alle sicherheitsrelevanten Daten und Bewertungsergebnisse zu industriellen Absetzanlagen in fortschreibungsfähigen Sicherheitsberichten zusammengefasst werden. Aufgabe der GRS ist es, Art und Umfang der Inhalte dieser Sicherheitsberichte zu definieren. Hierzu gehören unter anderem:

- Beschreibung der IAA und deren Umgebung einschließlich Checklisten (qualitätsgeprüfte Daten), Verzeichnis aller für die IAA relevanter Quellen,
- Risikobewertung (mit Bewertungsgrundlagen) und Schwachstellenanalyse,
- Beschreibung durchgeführter Maßnahmen und deren Auswirkungen auf die Risikogrößen,
- Art, Umfang und Bewertung der sicherheitsrelevanten Daten aus der ständigen Überwachung (Monitoring),
- Angaben zu Veränderungen maßgeblicher Kenndaten der sicherheitsrelevanten Einrichtungen und deren Bewertung.

Als Grundlage der Bewertung dienen gesetzliche oder abgeleitete Richt- und Prüfwerte für die Geomechanik, Radioaktivität und konventionellen Schadstoffe.

In der Fortführung des LfUG-Vorhabens prüft die GRS anhand der IAA in Lengenfeld die Eignung der von ihr entwickelten Konzeption und Methodik. Bei den Analysen richtet sich das Interesse insbeson-

dere auf den Wasserpfad, bei dem das Instrumentarium der GRS zur Bewertung der Langzeitsicherheit von Endlagern zum Tragen kommt. Im Rahmen der Langzeitsicherheitsanalysen wurde ein Standortmodell entwickelt und der Grundwasser- und Radionuklidtransport modelliert.

Neben den sicherheitsrelevanten geotechnischen Aussagen zur Dammsicherheit bilden sie die Kernpunkte der Schwachstellenanalyse des Sicherheitsberichts. Die Analyse des Ist-Zustands der IAA Lengfeld ergab, dass derzeit keine unmittelbare Gefahr aus der IAA zu er-

warten ist. Die Langzeitsicherheitsanalysen (Prognose) für den Wasserpfad werden zur Zeit abgeschlossen. Sie bilden die Basis einer möglichen Sanierungsempfehlung an den Auftraggeber.

Redevelopment in Uranium Mining

Former uranium mining has left several 1000 uranium heaps in Thuringia and Saxony. In addition, there are just under 100 industrial settling ponds with residues from uranium processing. They contain radioactive substances and are thus potential sources for their emission. The number and the diversity of these objects render a fast and comprehensive assessment of their radiological endangerment potential more difficult. It is characterised by a potential release of radionuclides via the air and the aquatic pathway. Furthermore, radiological reference values to decide on the need for remedial action of heap sites in individual cases are still missing.

Examination and assessment methods

The Federal Office for Radiation Protection (BfS) commissioned GRS to further develop methods for the examination and assessment of mining-related legacies and to close existing gaps. Suitable mathematical procedures shall be included here. Finally, criteria for deciding on remedial actions shall be derived herefrom. The progress achieved so far is added to a BfS guideline. The main points are:

- Mobilisation of radioactive substances owing to geochemical processes,
- dispersion of radioactive substances in the ground water,
- radon release and dispersion via the air.

Determination of radionuclide release

One main emphasis of the work is the development of a set of devices which can determine the source term, the time-dependent radionuclide release rate. For this purpose methods to collect site data, to acquire geochemical process sequences relevant for release, and to estimate the mobilisation of radioactive sub-

stances are developed. These are documented in the BfS-Guidelines as recommendations for action. Essential issues of the guideline are:

- the summary of the knowledge on geochemical and hydraulic processes in uranium mining heaps and on their modelling,
- the requirements to be met by authorised experts, computer codes, examination methods and documentation of results for decisions on remedial actions,
- the presentation of a target-oriented, cost-efficient assessment methodology suitable for the problem,
- the demonstration of problems which are typical for heaps and the respective approaches to solve these problems.

Special attention is paid to an appropriate relation between endangerment potential and examination efforts. For this reason a sequential procedure based on case differentiation is currently being developed which makes it possible to adjust the kind and extent of the examinations to the respective site requirements.

In addition to recommendations for action on the kind and extent of the examination programme, the guideline contains instructions for computed-based modelling of geochemical processes. Relating hereto, GRS performs representative calculations, like redox reactions, equilibrium reactions between solution and solid phase or sorption processes.

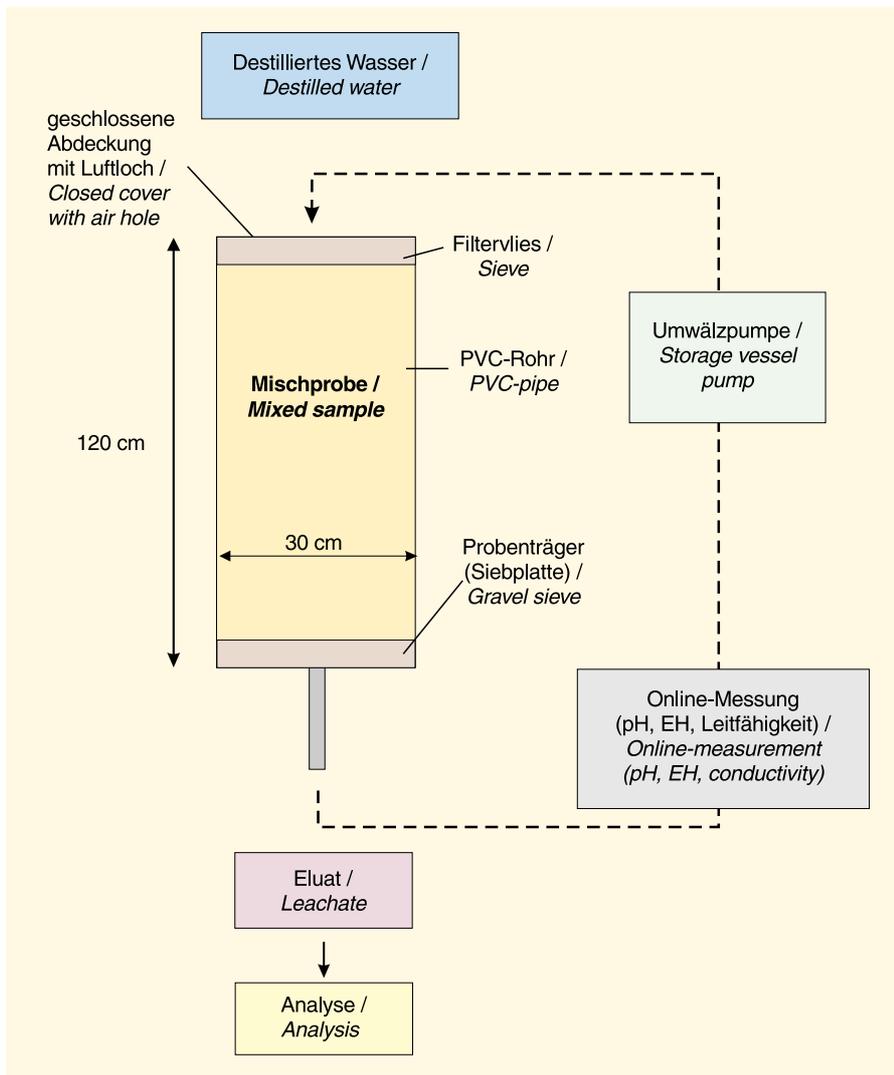
The guideline represents a recommendation for action for owners of estates with heaps, for authorised experts and authorities. After its completion it shall also be available to interested citizens.

Field and laboratory experiments on model heaps

To demonstrate that the developed assessment methodology is suitable for practice, three representative heaps (in Johanngeorgenstadt, Marienberg and Freital) were chosen. After their geological and mineralogical mapping exploratory excavations and drillings were made and characteristic heap rock material was taken layer by layer for subsequent laboratory examinations.

The laboratory examinations of the soil material were carried out by local firms subcommissioned by GRS. The determination of the geochemical and mineralogical properties or the radioactive inventory of the heap material and the hydrochemical composition of the seeping water were particularly interesting.

Furthermore, the leaching behaviour of radionuclides and other elements was simulated by column leaching experiments. For this purpose excessively heavy mixed samples of the heap material were filled into PVC tubes and seeped with



▲ Schematischer Aufbau des Säulenelutions-Versuchs, mit dem das Auslaugungsverhalten von Radionukliden und anderen Elementen aus dem Haldengestein simuliert werden kann.

Schematic set-up of the column leaching experiment which can simulate the leaching behaviour of radionuclides and other elements of the heap material.

water for several weeks. The physico-chemical parameters determining the environment, conductivity, pH-value and redox potential (Eh) of the water, were analysed continuously to be able to observe the geochemical changes over the entire duration of the experiment. Samples of the leachate were taken in regular intervals. These were subjected to a full water analysis, to collect data on the content of the water, the heavy metal and the radionuclide concentrations. Possible changes of the rock material during the column leaching experiment could be identified by comparing its chemical and

mineralogical composition before and after the analysis.

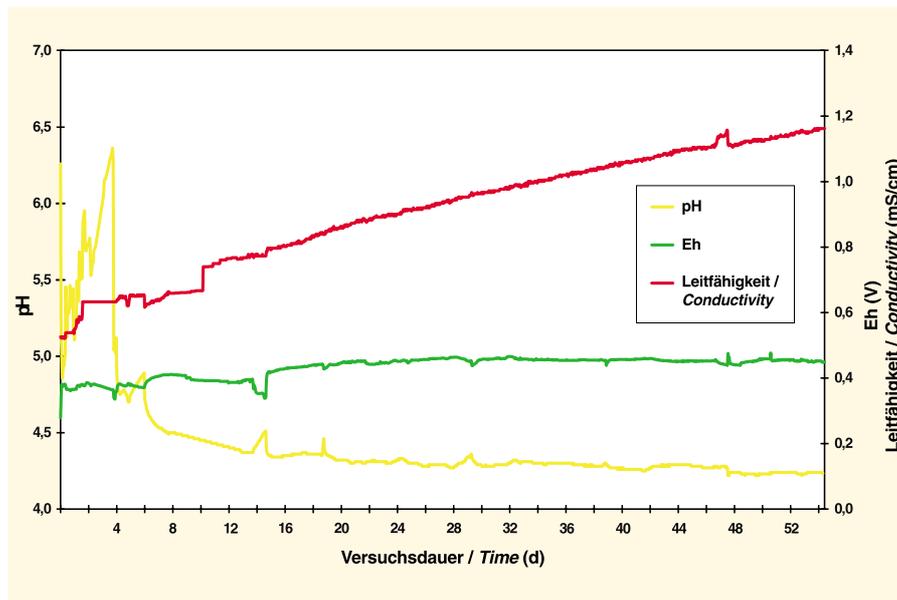
The results of the examination show that the mineralogical composition of the heap material exerts a great influence on the leaching behaviour of radionuclides. In most heaps the pH-values decrease in the course of time. This promotes the mobility of uranium and other heavy metals. The acidification tendency is mainly a consequence of the oxidation of sulphides in pyrite and marcasite of the heap material. If and to what extent the pH value decreases in the individual case de-

pends on the amount of buffer substances in the heap material. The carbonates still in the heap material which because of their buffer properties keep the pH value in an almost neutral state were thus relatively quickly consumed by pyrite oxidation in one case, for example. After that there was a constant pH value around 4. This is attributed to buffer reactions by proceeding weathering of the ample mica and feldspar by sulphuric water in the heap material. A further pH decrease and a simultaneous increase of radionuclide mobility is not to be expected as the silicate buffer material represents the main proportion of the heap material and thus counteracts a further acidification by the sulphidoxidation on the long run.

Safety report for industrial settling ponds: Exemplary case "Tailing Pond Lengfeld"

On behalf of Landesamt für Umwelt und Geologie Sachsen (LfUG) (Office of the Land of Saxony for the Environment and Geology), GRS developed the concept and the methodology of a safety report for industrial settling ponds which can be followed up and established a corresponding subdivision. GRS here could make use of their extensive experience from long-term safety assessments for repositories for radioactive wastes. The report comprises the parts A "Status Report", B "Changes compared to the previous year" and C "Check lists".

The recultivation of industrial settling ponds is expensive and technically demanding. This results from the fact that they are loaded with radioactive substances in different ways and that the aspect of geological and hydrogeological long-term stability of a dump was not considered in the 50ies and 60ies when they emerged. A pre-condition for recultivation is to analyse the radiological, chemical and toxic effects and risks of the present radionuclides and conventional pollutants and to derive consequences for storage. To be able to assess the best suited remediation option and to possibly initiate follow-up measures these plants have to be subjected to long-term monitoring with a continuous safety assessment. For



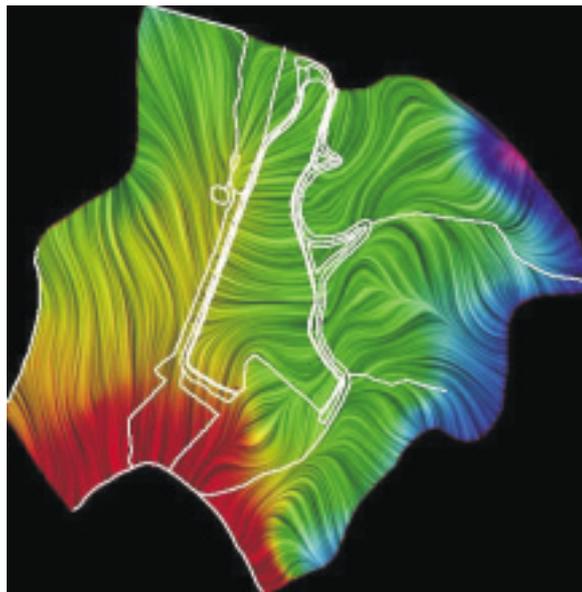
◀ Zeitliche Entwicklung von Leitfähigkeit, pH-Wert und Redoxpotential während des Säulenelutions-Versuchs von Haldenmaterial aus Johanngeorgenstadt

Temporal development of conductivity, pH value and redox potential during the column leaching experiment of heap material from Johanngeorgenstadt

this purpose, all safety-relevant data and assessment results on industrial settling points shall be summarised in safety reports which can be followed-up. It is GRS's function to define the kind and the extent of the contents of these safety reports. To these belong among others:

- A description of the industrial settling points and their surrounding including check lists (quality tested data), a list of all sources relevant for industrial settling ponds,
- Risk assessment (with assessment bases) and weak points analysis,
- Description of the measures carried out and their effects on the risk parameters,
- Kind, scope and assessment of the safety-relevant data from permanent monitoring,
- Statements on changes of decisive parameters of the safety-relevant facilities and their assessment.

Legal and derived reference and test values for geomechanics, radioactivity and



▲ Am Beispiel der industriellen Absetzanlage (IAA) in Lengenfeld werden Konzept und Methodik der GRS für einen Sicherheitsbericht auf ihre Eignung geprüft. Gezeigt ist das berechnete Grundwasserfließsystem im Grundgebirge der IAA als Basis für die dreidimensionale Modellierung des Transports von Radionukliden.

GRS concept and methodology for a safety report are examined for their suitability using the Tailing Pond Lengenfeld as an example. The calculated ground water flow system in the foundation rock of the Tailing Pond is shown as the basis for the three-dimensional model of the radionuclides transport.

conventional pollutants serve as the basis for the assessment.

Continuing the LfUG project, GRS examines the suitability of the concept and methodology they developed with the help of the Tailing Pond Lengenfeld. In the analyses the aquatic pathway is of particular interest. Here the GRS set of devices for assessing long-term safety of repositories show their effect. A site model was developed and the ground water and radionuclide transport were modelled in the course of the long-term safety assessments. In addition to the safety-relevant geotechnical statements on dam stability, they represent the core points of the weak points analysis of the safety report. The analysis of the current state of the Tailing Pond Lengenfeld showed that at present no immediate danger is to be expected from the Tailing Pond. The long-term safety assessments (forecast) for the aquatic pathway are currently being completed. They represent the basis for a possible recommendation for remedial actions to the customer.

K. Fischer-Appelt, P. J. Larue

Deutsch-Französische Initiative für Tschernobyl

Auf der Wiener Konferenz anlässlich des 10. Jahrestags der Katastrophe von Tschernobyl erklärten die Umweltminister Frankreichs und Deutschlands als Reaktion auf ein Ersuchen des Umweltministers der Ukraine ihre Bereitschaft, die internationale Kooperation zwischen Ukraine, Russland und Weißrussland zur Aufarbeitung der noch ungelösten Probleme durch eine deutsch-französische Initiative zu unterstützen.

Im Rahmen dieser „Deutsch-Französischen Initiative“ sollen gemeinsam mit dem ukrainischen „Tschernobyl Zentrum für nukleare Sicherheit, radioaktive Abfälle und Radioökologie“ als östlichem Koordinator und späterem Nutzer der Ergebnisse wissenschaftlich-technische Arbeiten für die Projekte „Sicherheitszustand des Sarkophags“, „Radioökologie“ und „Gesundheit“ durchgeführt werden. Ziel ist es, die verfügbaren Informationen zu sammeln, aufzuarbeiten, zu überprüfen und zu bewerten sowie elektronisch zu dokumentieren.

GRS und IPSN führen auf westlicher Seite die Projekte, für die Deutschland und Frankreich jeweils 6 Millionen DM zur Verfügung stellen. Davon geht der überwiegende Anteil an östliche Institutionen.

Projekt „Sicherheitszustand des Sarkophags“

Im Mai 1998 startete nach zweijähriger Vorbereitung das Projekt „Sicherheitszustand des Sarkophags“, an dem östliche Firmen im Unterauftrag beteiligt sind. Die mit ihnen geschlossenen Verträge betreffen Baukonstruktionen, technische Einrichtungen, die radiologische Situation innerhalb und außerhalb des Sarkophags, die brennstoffhaltigen Materialien und radioaktiven Abfälle sowie den Einfluss des Sarkophags auf die Umgebung. Ein Vertrag beinhaltet die Erstellung einer Datenbankstruktur, die Erzeugung von Interfaces für die Unterauftragnehmer und die stufenweise Integration der Daten.

Nach Abstimmung und Festlegung von Art und Umfang der Daten werden mit dem Unterauftragnehmer die Anforderungen an das jeweilige Interface zu Dateneingabe formuliert. Danach wird das Interface konstruiert und als „leere Hülle“ dem Unterauftragnehmer übergeben, der die Daten eingibt und das „gefüllte“ Interface zur Datenintegration übergibt. Das Datenretrieval ist über Schlüsselwörter, Raumnummern oder Objektbezeichnungen sowie über einen visuellen Navigator ArcView (Geo-Informationssystem – GIS) möglich.

Für die Daten werden Originaldokumente ausgewertet und in einer Bibliographie zusammengestellt. Die Daten zu den verschiedenen Sachgebieten werden synchron von den Unterauftragnehmern sukzessive von den unteren zu den oberen Knoten bereitgestellt.

Nach zwei Jahren konnten bereits wesentliche Ergebnisse erzielt werden. Die Struktur und eine arbeitsfähige Version der Datenbank wurden erstellt, die Bibliographie der Originaldokumente für die einzelnen Sachgebiete wurde abgeschlossen und umfangreiche Datenbestände in die Datenbank aufgenommen, die dem „Tschernobyl Zentrum“ zur Verfügung gestellt wurden.

Die Datenbank enthält neben Primärdaten, z. B. zur Geometrie und zu den Materialeigenschaften der Gebäudestrukturen (Betongüte, Tragfähigkeit usw.), Angaben zu Dosisleistungen und Oberflächenkontaminationen in den Räumen, Informationen über Anhäufungen von brennstoffhaltigen Materialien (Nuklid- und Stoffzusammensetzung) und radioaktivem Staub, Strahlungsfelder am Standort, Kontamination des Bodens und des Grundwassers, umfangreiches Bildmaterial (Konstruktionszeichnungen, Fotos, Video- und Animationsfilme); u. a. kann mit ihr auch die akkumulierte Dosis nach einer Begehung berechnet werden.

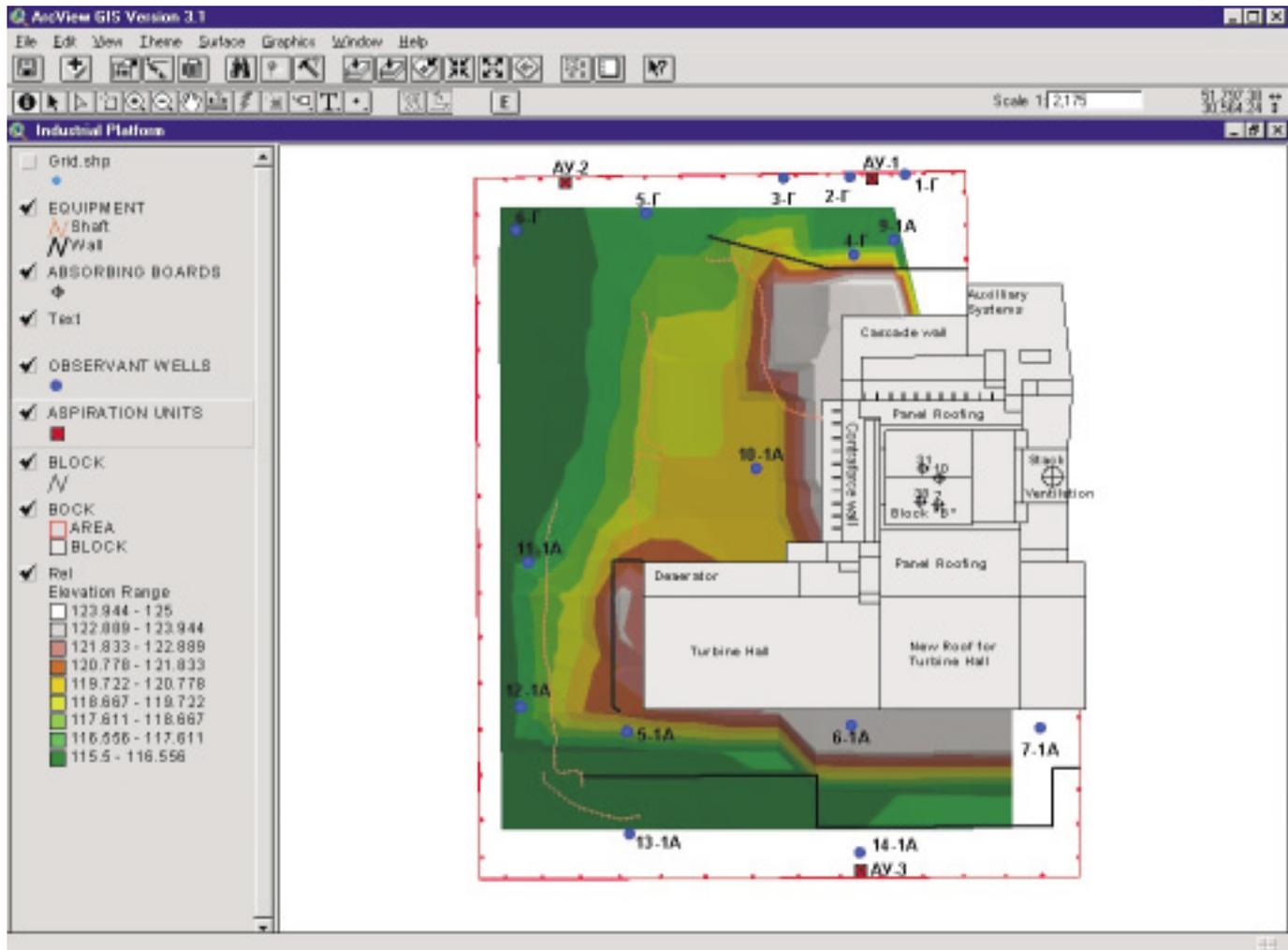
Für das Projekt stellt die GRS den Leiter, IPSN einen Stellvertreter und das „Tschernobyl Zentrum“ einen Koordinator. Der ukrainischen Firma Atomaudit obliegt die Qualitätskontrolle. Die Arbeiten laufen im wesentlichen planmäßig.

Die im Rahmen der Deutsch-Französischen Initiative gesammelten und aufbereiteten Daten stehen auch dem Shelter Implementation Plan (SIP) zur Verfügung.

Projekt „Radioökologie“

Im Projekt „Radioökologie“ werden die radioökologischen Folgen des Unfalls untersucht. Es konzentriert sich auf die 30-km-Zone, auf das Gebiet um Gomel/Weißrussland sowie um Briansk/Russland. GRS und IPSN erarbeiten gemeinsam mit ukrainischen, russischen und weißrussischen Einrichtungen folgende sechs Themen:

- Ökologisches Gesamtbild der kontaminierten Gebiete: Zur Beschreibung des ökologischen Gesamtbildes der betroffenen Gebiete in der Ukraine, Weißrussland und Russland werden ökologische, klimatologische, orographische, geologische, pedologische und demographische Daten erfasst. Da die Daten räumlich-geographisch zueinander in Beziehung stehen, werden diese angesichts der großen Datenmenge – analog zum Projekt „Sicherheitszustand des Sarkophags“ – in einem Geo-Informationssystem verwaltet. Den zuständigen Stellen in der Ukraine steht damit ein effizientes Mittel zur Verfügung, mit dem die Ist-Situation beschrieben und künftige Entwicklungen geplant werden können.
- Kontamination der Umwelt: In einer Datenbank werden die Daten über die Freisetzung der radioaktiven Materialien und den zeitlichen Verlauf der Kontamination unter Einbeziehung meteorologischer Daten zusammengeführt.
- Abfalllager und Abfallstrategien: Nach dem Unfall fiel eine Unmenge von kontaminiertem Material an (Werk-



▲ Gebäude des Objekts „Einschluss“ und Standort, Darstellung mit ArcView GIS: Höhenprofil Gelände, Untersuchungsbrunnen für Probenahme Grundwasser, Messstationen für Luftkontamination

Building of the object "Shelter" and site, illustration with ArcView GIS: Elevation profile of the site, exploration well for sampling ground water, measuring point for air contamination

zeuge, Maschinen, Bodenaushub, Grünzeug), das in vorhandene Lager oder in spontan ausgehobenen Gräben deponiert wurde. Nach einer Bestandsaufnahme kann die effektivste und kostengünstigste Strategie entwickelt werden, um radiologischen Folgen für die Umwelt vorzubeugen.

- Transfer von Radionukliden: Hier geht es um das Verhalten und den Transfer der Radionuklide in der Umwelt. Ziel ist es, national und international gebräuchliche Ausbreitungsmodelle zu validieren und Maßnahmen für die bestmögliche Schadensbekämpfung abzuleiten.

- Radionuklide in urbaner Umgebung und Gegenmaßnahmen: In einer Datenbank wird die Kontamination von Wohngebieten dokumentiert. Die bereits durchgeführten Maßnahmen werden erfasst, klassifiziert und hinsichtlich ihrer Effektivität und Kosten bewertet. Ziel ist es, auf der Basis dieser Erfahrungen die weiteren Dekontaminationen zu optimieren.
- Sanierung natürlicher und landwirtschaftlicher Flächen: Der größte Teil der kontaminierten Fläche wurde und wird landwirtschaftlich genutzt oder gehört zur natürlichen Umgebung. Die bisher durchgeführte Sanierung wird

in einer Datenbank erfasst und hinsichtlich ihrer Effektivität bewertet.

Die bisherigen Fortschritte und die vertrauensvolle Zusammenarbeit aller Beteiligten sind gute Voraussetzungen für einen erfolgreichen Abschluss des Projekts Ende 2001.

Projekt „Gesundheit“

Seit der Katastrophe kursieren widersprüchliche Informationen über die gesundheitlichen Folgen. Die Öffentlichkeit ist verunsichert, obwohl inzwischen unter Wissenschaftlern darüber ein weit-

gehender Konsens besteht. Ein besonderes Anliegen der Deutsch-Französischen Initiative ist es daher, die vorhandenen Daten über den Gesundheitsstand und die Dosimetrie zu validieren, die angewandten Methoden anzugleichen und die Ergebnisse unter Wissenschaftlern und in der Öffentlichkeit zu verbreiten.

- **Entwicklung der Krebshäufigkeiten:** Die signifikante Zunahme der Schilddrüsentumore bei Kindern wurde durch die unmittelbar nach dem Unfall entstandene hohe Exposition durch radioaktives Jod verursacht und ist ein Sonderfall, der gut dokumentiert ist. Angesichts der laufenden Untersuchungen zu Tumoren bei Kindern besteht hier kein Handlungsbedarf im Rahmen der Deutsch-Französischen Initiative. Dagegen müssen die Schilddrüsentumoren bei Erwachsenen und Jugendlichen weiter untersucht werden. Der potentielle Anstieg anderer Krebserkrankungen wird hauptsächlich durch niedrige Strahlendosen verursacht. Bislang wurde kein Anstieg beobachtet. Trotzdem werden vorsorglich die Inzidenzraten überwacht und dokumentiert.
- **Angeborene Missbildungen:** Nach dem Unfall wurden epidemiologische Daten erhoben, um den Einfluss auf Schwangerschaften zu beurteilen. In Weißrussland registriert das Forschungsinstitut für Erbkrankheiten ab 1979 angeborene Missbildungen. Es besteht daher die Möglichkeit, lokale Daten aus der Zeit vor und nach dem Unfall zu vergleichen. Bislang ist kein eindeutiger Anstieg angeborener Missbildungen beobachtet worden. Es können jedoch noch keine sicheren Schlussfolgerungen gezogen werden.
- **Morbidität und Sterblichkeit bei Kleinkindern:** Der Gesundheitszustand von Kindern und Kleinkindern in den betroffenen Regionen ist die Hauptsorge der Bevölkerung. Zuverlässige Informationen waren über viele Jahre nicht verfügbar. Dies führte dazu, alle gesundheitliche Schäden auf Strahlung zurückzuführen. Deshalb wurde

mit einer Bestandsaufnahme und einer epidemiologischen Analyse der Daten vor und nach dem Unfall begonnen.

- **Geistige und somatische Gesundheit:** Die zwischen dem 26. April 1986 und dem 26. Februar 1987 geborenen Kinder, deren Mütter aus der 30-km-Zone evakuiert wurden, waren in der Gebärmutter erhöhter Strahlung ausgesetzt. Das Gehirn der ungeborenen Kinder ist gegenüber ionisierenden Strahlen besonders empfindlich. Dementsprechend werden diese Kinder unter Anwendung psycho-physiologischer und psychologischer Methoden sorgfältig untersucht.
- **Ernährungszustand:** Änderungen im Ernährungsverhalten auf Grund der Unfallfolgen könnten zumindest teilweise Änderungen im Gesundheitszustand erklären, die nicht a priori im Zusammenhang mit ionisierender Strahlung stehen (z. B. kardiovaskuläre Erkrankungen). Zur Zeit arbeiten ukrainische und französische Wissenschaftler daran, eine Datenbank

mit Ernährungsdaten zu entwickeln, um frühere und heutige Ernährungsgewohnheiten ukrainischer Bevölkerungsgruppen in Gebieten unterschiedlicher Kontamination bewerten zu können. Ziel ist es dabei, ein epidemiologisches Werkzeug für Lebensbereiche zu entwickeln, in denen ionisierende Strahlung eine Rolle spielt.

- **Strahlenhygienepässe:** In Weißrussland sind Strahlenhygienepässe (SHP) für Bewohner kontaminierter Gebiete gesetzlich vorgeschrieben. Sie enthalten sozio-ökonomische und hygienische Informationen (u. a. radiologische, gesundheitliche und wirtschaftliche Daten). Ziel ist es, die Regierung bei Maßnahmen zum Strahlenschutz und bei Rehabilitations-/Abhilfestrategien zu unterstützen.

Das Projekt „Gesundheit“ wurde im September 1998 nach zweijähriger Vorbereitungszeit gestartet. Bis Juli 1999 konnten mit östlichen Firmen bereits 15 Verträge mit einer Laufzeit von 3 Jahren unterzeichnet werden.

Franco-German Initiative for Chernobyl

Reacting to a request of the Ukrainian Minister for the Environment, the Ministers for the Environment of France and Germany at the Vienna Conference declared on the occasion of the 10th anniversary of the Chernobyl catastrophe their willingness to support the co-operation between the Ukraine, Russia and Belarus to catch up with the problems still unsolved in the form of a Franco-German initiative.

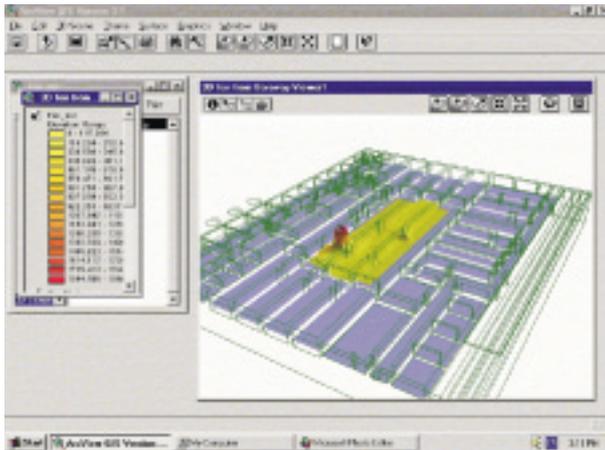
In the course of this “Franco-German Initiative”, scientific and technical studies for the programmes “Safety status of the Sarcophagus”, “Radioecology”, and “Health” are to be carried out together with the Ukrainian “Chernobyl Centre for Nuclear Safety, Radioactive Wastes and Radioecology” as the Eastern co-ordinator and later user of the results. It is the objective to collect the information available, process, examine and assess it, as well as to electronically document it.

GRS and IPSN manage the project on the Western side, with Germany and France providing DM 6 million each. The predominant part hereof goes to Eastern institutions.

The “Safety Status of the Sarcophagus” programme

After two years of preparation, the “Safety Status of the Sarcophagus” pro-

gramme started in May 1998. Eastern companies participate in this programme with subcontracts. The contracts concluded with them refer to structural designs, technical facilities, the



radiological situation inside and outside the Sarcophagus, the fuel-containing materials and radioactive wastes as well as the influence of the Sarcophagus on the surroundings. One contract comprises the establishment of a database structure, the generation of interfaces for the subcontractors and the gradual integration of the data.

After co-ordination and determination of the kind and extent of data, the requirements to be met by the respective interface for data input are worded with the subcontractor. After that, the interface is designed and presented to the subcontractor as an “empty wrapping”. The subcontractor feeds in the data and presents the “filled” interface for data integration. Data retrieval is possible via key words, compartment numbers or object designations as well as via a visual navigator ArcView (Geographical Information System – GIS).

For the data, original documents are analysed and compiled in a bibliography. The data relating to the different technical areas are provided synchronously by the subcontractors, step by step from the lower to the upper levels.

Essential results could already be achieved after two years. The structure and a feasible version of the database were established, the bibliography of the original documents for the individual technical areas was completed and extensive sets of data, which were made available to the “Chernobyl Centre”, were included into the database.

In addition to primary data, for example, on the geometry and on the material properties of the building structures (concrete quality, load-carrying capacity, etc.), the database contains data on dose rates and surface contamination in the compartments, information on accumulations of fuel-containing materials (nuclide and material composition) and radioactive dust, radiation fields at the site, contamination of the soil and the ground water, extensive picture material (construction drawings, photos, videos and animation films). Among other things, the accumulated dose after a physical inspection can also be calculated with it.

GRS provided the project leader, IPSN a deputy and the “Chernobyl Centre” a co-ordinator for this project. The Ukrainian firm Atomaudit is responsible for quality control. The work essentially proceeds as scheduled.

The data collected and processed in the course of the Franco-German initiative are also available to the Shelter Implementation Plan (SIP).

“Radioecology” Programme

The radioecological consequences of the accident are examined in the “Radioecology” programme. It concentrates on the 30 km zone, on the area around Gomel/Belarus as well as around Briansk/Russia. Together with Ukrainian, Russian and Belorussian institutions GRS and ISPN work on the following six topics:

- The overall ecological picture of the contaminated areas: To describe the overall ecological picture of the areas concerned in the Ukraine, Belarus and Russia, ecological, climatological, orographical, geological, pedological and demographical data are

▲ Beispiel für die Leistungsfähigkeit von ArcView (Geographisches Informationssystem – GIS): Ein Raum im Sarkophag ist als dreidimensionales Modell dargestellt, gleichzeitig sein Strahlungsfeld in einem interessierenden Bereich. Dort kann eine virtuelle Begehung simuliert werden, wobei die Dosisleistung und Dosisakkumulation entlang der Wegstrecke berechnet werden.

Example of the efficiency of ArcView (Geographical Information System – GIS): A compartment inside the Sarcophagus is shown as a three-dimensional model, at the same time its radiation field in an area of interest. A virtual inspection can be simulated here, calculating the dose rate and the dose accumulation along the pathway.

collected. As the data are spatially-geographically interrelated, and considering the great amount of data, they – similar to the “Safety Status of the Sarcophagus” programme – are administered in a Geo-Information-System. The competent authorities in the Ukraine thus have an efficient means for describing the current situation and for planning future developments.

- Contamination of the environment: Data on the release of radioactive materials and the time sequence of the contamination including meteorological data are brought together in a database.
- Waste disposal sites and waste strategies: After the accident a vast amount of contaminated material occurred (tools, machinery, excavated earth, green-stuff), which was deposited in existing stores or in hastily excavated ditches. After inventory-taking, the most effective and most favourably priced strategy can be developed to prevent radiological consequences for the environment.
- Transfer of radionuclides: Here the behaviour and the transfer of radionuclides into the environment is dealt with. The objective is to validate nationally and internationally customary dispersion models and to derive measures for the best possible minimisation of damage.
- Radionuclides in an urban environment and countermeasures: The contamination of residential areas is documented in a database. The measures already taken are collected, classified and evaluated with respect to their effectiveness and costs. It is the objective to optimise the further decontamination on the basis of these experiences.
- Recultivation of natural and agricultural areas: The largest proportion of the contaminated areas was and is used agriculturally or it belongs to the natural surrounding. The recultivation carried out so far is documented in a database and assessed with respect to its effectiveness.

The progress achieved so far and the trustful co-operation of all participants represent good pre-conditions for a successful completion of the programme at the end of 2001.

“Health” Programme

Since the catastrophe there has been contradictory information on health effects. The public is disconcerted, although there has been a far-reaching consent among scientists in the meantime. A special concern of the Franco-German initiative is therefore to validate the existing data on the health condition and the dosimetry, to assimilate the methods applied and to spread the results among scientists and in the public.

- Development of cancer frequencies: The significant increase of thyroid neoplasm among children was caused by the high exposure by radioactive iodine which occurred immediately after the accident. It represents a special case which is well documented. Considering the current examinations of child tumours there is no need for action within the framework of the Franco-German initiative. The thyroid neoplasm of adults and teenagers, however, must be further examined. The potential increase of other carcinoses is mainly caused by low radiation doses. So far no increase has been observed. Nevertheless, incidence rates are monitored and documented as a preventive measure.
- Congenital deformities: After the accident, epidemiological data were collected to assess the influence on pregnancies. In Belarus, the Research Institute for Hereditary Diseases has been recording congenital deformities since 1979. It is therefore possible to compare local data from the time before and after the accident. So far, no clear increase of congenital deformities has been observed. Safe conclusions can, however, not be made.
- Morbidity and mortality among infants: The health condition of children and infants in the regions concerned is the main concern of the population.

Reliable information has not been available for many years. This led to attributing all impairments of health to radiation. Therefore all data were examined and an epidemiological analysis of the data before and after the accident was started.

- Mental and somatic health: The children born between 26 April 1986 and 26 February 1987 whose mothers were evacuated from the 30 km zone were exposed to increased radiation in the uterus. The brain of unborn children is particularly sensitive to ionising radiation. Accordingly, these children are carefully examined using psycho-physiological and psychological methods.
- State of nutrition: Changes in the nutrition behaviour because of the consequences of the accident could at least partially explain changes in the health condition, which are not directly connected to ionising radiation (e.g. cardiovascular diseases). Ukrainian and French scientists are presently working on the development of a database with nutrition data to be able to assess former and present nutrition habits of Ukrainian groups of the population in areas with different contamination. The objective here is to develop an epidemiological tool for those areas of life where ionising radiation plays a role.
- Radiation hygiene passes: In Belarus, radiation hygiene passes for inhabitants of contaminated areas are prescribed by law. They contain socio-economical and hygiene information (among others radiological, health and economical data). The objective is to support the government with measures for radiation protection and rehabilitation/remedial strategies.

The “Health” programme was started in September 1998 after a two-year preparation period. By July 1999, 15 contracts with a contract term of three years had already been concluded with Eastern companies.

H.-G. Friederichs, G. Pretzsch

Endlagersysteme aus geochemischer Sicht

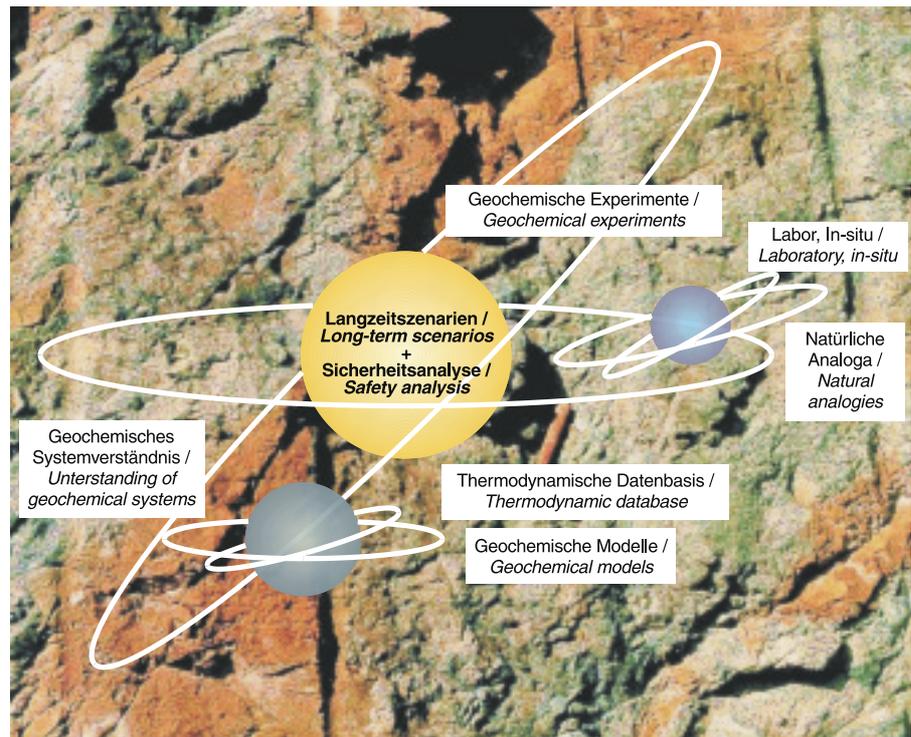
Repository Systems from a Geochemical Perspective

Die Endlagerung von radioaktiven und chemo-toxischen Abfällen im tiefen geologischen Untergrund verfolgt das Ziel, die Schadstoffe möglichst vollständig vom biologischen Kreislauf zu isolieren. Der Nachweis, dass dieses Ziel für einen genügend langen Zeitraum erreicht wird, wird in der Regel mit einer umfassenden Langzeitsicherheitsanalyse für einen konkreten Endlager- bzw. Deponiestandort erbracht. Einen wichtigen Beitrag dazu liefert ein weitgehendes Verständnis der im Nahbereich des Endlagers und der Untertagedeponie (UTD) ablaufenden chemischen und physikalischen Prozesse, die nach Verschluss der Einlagerungshohlräume unter ungünstigen Verhältnissen zu einer Mobilisierung und zum Transport von Schadstoffen führen können.

Bei den geochemischen FuE-Arbeiten der GRS stehen die Mobilität gelöster Abfallspezies und die Rückhalteeigenschaften der Gesteine im Vordergrund. Dafür ist ein vertieftes Verständnis der geochemischen Zusammenhänge erforderlich. Mit geeigneten Labor- und In-situ-Experimenten gewinnt man eine für die wissenschaftliche Analyse belastbare Datenbasis. Darüber hinaus werden diese Daten möglichst durch „natürliche Analoga“ abgesichert. Von besonderem Interesse sind dabei solche Daten, die über das Langzeitverhalten der geologischen Barriere Aufschluss geben. Die so qualifizierten Daten finden Eingang in die analytischen Modelle zur Langzeitsicherheit.

Die GRS untersucht experimentell und theoretisch folgende geochemischen Aspekte, die für die Beschaffenheit und das Langzeitverhalten von Endlagern von besonderer Bedeutung sind:

- Geochemische und mineralogische Charakterisierung von Wirtsforma-



▲ Zur Entwicklung von realistischen Szenarien für Endlager und die Beantwortung von Sicherheitsfragen ist ein vertieftes geochemisches Systemverständnis erforderlich. Dieses gewinnt man auf der Basis thermodynamischer Daten, die in die geochemischen Modelle eingehen. Zusätzlich liefern geochemische Experimente und die Analyse „Natürlicher Analoga“ wertvolle Erkenntnisse für die wissenschaftliche Analyse. Das Bild soll diese Zusammenhänge veranschaulichen. (Der Hintergrund ist ein Foto der Redoxfront in der Uranmine Osamu Utsumi; aus *nagra informiert* 1/1993).

*A deepened understanding of the geochemical system is required to develop realistic scenarios for repositories and for answering safety issues. It is acquired on the basis of thermodynamic data which are included in the geochemical models. In addition, geochemical experiments and the analysis of "natural analogues" provide valuable findings for scientific analysis. The picture illustrates these connections. (The background is a photo of the redox front in the uranium mine Osamu Utsumi; taken from *nagra informiert* 1/1993).*

tionen mit ihren Fluid- und Gasvorkommen,

- Wechselwirkung von Gebirgswässern mit Abfällen und Wirtsgestein,
- Geochemische Langzeitstabilität von geotechnischen Barrieren.

Als Wirtsgestein wurde in der Vergangenheit vornehmlich Salzgestein untersucht. Im Rahmen der Grundlagenforschung für alternative Gesteine werden Granit und Tonformationen zunehmend einbezogen. Ziel ist es, die Einschlusswirksamkeit der verschiedenen Endla-

gersysteme aus geochemischer Sicht zu definieren und zu qualifizieren.

Die Untersuchung der Wechselwirkung zwischen Abfällen und Gebirgslösungen zielen darauf ab, die Abfälle – radioaktive und chemo-toxische – geochemisch zu stabilisieren und damit sicher über lange Zeiten endzulagern.

Das Konzept der Endlagerung sieht eine Kombination von natürlichen und technischen Barrieren vor. Die natürlichen Barrieren sind die Wirtsgesteine bzw. das geologische Gesamtsystem. Geo-technische Barrieren dienen als Abdichtung von Schächten, Strecken und Bohrlöchern sowie zur Versiegelung der Abfälle. Dazu gehören auch Versatzstoffe und die Baumaterialien für Dämme untertage. Langzeitbeständigkeit und Wirksamkeit der geo-technischen Barrieren hängen von den Materialeigenschaften, aber auch von ihrem geochemischen Milieu ab, das vom Chemismus der zutretenden Lösungen und deren Wechselwirkung mit den technischen Barrieren und Abfällen bestimmt wird. Im Nahbereich des Endlagers beeinflusst es auch maßgeblich die Fixierung oder Mobilisierung der Abfälle.

Ein ausreichendes und abgesichertes Systemverständnis, insbesondere der langzeitlichen chemischen Prozesse, erfordert aufwendige Modellrechnungen, die auf weiterentwickelten geochemischen Modellen und einer breiten thermodynamischen Datenbasis aufsetzen. Nur so kann eine sicherheitsanalytische Bewertung der Langzeitsicherheit konkreter Endlager bzw. Untertagedeponien auf eine wissenschaftliche Basis gestellt werden.

Geochemische Modellierung – Theorie und Praxis

In den letzten Jahren wurden immer leistungsfähigere geochemische Computerprogramme verfügbar, mit denen es möglich ist, Zustände und Prozesse in aquatischen Systemen zu modellieren und zu interpretieren. Mit ihnen lassen sich z. B. folgende Fragen beantworten:

- In welcher Form liegen Wasserinhaltsstoffe vor?

- Ist eine Auflösung oder Fällung bestimmter Minerale thermodynamisch möglich?
- Wie verändert sich die Zusammensetzung einer Lösung beim Kontakt mit einem Stoff, der sich in der festen Phase befindet?

Die GRS setzt für die Beantwortung derartiger Fragen das Rechenprogramm EQ3/6 ein, das im Lawrence Livermore National Laboratory in den USA für Sicherheitsanalysen im Zusammenhang mit der Endlagerung radioaktiver Abfälle in geologischen Formationen ausgebaut wurde. Heute ist EQ3/6 das weltweit am häufigsten verwendete Rechenprogramm für geochemische Fragen der Endlagersicherheit. Eine seiner Besonderheiten ist, dass es auch eine Bilanzierung des im System vorhandenen Wassers erlaubt. Für eine belastbare Modellierung der Reaktionen, besonders in hochsalinaren Systemen, ist dies eine unabdingbare Voraussetzung, weil eine Reihe von Salzmineralen Wasser in erheblichem Ausmaß binden bzw. bei einer Mineralausfällung der Lösung entziehen können.

Notwendige Voraussetzung für eine realitätsnahe geochemische Modellierung ist eine für die Problemstellung geeignete und in sich konsistente Datenbasis. Daran arbeitet die GRS, um geochemische Prozesse in salinaren und nicht-salinaren Wirtsgesteinen zu modellieren. Die Grundlage dafür haben 1973 Pitzer und seine Mitarbeiter mit dem Ionen-Wechselwirkungs-Modell geschaffen: Liegen die aus einfachen Systemen bestimmten Wechselwirkungs-Parameter (Pitzer-Koeffizienten) für alle im komplexen System in Lösung befindlichen Ionen vor, ist es möglich, auch dieses – sowohl hoch- als auch niedrigsalinare Lösungen – vollständig und richtig zu beschreiben.

Ausgangsbasis für die Modellierung der Wechselwirkung von Lösungen mit Wirtsgesteinen, deponierten Abfällen und Materialien der technischen Barrieren war die thermodynamische Datenbasis von Harvie, Møller und Weare für das hexäre System der ozeanischen

Salze bei 25 °C. Diese enthält nur die Ionen des Meerwassers und erlaubt es, die Wechselwirkung zwischen Wasser und Salzgesteinen bei 25 °C quantitativ richtig zu beschreiben.

Für die Modellierung von Endlagersystemen muss diese Datenbasis um alle relevanten Ionen erweitert werden. Ein Schwerpunkt der geochemischen Arbeiten der GRS ist die Ermittlung und Absicherung dieser Parameter. Dazu führt die GRS folgende Arbeiten durch:

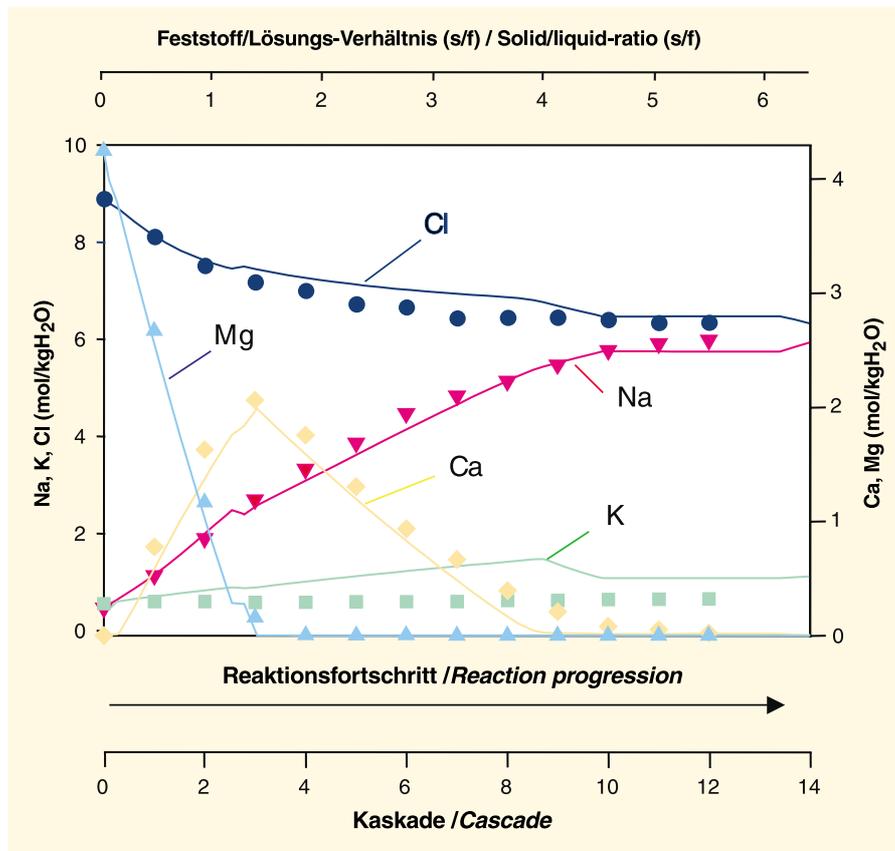
- Bestimmung der Löslichkeit der Salze, die neue Ionen enthalten,
- Bestimmung der Wechselwirkungskoeffizienten für die neuen Ionen mit den Ionen des Meerwassers,
- Messung von Elektrodenpotentialen in Lösungen mit den sicherheitstechnisch wichtigen Elementen,
- Analyse der mit den entsprechenden Elementen „behafteten“ Bodenkörper in gesättigten Lösungen.

Für folgende Elemente bzw. Elementspezies wurden die thermodynamischen Daten generiert: Zn, Cd, Pb, Hg, As, Se, Fe, HS, H₂S.

Typische Beispiele geochemischer Fragestellungen

Lösungsmetamorphosen im Salzgebirge

Aus dem Steinsalz- und Kalisalzbergbau ist bekannt, dass das Auftreten von Lösungen eine hohe sicherheitstechnische Bedeutung hat. Daher ist ein Ziel der geochemischen Arbeiten, ihre Herkunft zu bestimmen und ihr Gefahrenpotenzial für den Betrieb und die Tragstrukturen des Bergwerks abzuschätzen. Dies gilt gleichermaßen für Endlagerbergwerke und Untertagedeponien im Rahmen der Auslegung gegen Störfälle. So lassen sich mit geochemischen Modellen Entstehung und Herkunft von Lösungsvorkommen ableiten, z. B. in dem Erkundungsbergwerk Gorleben, dem Forschungsbergwerk Asse und dem Endlager für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM), sowie ihr Lösungspotenzial ableiten.



▲ Die geochemische Modellierung für die Beurteilung der Langzeitstabilität von Baustoffen, die in geotechnischen Barrieren im Endlager eingesetzt werden, gewinnt an Bedeutung. Die Grafik zeigt die Lösungsentwicklung bei der Reaktion von Beton mit einer $MgCl_2$ -reichen Lösung. Die Ergebnisse eines mehrstufigen GRS-Kaskaden-Auslaugversuchs stimmen gut mit der Modellierung überein, so dass sie auf sehr viel längere Zeiträume extrapoliert werden dürfen. Außerdem ist eine Extrapolation auf das sich auf den Reaktionsfortschritt einstellende Feststoff/Lösungs-Verhältnis möglich, eine experimentell nicht zugängliche, für Endlagerfragen jedoch sehr wichtige Größe.

Geochemical modelling becomes more and more important for assessing the long-term stability of building materials used in the geotechnical barriers of a repository. The graphic chart shows the development of the solution during the reaction of concrete with a $MgCl_2$ -containing solution. The results of a multistage GRS cascade leach experiment corresponds well with the model so that they may be extrapolated for much longer periods. Furthermore, it is possible to extrapolate to the solid-matter/solution ratio, which appears as the reaction proceeds – a parameter not available from experiments but, nevertheless, very important for repository issues.

Derartige Modellrechnungen werden auch zu unterschiedlichen Störfallszenarien bei der Entwicklung von Verschlusskonzepten für die Endverwahrung des ERAM durchgeführt.

Die Frage nach dem zu erwartenden geochemischen Milieu, das für die Mobilisierung der Radionuklide verantwortlich ist, kann mit der verfügbaren ther-

modynamischen Datenbasis derzeit noch nicht beantwortet werden. Wichtige redox-sensitive Prozesse, z. B. die Löslichkeit von Fe^{2+} und Fe^{3+} sowie von Sulfid und Sulfat in hochsalinaren Lösungen, lassen sich noch nicht mit der erforderlichen Genauigkeit modellieren. In einem vom BMBF geförderten Forschungsvorhaben werden zur Zeit die Pitzer-Koeffizienten für Fe^{2+} , Fe^{3+} , HS und

H_2S bestimmt. Damit wird die quantitative Beschreibung des geochemischen Milieus im Endlagernahbereich, das maßgeblich von den Behältermaterialien bestimmt wird, verbessert. Gleichzeitig wird an einer Kopplung geochemischer Modelle mit dem sicherheitsanalytischen Programmpaket EMOS gearbeitet, um die geochemischen Daten direkt in die Modellierung der Langzeitentwicklung einzubeziehen.

Wechselwirkung von Gebirglösungen mit geotechnischen Barrieren

Auch für die Beurteilung der Langzeitstabilität von Baustoffen, die in geotechnischen Barrieren im Endlager eingesetzt werden, gewinnt die geochemische Modellierung an Bedeutung. Durch die Kombination von Kurzzeiterperimenten und deren modellgestützte Extrapolation können die Folgen eines Lösungsangriffs auf diese Materialien und die Auswirkungen auf die Funktionstüchtigkeit der Barriere im Langzeitbereich abgeschätzt werden.

Wechselwirkung von Lösungen mit Abfällen

Chemo-toxische Abfälle können über lange Zeiträume stabil bleiben. Es ist daher wichtig, ihre Mobilität, d. h. ihre Auslaugbarkeit, in Untertagedeponien unter den Bedingungen eines Lösungszutritts zu quantifizieren. Sie wird in der Praxis mittels Standardtests – wie dem deutschen DEV-S4-Verfahren – abgeschätzt. Da die Auslaugversuche nach dem DEV-S4-Verfahren mit einem großen Wasserüberschuss durchgeführt werden, sind die Ergebnisse nur dann sinnvoll nutzbar, wenn sie auf Feststoff/Lösungs-Verhältnisse extrapoliert werden können, die für Untertagedeponien relevant sind. Gelingt es durch die geochemische Modellierung, die Ergebnisse des DEV-S4-Tests richtig vorherzusagen, ist auch die Extrapolation auf relevante Feststoff/Lösungs-Verhältnisse möglich.

Mit dem bei der GRS weiterentwickelten geochemischen Instrumentarium kann die Langzeitsicherheit von Untertagede-

ponien bei Lösungszutritt weiter verbessert werden. Das „Geochemical Engineering“, d. h. die gezielte Verteilung unterschiedlicher Abfälle oder deren Mischung mit Versatzmaterial mit dem Ziel der gegenseitigen Immobilisierung, rückt aus der wissenschaftlichen Grundlagenforschung in den Bereich praktischer Anwendung. Hierzu laufen derzeit FuE-Arbeiten, u. a. an realen Abfällen.

Dabei geht es um die Spezifität von gelösten Elementen und die Herabsetzung der Löslichkeit von Schwermetallsalzen.

Ausblick

Durch aussagekräftige chemisch-analytische Experimente und deren Verkopplung mit geochemischen Modellrechnungen kann ein vertieftes Verständnis des

geochemischen Systems für Endlager und Untertagedeponien erreicht werden. Dies kann dazu beitragen, Vertrauen in die Auswahlverfahren für Endlager und in die analytischen Nachweise zur Langzeitsicherheit herzustellen. Von daher ist es für die GRS von großer Bedeutung, die geochemischen Ansätze weiterzuentwickeln und in die sicherheitsanalytischen Modelle einzubauen.

Repository Systems from a Geochemical Perspective

The final disposal of radioactive and chemo-toxic wastes in the deep geological underground aims at isolating pollutants as completely as possible from the biological cycle. That this objective is reached for a sufficiently long period is generally demonstrated by a comprehensive long-term safety analysis for a specific repository or storage site. A far-reaching understanding of the chemical and physical processes taking place in the near field of the repository and the underground storage site (USS) which under unfavourable conditions can lead to a mobilisation and to the transport of pollutants after the disposal cavities have been sealed, is an important contribution to this end.

The mobility of solute waste species and the retention properties of the rock represent the focal centre of the geochemical research and development performed by GRS. This requires a deepened understanding of the geochemical connections. A corroborated database for scientific analysis is achieved by suitable laboratory and in-situ experiments. In addition, these data are, if possible, secured by “natural analogon”. Such data which provide information on the long-term behaviour of the geological barrier are particularly interesting. The data qualified in such a way are included in the analytical models on long-term safety.

GRS experimentally and theoretically examines the following geochemical as-

pects which are particularly significant for the characteristics and the long-term behaviour of repositories:

- geochemical and mineralogical characterisation of host formations with their fluid and gas deposits,
- interaction of rock waters with wastes and host rock,
- geochemical long-term stability of geotechnical barriers.

In the past it was salt rock which was predominantly examined as host rock. Within the framework of fundamental research for alternative rocks granite and clay formations are included increasingly. It is the objective to define and qualify the sealing capacity of the different repository systems from a geochemical perspective.

The examinations on the interaction between wastes and rock solutions are directed at geochemically stabilising the wastes, especially radioactive and chemo-toxic wastes and, thus, ultimately store these safely over long periods.

The concept of ultimate waste disposal plans for a combination of natural and technical barriers. Natural barriers are host rocks or the overall geological system. Geotechnical barriers serve as sealings of shafts, galleries and boreholes as well as for the sealing of wastes. Backfill and construction materials for underground dams are also considered. Long-term resistance and efficacy of the geotechnical barriers depend on the material properties, and also on their geochem-

ical environment which is determined by the chemics of the intruding solutions and their interaction with the technical barriers and the wastes. In the near-field of the repository the geochemical environment also considerably influences the localisation or mobilisation of the wastes.

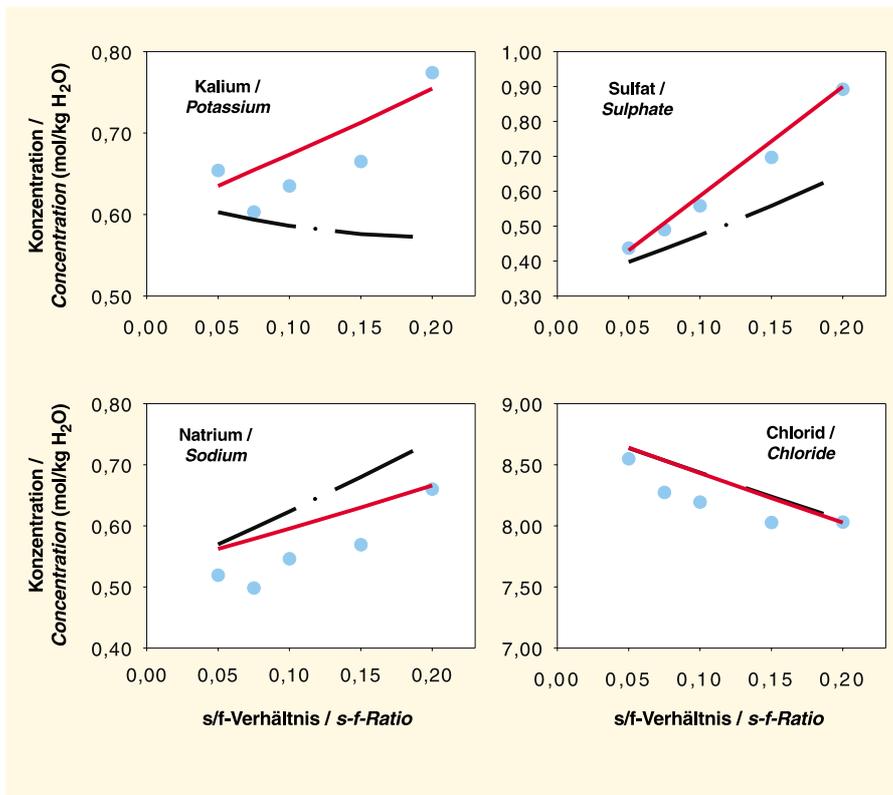
A sufficient and secured understanding of the system, especially of the long-term chemical processes, requires costly model calculations based on further developed geochemical models and a broad thermodynamic database. Only in such a way can a safety analytical assessment of the long-term safety of specific repositories or underground storage sites be placed on a scientific basis.

Geochemical modelling – theory and practice

In recent years more and more powerful geochemical computer codes have become available. With their help it is possible to model and interpret conditions and processes in aquatic systems. The following questions can, for example, now be answered:

- In which form are the water ingredients present?
- Is it possible to thermodynamically dissolve or precipitate certain minerals?
- How does the composition of a solution change upon contact with a substance in the solid phase?

To answer such questions GRS uses the computer code EQ3/6 which was further developed for safety analyses in connec-



▲ Eluatkonzentrationen von DEV-S4-Standardversuchen bei verschiedenen Feststoff/Lösungs-Verhältnissen (s/f-Verhältnis), hier bei der Auslaugung eines Filterstaubs mit MgCl₂-Lösung. Bei Kalium, Natrium und Sulfat stimmen die gemessenen mit den mittels verschiedener Ansätze berechneten Lösungskonzentrationen schlecht überein. Besonders beim Sulfat treten systematische Abweichungen auf, die bei steigenden s/f-Verhältnissen zunehmen. Geochemische Modellrechnungen mit Unterdrückung der Sulfatausfällung zeigen eine wesentlich bessere Übereinstimmung. Da das tatsächliche Ausmaß der Sulfatmineral-Ausfällungen nicht bekannt ist, weist die Modellierung eine gewisse Willkür auf. Grundsätzlich sollten bei den Untertagedeponien Übersättigungen der Lösungen und experimentell bedingte Effekte keine Rolle spielen. Daher sollten die Versuchsergebnisse mit Hilfe thermodynamischer Gleichgewichtsrechnungen auf die unterschiedlichen Randbedingungen von Untertagedeponien extrapoliert werden, um die Schadstoffmobilisierung realitätsnah abschätzen zu können. Das Beispiel zeigt weiterhin, wie Modellrechnungen das Verständnis kurz- und langfristiger geochemischer Abläufe fördern.

Eluate concentrations of DEV-S4-standard tests for different solid-matter/solution ratios (s/f-ratio), here during leaching of a filter dust with MgCl₂-solution. The solution concentrations measured for potassium, sodium and sulphate correspond poorly with the values calculated with different methods. Especially for sulphate there are systematic deviations which increase with growing s/f-ratios. Geochemical model computations suppressing sulphate precipitation show a much better correspondence. Because the actual extent of the sulphate mineral precipitation is not known, modelling is somewhat arbitrary. Oversaturations of the solutions and effects which are due to experiments should, generally, not play a role for underground storage sites. With the help of thermodynamic equilibrium calculation, the test results should therefore be extrapolated to the different marginal conditions of underground storage sites to be able to estimate pollutant mobilisation realistically. The example further shows how model computations promote the understanding of short- and long-term geochemical processes.

tion with the final disposal of radioactive wastes in geological formations by the Lawrence Livermore National Laboratory in the USA. Today EQ3/6 is the most frequently used computer code for geochemical issues of repository safety world-wide. One of its particularities is that it permits accounting of the water present in the system. To model the reactions reliably, especially in highly saline systems, this is an indispensable pre-condition, as a number of salt minerals can bind water to a considerable extent or withdraw it from the solution upon mineral precipitation.

A necessary pre-condition for realistic geochemical modelling is a consistent database suitable for this task. GRS works on this task to model geochemical processes in saline and non-saline host rocks. Pitzer and his employees created the original basis with the ion-interaction model in 1973: If the interaction parameters (Pitzer coefficients) determined from simple systems are present for all ions present in complex systems in solution, it is possible to completely and correctly describe these systems, including highly as well as low saline solutions.

The starting point for modelling the interaction of solutions with host rocks, disposed wastes and materials of the technical barriers was the thermodynamic database of Harvie, Møller and Weare for the system of oceanic salts at 25 °C. It only contains the ions of sea water but permits a correct quantitative description of the interaction between water and salt rocks at 25 °C.

To model repository systems this database has to be extended by all relevant ions. One main emphasis of GRS' geochemical work is the determination and verification of these parameters. GRS performs the following studies to this end:

- determination of the solubility of the salts containing new ions,
- determination of the interaction coefficients for the new ions with the ions of sea water,

- measurement of electrode potentials in solutions with the safety related elements,
- analysis of the solids at the bottom of saturated solutions "afflicted" with the respective elements.

Thermodynamic data were generated for the following elements or element species: Zn, Cd, Pb, Hg, As, Se, Fe, HS, H₂S.

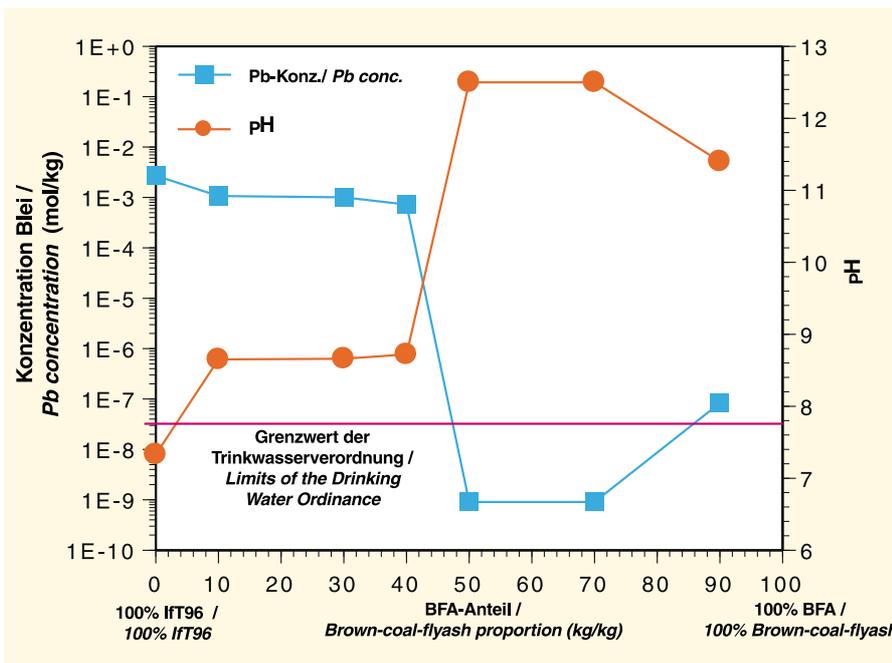
Typical examples of geochemical issues

Solution metamorphoses in salt rocks

It is known from mineral salt and potassium salt mining that the occurrence of

solutions is highly significant with regard to safety. For this reason it is one objective of the geochemical work to determine their origin and to estimate the hazard potential for the operation and the bearing structures of the mine. This applies, likewise, to final repository mines and underground storage sites for their design against accidents. The generation and the origin of solution deposits, for example in the Gorleben exploratory mine, the Asse research mine and the Morsleben repository for radioactive wastes (ERAM), and their solution potential are therefore derived with geochemical models. Such model calculations are also carried out for different accident scenarios during the development of sealing concepts for ultimate storage at ERAM.

The question of the geochemical environment to be expected which is responsible for mobilising radionuclides can currently not yet be answered with the available thermodynamic database. Important redox-sensitive processes, e. g. the solubility of Fe²⁺ and Fe³⁺ as well as sulphite and sulphate in highly saline solutions cannot yet be modelled with the required exactness. In a research project supported by BMBF, the Pitzer coefficients for Fe²⁺, Fe³⁺, HS and H₂S are currently being determined. The quantitative description of the geochemical environment in the near field of the repository which is considerably determined by the container materials is thus improved. At the same time work is performed on coupling the geochemical models with the safety analytical code package EMOS to directly incorporate the geochemical data into modelling long-term developments.



▲ Mit dem „Geochemical Engineering“, d. h. der gezielten Verteilung unterschiedlicher Abfälle oder deren Mischung mit Versatzmaterial mit dem Ziel der gegenseitigen Immobilisierung, kann die Löslichkeit von Abfällen in Untertagedeponien drastisch herabgesetzt werden. Dadurch wird die Langzeitsicherheit verbessert. Die Grafik zeigt als Beispiel, wie durch die Mischung eines bleihaltigen Abfalls aus der Glasproduktion und einer Braunkohlenflugasche die Bleibelastung durch die resultierenden Auslauglösungen drastisch reduziert werden kann. „Geochemical engineering“, i.e. the target-oriented distribution of different wastes or their mixture with filling material with the objective of a mutual immobilisation can lead to a dramatic reduction of solubility of wastes in underground storage sites. Long-term safety is thus improved. The graphic chart shows an example of how mixing lead containing waste from glass production and brown-coal fly ash can dramatically reduce the impact of lead caused by the resulting leach solutions.

Interactions of rock solutions with geotechnical barriers

For the assessment of long-term stability of building materials used in the geotechnical barriers in a repository, geochemical modelling also becomes more gains significance. By combining short-term experiments and their model-based extrapolation the consequences of solution corrosion of these materials and the effects on the functional performance of the barrier in the long-term range can be estimated.

Interaction of solutions with wastes

Chemo-toxic wastes can remain stable over long periods. Therefore it is important to quantify their mobility, i.e. their leachability in underground storage sites under the conditions of solution intrusion. In practice, estimations are performed with standard tests, like the German DEV-S4-procedure. As the leach tests according to the DEV-S4-procedure are carried out with a large water surplus, the results can only appropriately be used if they can be extrapolated to solid-matter/solution ratios which are relevant for underground storage sites. If it is pos-

sible to correctly predict the results of the DEV-S4-test by geochemical modelling, the extrapolation to relevant solid-matter/solution ratios is also possible.

Long-term safety of underground storage sites upon solution intrusion can be further improved with the geochemical means developed by GRS. "Geochemical engineering", i.e. the target-oriented distribution of different wastes or their mixture with filling material with the objective of a mutual immobilisation, moves

from fundamental scientific research to the area of practical application. Associated research and development work is currently being performed, among others, on real wastes. It deals with the specific characteristics of solved elements and the decrease of the solubility of heavy metal salts.

Outlook

A deepened understanding of the geochemical system for repositories and un-

derground storage sites can be achieved by significant chemico-analytical experiments and their connection with geochemical model computations. This can contribute to the creation of confidence in the selection procedures for repositories and the analytical verifications on long-term safety. GRS, therefore, stresses the high importance to further develop geochemical approaches and to incorporate these into safety analytical models.

W. Brewitz, H.-J. Herbert

Modellierung von Zweiphasen-Strömungen in Granit

Im Rahmen des 1995 zwischen dem BMBF und dem schwedischen SKB (Swedish Svensk Kärnbränslehantering AB) vereinbarten Kooperationsabkommens hat die GRS zusammen mit der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) das deutsche Zweiphasen-Experiment im Untergrundlabor Äspö/Schweden (1997-1999) durchgeführt.

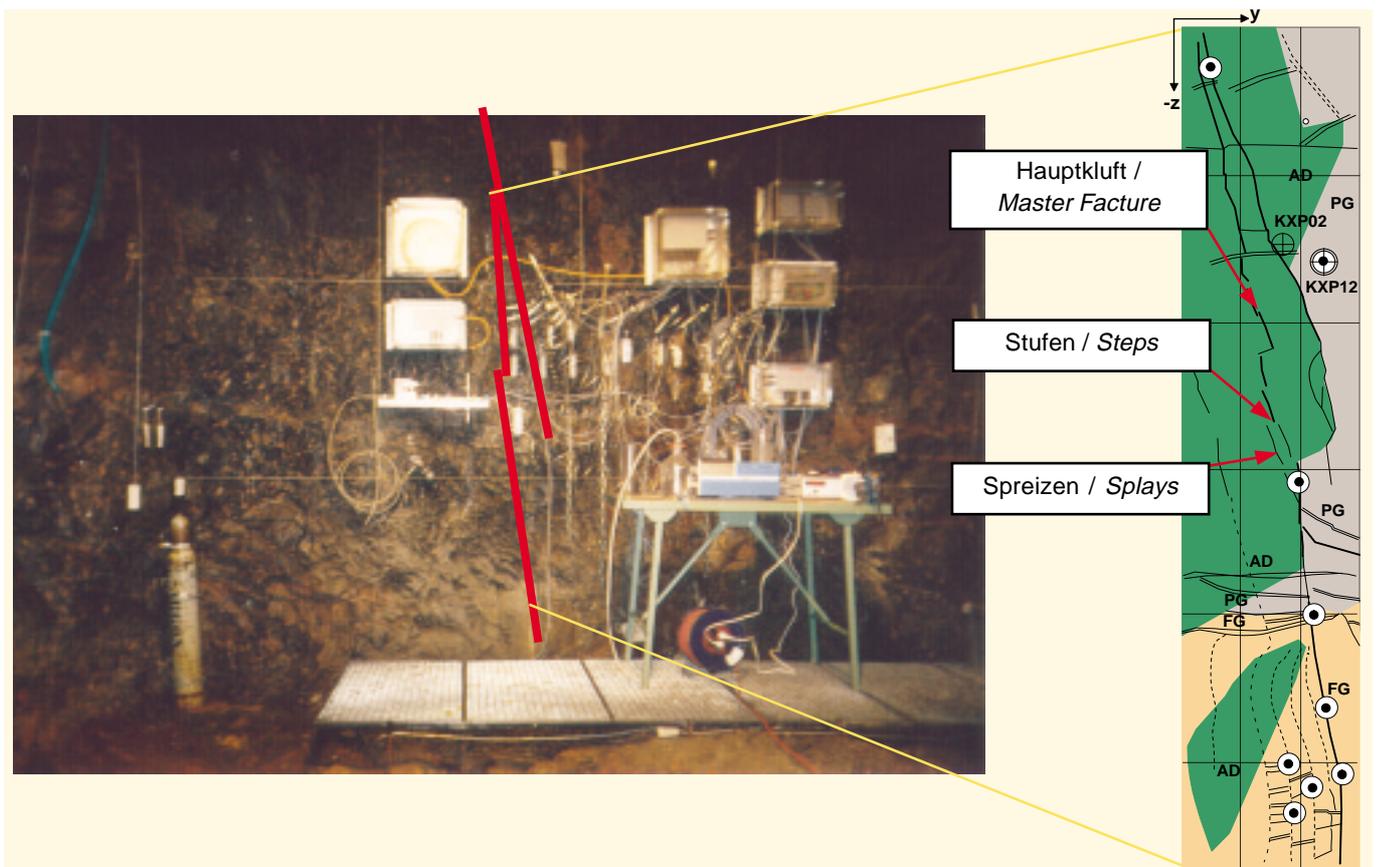
Durch anaerobe Korrosion der Metalle, durch Radiolyse bzw. durch mikrobielle Zersetzung der organischen Substanzen werden in Endlagern für schwach- und mittelaktive Abfälle signifikante Mengen an Gas entstehen. Dabei können Drücke auftreten, die die Integrität von geotechnischen Barrieren beeinträchtigen können. Um die Gasmigration über Klüfte vom Einlagerungsort zur Geosphäre vorherzusagen, werden kalibrierte Zweiphasen-Strömungsmodelle benötigt.

Die Forschungsarbeiten beinhalteten In-situ-Experimente und Modellrechnungen. 1996 wurde in einem Voruntersuchungsprogramm der GRS der Ort für die Experimente, die Nische 2715 des Untergrundlabors in 360 m Tiefe, festgelegt. Seit 1998 werden durch Bohrlochtests die grundlegenden Strömungsparameter bestimmt, die Zweiphasen-Experimente liefen 1999.

Experimentelle Arbeiten

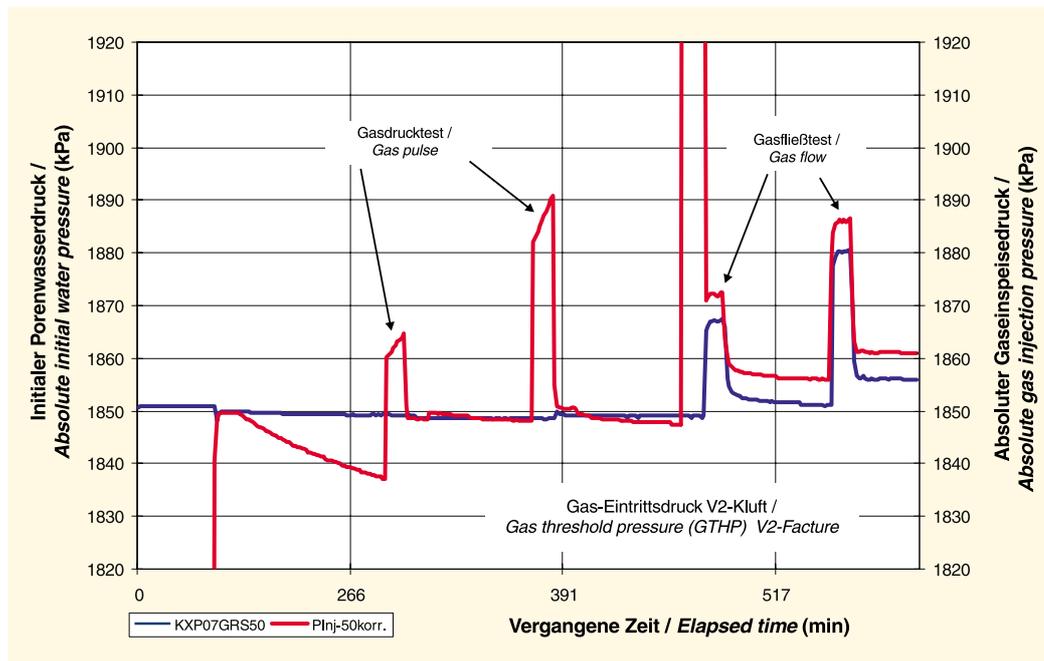
Ziel der In-situ-Experimente war die Gewinnung von geologischen und hydraulischen Gesteinsparametern, mit denen die Strömungsmodelle, wie sie im Abschnitt „Modellierung“ angeführt sind, kalibriert werden konnten. Dabei ging es vor allem um die

- Entwicklung eines hydrogeologischen Modells, das die hydraulischen Verhältnisse in der Nische 2715 unter Einbeziehung der subvertikalen V2-Kluft und der petrophysikalischen Eigenschaften des umgebenden Gesteins beschreibt, und die
- Bestimmung der hydraulischen Druckverteilung sowie der effektiven



▲ Links: Instrumentierung in der Nische 2715 im Untergrundlabor Äspö/Schweden in 360 m Tiefe, wo die GRS zusammen mit dem BGR Forschungsarbeiten für die Entwicklung von Zweiphasen-Strömungsmodellen durchführt. Die roten Linien deuten den realen Verlauf der modellierten V2-Kluft an. Rechts: Plan des komplexen strukturellen Aufbaus der V2-Kluft (30 cm x 150 cm)

Left: Instrumentation in niche 2715 at the 360 m level in the underground laboratory Äspö/Sweden where GRS performs research for the development of two-phase flow-models in co-operation with BGR. The red lines indicate the actual course of the modelled V2 fracture. Right: Plan of the complex V2 structure system (30 cm x 150 cm)



▲ Messergebnisse der Gasinjektion in die V2-Kluft. Sie zeigen, dass es keinen messbaren Widerstand gibt, um Gas in die wassergefüllte V2-Kluft zu pressen.

Measurement results for the gas injection into the V2 fracture. They indicate that there is no measurable resistance for gas entry into the water-bearing V2 fracture.

Strömungsparameter einschließlich des Gas-Eintrittsdrucks für die V2-Kluft und die umgebende Gesteinsmasse.

Geologie

Das Gestein besteht aus Äspö-Diorit und feinkörnigem Granit. Die Hauptstrukturen in der Nische sind einige subvertikale, OSO-WNW verlaufende, wasserführende und horizontale mit Kalzit gefüllte Klüfte. Die V2-Kluft bestimmt die hydraulischen Verhältnisse in der unmittelbaren Umgebung der Nische 2715. Mit Hilfe von Oberflächenkartierungen wurde die Öffnungsweite der V2-Kluft zu 1 mm oder kleiner bestimmt.

Gas-Eintrittsdruck

Der Gas-Eintrittsdruck ist einer der wichtigsten Parameter, der die Gas- und Wasserströmung in geklüftetem kristallinem Gestein steuert. Definitionsgemäß beschreibt er den Druck, der notwendig ist, um in einem vollständig mit Wasser

gesättigtem Porenraum die benetzende Phase (d.h. Wasser) durch die nicht-benetzende Phase (d.h. Luft) zu verdrängen. Er kann auf Grund der Oberflächenspannung und der Porengröße um Größenordnungen über dem initialen hydraulischen Wasserdruck liegen. Die Messungen zeigten keinen messbaren Widerstand, um Gas in die wassergefüllte V2-Kluft zu pressen.

In das umgebende Gestein wurde Gas mit Drücken bis zu 5 MPa gepresst. Damit war die Grenze der Testapparatur erreicht. Aus dem geringen Druckabfall nach der Injektion muss geschlossen werden, dass der Gas-Eintrittsdruck erheblich größer ist als 5 MPa.

Modellierung

Die Auswirkungen der Gasströmung auf die Fließverhältnisse in wasserführenden Klüften im Fernbereich einer Endlagerstrecke wurden in einem vereinfachten Modell von der V2-Kluft simuliert. Im Hinblick auf diesen realen Anwendungsfall wurde die zeitabhängige Entwicklung

der Gas-Sättigung für ein künstlich erzeugtes hydraulisches Dipolfeld in der V2-Kluft berechnet. In dem Dipolfeld findet die Fluidströmung zwischen einer Druckquelle und einer -senke statt. Gas und Wasser fließen dabei aufgrund des gewählten Druckgradienten von der Druckquelle zur Drucksenke, wo beide Phasen zusammen extrahiert werden.

Zur Bestimmung der hydrogeologischen Parameter und der Randbedingungen für diese Zweiphasen-Modellierung wurde zunächst ein dreidimensionales Einphasen-Strömungsmodell der Umgebung der Nische 2715 entwickelt. Die Permeabilitäten und die Wasserdrücke auf den Modellrändern

wurden für die beispielhafte Bestimmung der Gas-Migration in Klüften in das zweidimensionale Zweiphasen-Strömungsmodell übernommen. Weiterhin wurde eine anfängliche, auf den Rändern konstante, Gas-Sättigung von 2 % angenommen. Die Gas-Eintrittsrate an der Druckquelle betrug 2 Liter pro Minute.

Aufgrund der gewählten Modell-Randbedingungen erhöht sich die Gas-Sättigung im Dipolfeld sehr schnell. Während die Form der Sättigungsverteilung nach 10 Sekunden noch radialsymmetrisch war, wurde sie durch den Auftrieb des Gases mehr und mehr unsymmetrisch. Durchbruch wurde nach 250 und ein stationärer Zustand nach ungefähr 600 Sekunden erreicht.

Parallel zu den experimentellen und theoretischen Arbeiten hat die Arbeitsgruppe von Prof. Helmig an der TU Braunschweig im Auftrag der GRS den neuen Rechencode MUFTE-UG unter Anwendung modernster numerischer Algorithmen, wie Mehrgitterverfahren und Parallelisierung, erweitert. Hierdurch wurde

es möglich, Zweiphasen-Zweikomponenten-Strömungen (Wasser, Luft) durch poröse oder geklüftet-poröse Medien dreidimensional zu modellieren. Die Klüfte werden als zweidimensionale Flächen oder als eindimensionale Linien eingebunden, wobei angenommen wird, dass die Phasenübergänge (Lösung, Kondensation, Verdampfung) isotherm und lokal im thermischen Gleichgewicht sind.

Folgerungen

Die V2-Kluft, die sich aus einem System von sich schneidenden und verbindenden Klüften und Fiederklüften besteht,

bestimmt das Strömungsfeld in der Umgebung der Nische 2715. Messungen und Simulationen deuten an, dass die Druckverteilung nach der Auffahrung des Tunnels und der Nische wieder stationär geworden ist. Modellrechnungen zeigen weiterhin, dass das Strömungsfeld in dem untersuchten umgebenden Gestein vernachlässigbar ist und nicht zu dem Wasserausstrom in die Nische beiträgt. Gleichwohl werden für die Beschreibung der Druckverhältnisse in der V2-Kluft heterogene Permeabilitäten benötigt. Messungen zeigten deutlich, dass

der Gas-Eintrittsdruck in der V2-Kluft vernachlässigbar und in dem umgebenden Gestein erheblich größer ist als 5 MPa. Das heißt, dass Zweiphasen-Phänomene im Fernfeld des Standorts Äspö nur von untergeordneter Bedeutung sind. Andererseits können keine abgesicherten Schlüsse bezüglich des Nahbereichs von Endlagern, das den Streckenversatz einschließt, gezogen werden.

Modelling of Two-phase Flows in Granite

In 1995, BMBF and the Swedish SKB (Swedish Svensk Kärnbränslehantering AB) signed a co-operation agreement. Within the framework of this agreement, GRS performed the German two-phase flow experiment in the underground laboratory Äspö/Sweden (1997-1999) together with the Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe – BGR).

Significant amounts of gas are expected to be generated by anaerobic corrosion of the metals, radiolysis or microbial degradation of the organic substances in repositories for low- and intermediate-level wastes. This can lead to pressures affecting the integrity of geotechnical barriers. In order to predict the migration of gases from emplaced wastes via fractures to the geosphere, calibrated two-phase-flow models are needed.

The two-phase flow project consists of the field experiments and the modelling. The site to perform the in-situ tests, the niche 2715 at the 360 m-level, was selected within a pre-investigation programme performed by GRS in 1996. Since 1998 the basic water flow parameters are being determined by borehole tests whereas the measurements of two-phase flow parameters were performed in 1999.

Experimental work

Objective of the in-situ experiments was the determination of geological and hydraulic rock parameters by means of which the flow models, presented in paragraph "Modelling", were to be calibrated. This concerned primarily the

- development of a hydrogeological model describing the hydraulic conditions in niche 2715, under consideration of the subvertical V2 fracture and the petrophysical properties of the surrounding rock mass, and the

- determination of the hydraulic pressure distribution and the effective flow parameters including the gas threshold pressure for the V2 fracture and the surrounding rock mass.

Geology

The rock mass consists of Äspö diorite and fine-grained granite. Several subvertical water bearing fractures in direction ESE-WNW and horizontal calcite-filled fractures are the main structures in the niche. The V2 fracture determines the hydraulic conditions in the immediate

vicinity of niche 2715. By means of surface mapping, the aperture of the VS fracture was determined to be 1 mm or less.

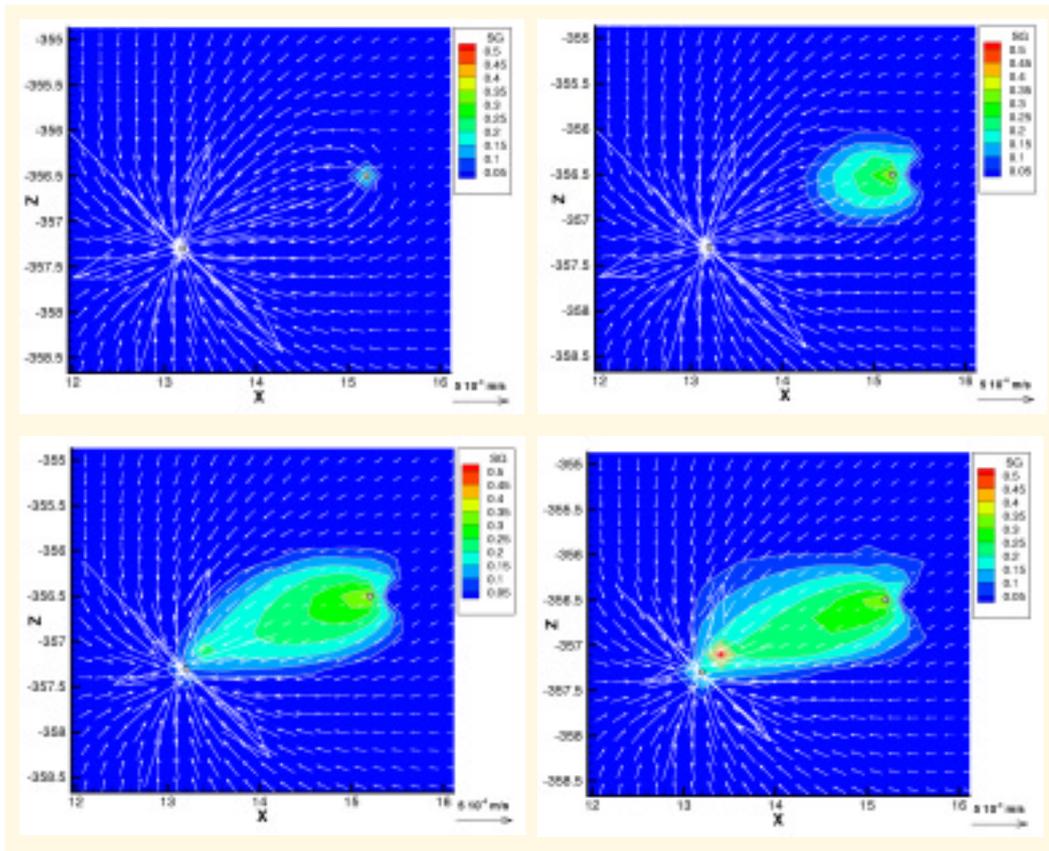
Gas threshold pressure

The gas threshold pressure is one of the most relevant parameters controlling gas and water flows in fractured crystalline rock. By definition, it describes the pressure necessary to replace the wetting phase (i.e. water) by the non-wetting phase (i.e. air) in a fully water-saturated pore volume. Due to the surface tension and the size of the pores, it can be orders of magnitudes higher than the initial hydraulic water pressure. The results indicate that there are no measurable resistance for gas entry into the water-bearing V2 fracture.

Gas was injected into the surrounding rock at pressures up to 5.0 MPa. By this, the limit of the test equipment had been reached. From the very low decrease of pressure after the injection it was concluded that the gas threshold pressure must be considerably higher than 5 MPa.

Modelling

The effects of the gas flow on the flow conditions in the water-bearing fractures in the far field of a repository gallery were simulated in a simplified model of the V2 fracture. With regard to this actual case, a time-dependent development of the



▲ Modelliertes Dipolfeld (X- und Z-Koordinaten in Metern). Die einzelnen Abbildungen zeigen von links nach rechts die berechnete Verteilung der Gas-Sättigung (SG) nach 10, 250 (Durchbruch) und 600 Sekunden (stationärer Zustand).

Modelled dipole field (X- and Z-co-ordinates in metres). From left to right, the different figures show the calculated distribution of the gas saturation (SG) after 10, 250 (breakthrough) and 600 seconds (stationary conditions).

gas saturation was calculated for an artificially generated hydraulic dipole field in the V2 fracture. In the dipole field, fluid flows take place between a pressure source and a sink due to the chosen pressure gradient. Both phases of the gas and water flow from the pressure source to the pressure sink are extracted together.

Initially, a three-dimensional single-phase flow model of the surrounding area of niche 2715 was developed to determine the hydrogeological parameters and boundary conditions. The permeabilities and the water pressures at the model boundaries were adopted in the two-dimensional two-phase-flow model for the exemplary determination of the gas migration in the fractures. Furthermore, an

initial gas saturation, constant at the boundaries, of 2 % was assumed. The gas injection rate at the pressure source amounted to 2 litres per minute.

Due to the selected boundary conditions for the model, the gas saturation in the dipole field increases very fast. Whereas the shape of the saturation distribution after 10 s was radially symmetric, it became more and more asymmetric with time due to the buoyancy of the gas in water. Breakthrough occurred after 250 seconds, stationary condition was reached after about 600 seconds.

In parallel to the experimental and modelling work, a team under Prof. R. Helmig at the Technical University of Braunschweig

developed the new computer code MUFTE-UG on behalf of GRS, using most advanced numerical algorithms, like multi-grid methods and parallelisation. This code allows the modelling of two-phase two-component flows (water, air) in three-dimensional porous and fractured-porous media. The fractures can be explicitly modelled as two-dimensional planes or one-dimensional lines, under the assumption that the phase transition processes (dissolution, condensation, vaporisation) are isothermal and in local equilibrium.

Conclusions

The V2-fracture, which is a system of main faults intersected by steps and splays, dominates the flow field in the vicinity of niche 2715. Measurements and simulations indicate that the pressure distribution had become stationary again after the excavation of the tunnel and the niche. Furthermore, model calcu-

lations show that the flow field in the examined surrounding rock mass was negligible and would not contribute to the water inflow into the niche. However, heterogeneous permeabilities are required to describe the pressure distribution within the V2-fracture. Measurements clearly showed that the gas entry pressure into the V2-fracture is negligible and considerably larger than 5 MPa in the surrounding rock mass. This means that two-phase flow phenomena are of minor importance in the far field of the Äspö site. On the other hand, no definite conclusion can be drawn concerning the near field of repositories including the backfilling of galleries.

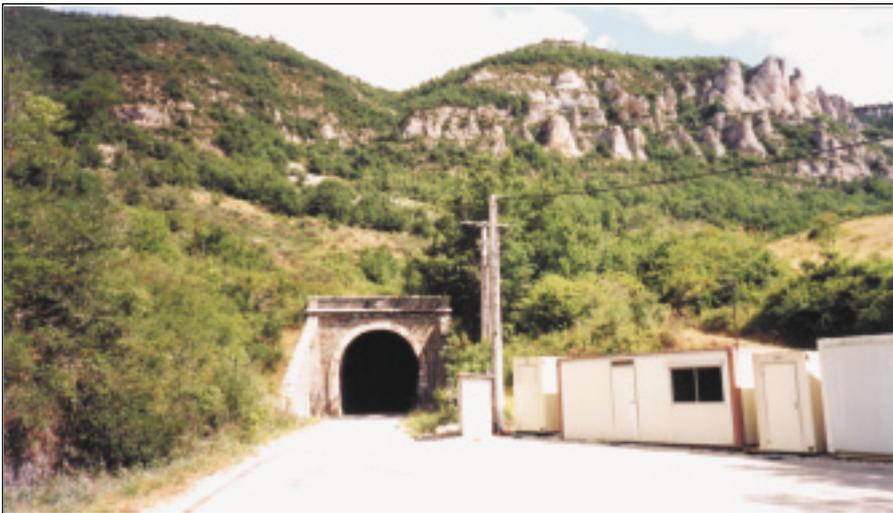
E. Fein, H. Kull

Geoelektrische Überwachung von Tonstein-Formationen

Hochaktive Abfälle sollen in Bergwerken im tiefen geologischen Untergrund endgelagert werden. Da die Abfälle über lange Zeiträume von der Außenwelt abgeschlossen bleiben müssen, ist als zentrale Frage zu klären: Wie dicht sind die Gesteine und wie wirksam die notwendigen Verschluss-Systeme? Dafür stehen Wissenschaftlern und Ingenieuren in Europa, Nordamerika und Japan Untertagelabors zur Verfügung. Darin werden die Gesteine auf ihre sicherheitsrelevanten Eigenschaften untersucht und Techniken zur Einlagerung und zum Verschluss realitätsnah erprobt. Ziel ist, für die verschiedenen geologischen und abfalltechnischen Bedingungen Konzepte für sichere Endlager zu entwickeln.

Als Wirtsgesteine für die Endlager werden vorrangig untersucht: Salzstöcke, granitische Gesteine und Tonstein-Formationen. Tonige Gesteine sind häufig als Meeresablagerungen vor 20 bis 200 Millionen Jahren entstanden. Sie sind praktisch wasserundurchlässig und haben ein gutes Rückhaltevermögen.

In einigen europäischen Ländern, u.a. in Frankreich, werden Tonstein-Formationen auf ihre Eignung als Wirtsgestein untersucht. Die GRS ist an einem Forschungsprojekt ihres französischen Partners IPSN beteiligt, im Untertagelabor Tournemire im Süden Frankreichs die Dichtigkeit von Tonstein-Formationen zu bestimmen.



▲ Das Untertagelabor Tournemire liegt in einem alten Eisenbahntunnel. Es wurde in Form eines rechtwinklig zur Tunnelachse liegenden Streckenkreuzes aufgefahren.

The underground laboratory Tournemire is located in an old railway tunnel. It was driven in the form of a cross road positioned at a right angle to the tunnel axis.

In seiner natürlichen Umgebung ist Tonstein in der Regel vollständig mit Wasser gesättigt. Dann erfüllt er die ihm zugeschriebene Barrierefunktion, die ihn für ein Endlager als geeignet ausweist. Durch das Auffahren und Bewettern von Endlagerstrecken kann er sich jedoch entsättigen und damit durchlässig werden. Um das Ausmaß dieses Eingriffs zu untersuchen, führt IPSN seit Ende 1998

in Tournemire einen Ventilationsversuch in einem Bohrloch durch. Die GRS hat hierbei die Aufgabe übernommen, das räumliche und zeitliche Entsättigungsverhalten des Tongesteins zu untersuchen. Dazu wurde ein gleichstrom-geoelektrisches Messverfahren eingesetzt, das seine Leistungsfähigkeit bereits im Steinsalz und Granit erfolgreich unter Beweis gestellt hat.

Die geoelektrische Methode eignet sich für die Untersuchung deshalb besonders gut, weil der spezifische elektrische Widerstand des Gesteins, die sogenannte Resistivität, unmittelbar von seinem Wassergehalt abhängt. Begleitend zu den Vor-Ort-Messungen wurde im Labor an Gesteinsproben die quantitative Korrelation zwischen der Resistivität und dem Wassergehalt ermittelt.

Die Messungen in Tournemire sind gleichzeitig der erste Versuch, die Eignung der geoelektrischen Methode in Tonstein-Formationen zu überprüfen.

Laboruntersuchungen

Um die Resistivität zu messen, wurden zylindrische Proben zwischen zwei Metallplatten gespannt, an denen eine elektrische Spannung ΔV angelegt wurde. Aus ΔV , dem durch die Probe fließenden Strom I und unter Einbeziehung eines Geometriefaktors lassen sich die Resistivitäten der Proben bestimmen.

Durch die Zugabe von Wasser wurden in zwei Proben, die aus kompaktierten Ton-Pellets bestanden, verschiedene Sättigungsgrade eingestellt und die jeweilige Resistivität gemessen. Durch Extrapolation kann für vollgesättigten Ton eine Resistivität von etwa $0,5 \Omega m$ abgeleitet werden. Dieser Wert ist im Vergleich zu anderen Gesteinen, wie Steinsalz oder Granit, sehr klein, aber nicht überraschend, da er auf einen vergleichsweise hohen Wassergehalt in den Proben zurückzuführen ist.

Untersuchungen der Resistivität an einem Bohrkern aus Tournemire zeigen, dass die Methode geeignet ist, die Entsättigung von Tongestein auch in größerem Maßstab zu beobachten.

Versuch im Untertagelabor Tournemire

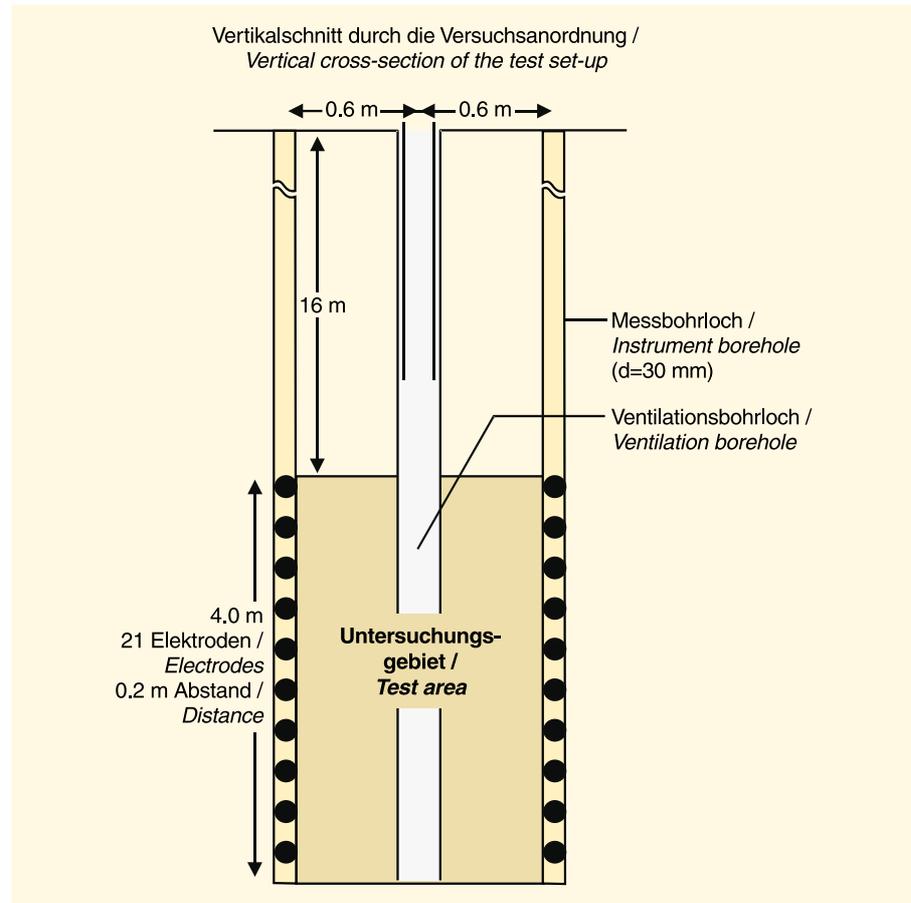
Während des gesamten Beobachtungszeitraums zwischen August 1998 und Januar 1999 blieb die Resistivitäts-Verteilung nahezu konstant. Sie änderte sich beim ersten Ventilationsexperiment im

Februar 1999. Die mittlere Resistivität stieg auf etwa $300 \Omega\text{m}$ an (siehe Seite 102). Die Ventilation verstärkte die erwähnten Anomalien. Die anschließenden Experimente führten zu keiner weiteren signifikanten Veränderung der Resistivität. Hieraus lässt sich ableiten, dass die Entsättigung im bohrlochnahen Bereich zunächst sprunghaft ist und danach infolge nachströmenden Formationswassers nur noch vergleichsweise langsam fortschreitet.

IPSN und GRS planen, die Messungen fortzusetzen, um diese These zu untermauern und die sich längerfristig einstellende Entsättigungszone zu bestimmen.

Prinzipieller Aufbau einer Labor-Kalibrierung: Aus der angelegten elektrischen Spannung ΔV , dem durch die Probe fließenden Strom I und unter Einbeziehung eines Geometriefaktors lassen sich die Resistivitäten der Probe bestimmen.

Principal laboratory calibration set-up: The resistivities of the samples can be determined from the voltage ΔV applied, the current I flowing through the sample and by applying a geometry factor.



Goelectrical Monitoring of Clay Stone Formations

Highly active wastes shall be emplaced in mines in the deep geological underground. Because the wastes have to be isolated from the environment, the central question to be answered is: How tight are the rocks and how effective are the necessary enclosure systems? For this purpose scientists and engineers in Europe, North America and Japan apply underground laboratories. In these laboratories rock formations are examined with respect to their safety-relevant properties and techniques for emplacement and enclosure are tested under realistic conditions. It is the objective to develop concepts for safe repositories for the different geological and waste-related conditions.

Host rocks for repositories primarily examined are: Salt domes, granite rocks and clay stone formations. Clayish rocks were commonly developed as marine deposits 20 to 200 million years ago. They are practically impervious and have good retention properties.

In several European countries, among others in France, clay stone formations are examined with respect to their suitability as host rock. GRS participates in a research project of its French partner IPSN to determine the tightness of clay stone formations in the underground laboratory Tournemire in the south of France.

In natural surroundings clay stone is usually completely saturated with water. It then fulfils the barrier function attributed to clay stone making it suitable for a final repository. However, by drifting and aerating repository galleries it can desaturate and can thus become permeable. To examine the extent of this interference, IPSN has been carrying out a ventilation experiment in a borehole in Tournemire since the end of 1998. GRS assumed the function of examining the spatial and temporal desaturation behaviour of the clay rock. A direct-current geoelectrical measuring method was used for this purpose which had already successfully demonstrated its performance in mineral salt and granite.

The geoelectrical method is particularly suitable for this examination because the specific electrical resistance of the rock, the so-called resistivity, directly depends on its water content. In addition to the local measurements, the quantitative correlation between resistivity and water

Versuch im Untertagelabor Tournemire Test in the Tournemire Underground Laboratory

Prinzipieller Aufbau einer Labor-Kalibrierung /
Principle laboratory calibration set-up



a) Vertikalschnitt durch die Versuchsanordnung
b) Vertical cross-section of test set-up



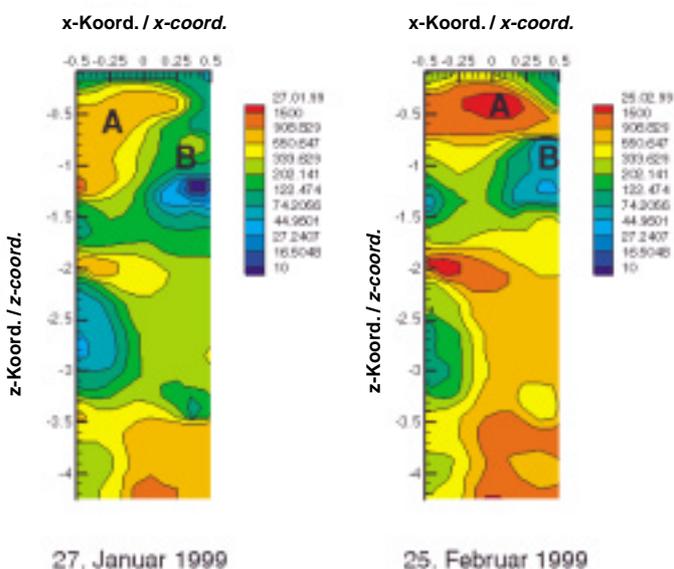
a) Foto der Bohrlochinstrumentierung
b) Photo of test set-up

▲ Aufbau des Ventilationsversuchs im Tournemire Untertagelabor. Der Versuch wurde im August 1998 aufgebaut. Das Foto zeigt das Ventilationsbohrloch und die in einem Abstand von 0,6 m parallel verlaufenden Elektrodenbohrlöcher, in denen sich jeweils 21 Elektroden befinden, 16 bis 20 Meter unterhalb der Streckensohle. Der Elektrodenabstand beträgt 0,2 Meter. Um die Resistivitätsverteilung zwischen den Messbohrlöchern im Bereich des Ventilationsbohrloches zu erfassen, werden tomographische Messungen durchgeführt. Hierbei bilden zwei Elektroden eine Dipolquelle und das erzeugte Potentialfeld wird als Potentialdifferenz an zwei im gegenüberliegenden Bohrloch liegenden Elektroden abgegriffen. Aus vielen solcher Messungen lässt sich die zugrundeliegende Widerstandsverteilung im Inneren des Messgebietes zwischen den Bohrlochern mittels tomographischer Modellrechnungen rekonstruieren.

Set-up of the ventilation test at the Tournemire Underground Laboratory. The test was set up in August 1998. The photo shows the ventilation borehole and the parallel electrode boreholes at a distance of 0.6 m with 21 electrodes each, about 16 to 20 metres below the gallery level. The distance between the electrodes is 0.2 metres. To determine the resistivity distribution between the measuring boreholes in the area of the ventilation borehole, tomographic measurements are carried out. Two electrodes form a dipole source and the potential field generated is picked up as a potential difference at two electrodes positioned in the opposite borehole. The resistivity distribution inside the measured area between the boreholes can be reconstructed from many of such measurements with the help of tomographical model computations.

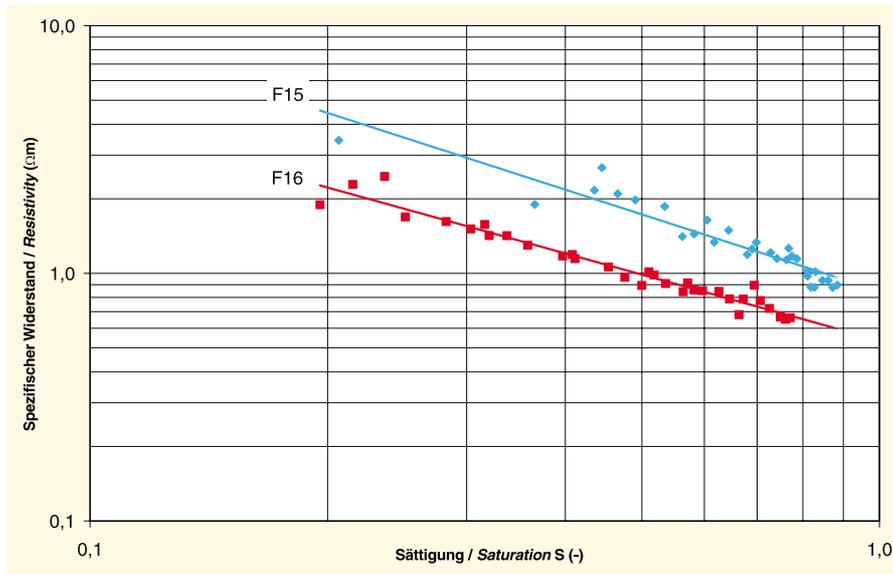
Resistivitätsverteilung in der Umgebung des Ventilationsbohrlochs

Resistivity distribution around the ventilation borehole



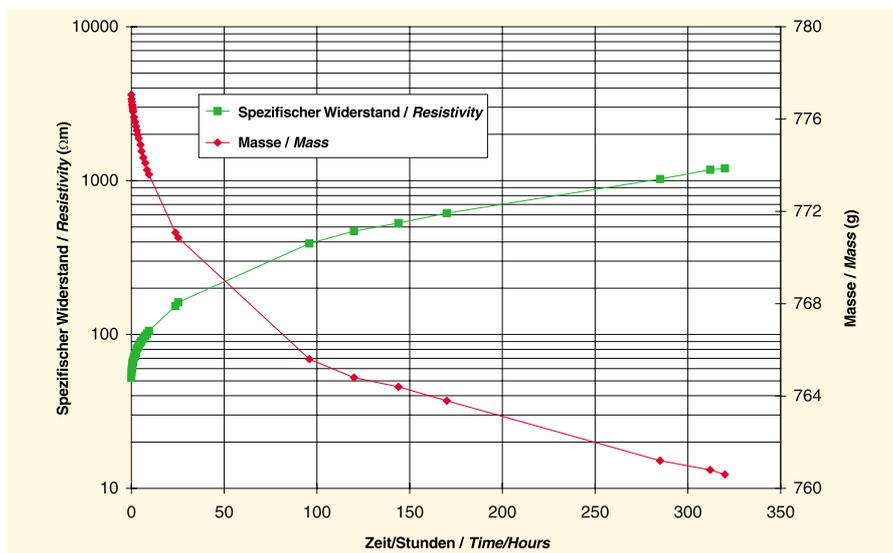
◀ Resistivitäts-Verteilung in der Umgebung des Ventilationsbohrlochs. Die Ergebnisse, die bis Januar 1999 registriert wurden, zeigen praktisch keine Unterschiede. Die mittlere Resistivität lag bei etwa 150 Ωm. Dieser Wert stimmt gut mit der an dem Bohrkern ermittelten Resistivität überein. Die Anomalie mit niedrigerer Resistivität am Punkt B kann auf das Eindringen von Feuchtigkeit während des Einbaus der Elektroden zurückgeführt werden. Die Bedeutung der Anomalie mit vergleichsweise hoher Resistivität am Punkt A ist nicht ohne weiteres erklärbar und existiert bei allen Messungen.

Resistivity distribution around the ventilation borehole. The results which were recorded until January 1999 practically show no differences. Average resistivity was approx. 150 Ωm. This value corresponds well with the resistivity determined at the drill core. The anomaly with low resistivity at point B can be attributed to the intrusion of humidity during the installation of the electrodes. The importance of the anomaly with a comparatively high resistivity at point A cannot easily be explained and exists for all measurements.



▲ Abhängigkeit des spezifischen elektrischen Widerstands ρ_w^* von der Sättigung von zwei Calcigel-Proben; Elektrolyt: NaCl-Lauge $\rho_w^* = 0,0422 \Omega m$. Die Ergebnisse beider Proben sind gut vergleichbar, obwohl ein gewisser Unterschied zwischen beiden besteht. Durch Extrapolation kann für vollgesättigten Ton eine Resistivität von etwa $0,5 \Omega m$ abgeleitet werden.

Dependency of the specific electrical resistance ρ_w^ on the saturation of two calcigel samples; electrolyte: NaCl-brine $\rho_w^* = 0.0422 \Omega m$. The results of both samples are comparable, although certain differences exist. Extrapolation leads to a resistivity of approx. $0.5 \Omega m$ for fully saturated clay.*



▲ Untersuchungen der Resistivität an einem Bohrkern aus Tournemire: Über der Zeit aufgetragen ist die durch Trocknung bedingte Gewichtsabnahme der Probe und die resultierende Zunahme der Resistivität. Der eindeutige Zusammenhang zwischen beiden Größen zeigt, dass die Methode geeignet ist, die Entsättigung von Tongestein auch in größerem Maßstab zu beobachten.

Examinations of the resistivity at a drill core from Tournemire: It shows the decrease in weight of the sample over time owing to drying and the resulting increase in resistivity. The clear connection between both parameters shows that the method is suitable for observing the desaturation of clay rock also on a larger scale.

content was determined with rock samples in a laboratory.

The measurements in Tournemire are at the same time the first attempt at checking the suitability of the geoelectrical method in clay stone formations.

Laboratory examinations

To measure resistivity cylindrical samples were fixed between two metal plates to which a voltage ΔV was applied. The resistivities of the samples can be determined from ΔV , the current I flowing through the sample and by applying a geometry factor.

Different saturation levels were adjusted by admitting water to two samples consisting of compacted clay pellets and measuring the respective resistivity. A resistivity of about $0.5 \Omega m$ was derived for fully saturated clay by extrapolation. Compared to other host rocks, like mineral salt or granite, this value is very small but not surprising as it is to be attributed to the comparatively high water content in the samples.

Examinations of the resistivity on a drill core from Tournemire show that the method is also suitable for observing the desaturation of clay rock on a larger scale.

Test in the underground laboratory Tournemire

Over the entire observation period between August 1998 and January 1999 the resistivity distribution remained almost constant. It changed during the first ventilation experiment in February 1999. The average resistivity increased to approx. $300 \Omega m$. Ventilation reinforced the anomalies mentioned before. The subsequent experiments, however, did not lead to a further significant change of resistivity. This leads to the assumption that the initially sudden desaturation in the area close to the borehole proceeds comparatively slowly as a result of the influx of formation water.

IPSN and GRS plan to continue the measurements to substantiate this thesis and to determine the desaturation zone which appears on a longer-term basis.

U. Zimmer, T. Rothfuchs

Entsorgung abgebrannter Brennelemente in Granit – Erkenntnisse aus dem europäischen Projekt SPA

Das EU-Projekt Spent Fuel Performance Assessment (SPA) hat die seit 1982 laufenden Arbeiten der europäischen Kommission fortgesetzt, ein gemeinsames Verständnis der Methoden aufzubauen, die bei der Bewertung der Langzeitsicherheit für Endlager in tiefen geologischen Formationen anzuwenden sind. SPA zielt auf abgebrannten Kernbrennstoff ab und ist damit ein Nachfolgeprojekt der PAGIS-, PACOMA- und EVEREST-Projekte, die der Endlagerung hochaktiver verglasteter und langlebiger mittelaktiver Abfälle gewidmet waren. Im Rahmen des SPA-Projekts arbeiteten von 1996 bis 1999 sechs auf dem Gebiet der nuklearen Abfallentsorgung erfahrene Institutionen aus sechs Mitgliedsstaaten der EU (ENRESA/ Spanien, GRS/Deutschland, IPSN/Frankreich, NRG/Niederlande, SCK-CEN/Belgien und VTT/Finnland) zusammen. Das Projekt umfasste die Bewertung vier unterschiedlicher Granit-, drei unterschiedlicher Ton- und zwei unterschiedlicher Steinsalzstandorte. Im folgenden wird auf die Erkenntnisse aus den Sicherheitsstudien von GRS und IPSN für Endlager in Granitformationen eingegangen.

parallelen Projekt der EU entwickelt wurde. Dieses Modell berücksichtigt das Inventar im Gasraum zwischen den einzelnen Brennstäben des abgebrannten Brennelements, die metallischen Teile und die Brennstoffmatrix. Die metallischen Teile schließen die Hüllrohre und Strukturteile des Brennelements ein. Für das Inventar des Gasraums wird eine instantane Freisetzung unterstellt. Dagegen wird für die metallischen Teile eine konstante Korrosionsrate angenommen. Diese führt zu einer vollständigen Freisetzung der darin enthaltenen Radionuklide nach 1 000 Jahren. Für die Brennstoffmatrix wird ebenfalls eine konstante Korrosionsrate unterstellt, die

Grundlegende Annahmen

GRS und IPSN untersuchten generische Granitstandorte. Die Menge der betrachteten Abfälle ist bei beiden in der gleichen Größenordnung. Die Radionuklidinventare wurden aus Abbrand- und Aktivierungsrechnungen ermittelt, in die jeweils die in Deutschland und Frankreich vorgesehenen Anfangsanreicherungen und Abbrandbedingungen einfließen.

In der GRS-Studie wird angenommen, dass sich das Endlager in einer Tiefe von 900 m befindet und als ein System horizontaler Einlagerungsstrecken in einer Ebene angelegt ist. Die Behälter werden einzeln in vertikale Bohrlöcher im Boden der Strecken eingebracht und jeweils mit einer Schicht kompaktierten Bentonits umgeben. Zwischen den Bohrlöchern ist ein Mindestabstand von 10 m erforderlich, um zu gewährleisten, dass die maximal erlaubte Temperatur für den Bentonit von 100 °C nicht überschritten wird. Insgesamt werden 15 605 Behälter eingelagert, woraus sich eine Gesamtfläche des Endlagers von ca. 4 km² ergibt.

Bei der IPSN-Studie wird angenommen, dass das Endlager in einer Tiefe von ca. 500 m aufgefahnen wird und aus 90 parallelen Einlagerungsstollen besteht. In jedem Stollen sind 160 Behälter horizon-

	GRS	IPSN
Tiefe des Endlagers <i>Depth of repository</i>	900 m	500 m
Einlagerung <i>Emplacement</i>	vertikale Bohrlöcher <i>vertical boreholes</i>	horizontale Strecken <i>galleries</i>
Kapazität <i>Capacity (t_{hm})</i>	25 000	20 000
Kapazität <i>Capacity (Gw_ey)</i>	810	1 010

▲ Gegenüberstellung der von GRS und IPSN verwendeten relevanten Daten zum Abfall und Endlagerkonzept

Major characteristics of waste and repository concept for GRS and IPSN

tal eingelagert. Dies entspricht einer Gesamtzahl von 14 400 Behältern. Die Hohlräume zwischen den Behältern und dem Wirtsgestein sind mit quellfähigem Smektit gefüllt. Für das Endlager wird zwischen den Behältern ein Abstand von 10 m und zwischen den Stollen von 25 m unterstellt. Die erforderliche horizontale Gesamtfläche beträgt 3,7 km².

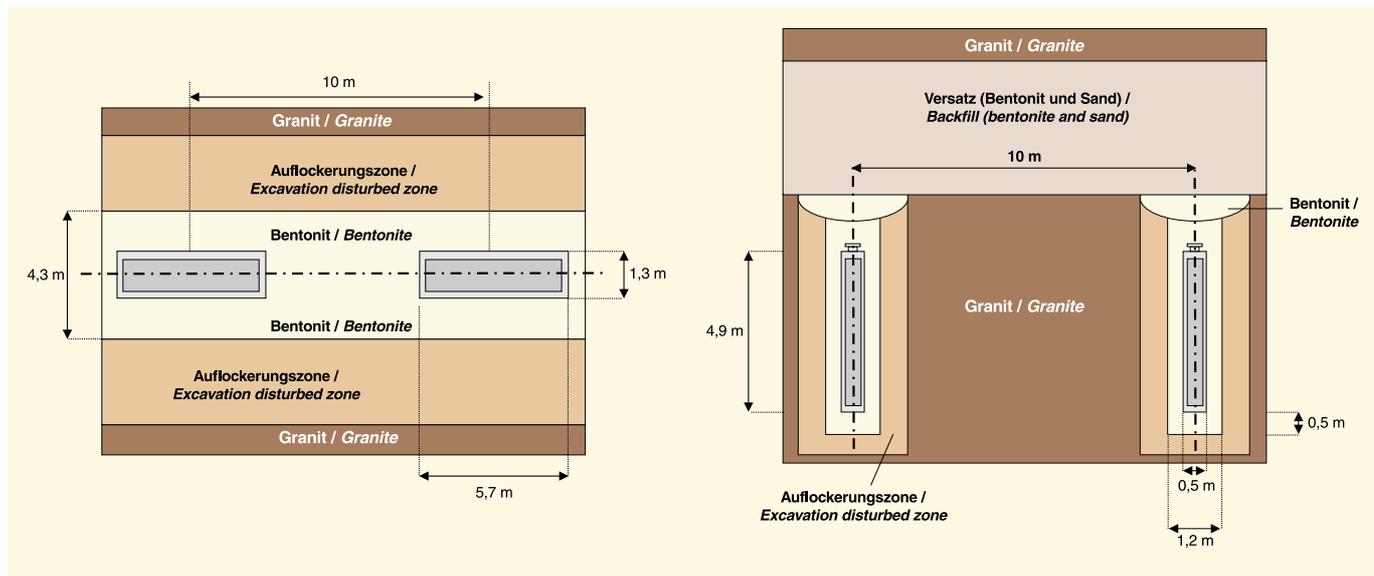
Modellierung

Für den Quellterm des abgebrannten Brennstoffs wird ein Modell verwendet, das in Zusammenarbeit mit einem pa-

zu einer vollständigen Freisetzung nach 1 Million Jahren führt.

Die Modellansätze von GRS und IPSN für den Radionuklidtransport durch die verschiedenen Teile des Endlagersystems und deren Integration in eine globale Sicherheitsanalyse unterscheiden sich signifikant.

Bei dem Ansatz der GRS wurden für den Nahbereich (die tonbasierten sicherheitstechnischen Barrieren) und den Fernbereich (die Geosphäre) getrennte Modelle angewandt. Das Nah-



▲ Gegenüberstellung eines Ausschnitts des Einlagerungsbereichs, wie er von GRS (links) und IPSN (rechts) in ihren Studien angenommen wurde

Schematic section of GRS disposal vault (left) and IPSN disposal vault (right)

bereichsmodell GRAPOS geht davon aus, dass die Radionuklide in einen Hohlraum im Behälterinneren freigesetzt werden. Die Diffusion durch den Bentonit wird durch ein eindimensionales Modell beschrieben, das auf der zylindrischen Symmetrie des Bentonit-Buffer basiert. Der Radionuklidtransport im Fernbereich wurde mit CHETMAD, einem sogenannten Doppelporositäts-Modell, berechnet, das von einer eindimensionalen Betrachtung des geklüfteten Mediums ausgeht. Dieses Modell berücksichtigt advektiven-dispersiven Transport entlang der wasserführenden Kluft. Die Verzögerung des Radionuklidtransports erfolgt durch Diffusion von der Kluft in immobiles Wasser in der angrenzenden Felsmatrix und durch Sorption.

Bei der Langzeitsicherheitsanalyse von IPSN werden der Fluss des Grundwassers sowie der Nahbereichs- und Fernbereichstransport mit einem einzigen Modell unter Verwendung des Programmcodes MELODIE berechnet. Der Granit wird als poröses Medium beschrieben. Es wird davon ausgegangen, dass in jedem Teil des Endlagersystems die gleichen Prozesse eine Rolle spielen. Somit wird dasselbe Gleichungssy-

stem für die Nahbereichs- und die Fernfeldmodellierung verwendet. Die Einlagerungsstollen mit Smektit-Barriere, die Auflockerungszone und das geklüftete Wirtsgestein werden explizit in demselben 3-D-Gitter unter Verwendung lokaler Verfeinerungen dargestellt. Für jeden Bereich werden geeignete Fließ- und Transporteigenschaften, wie hydraulische Leitfähigkeit, Porosität und Diffusionskoeffizient angenommen. Sorption wird durch das K_d -Konzept beschrieben. Anhand von Strömungsrechnungen wurden Grundwasserfließzeiten vom Endlager zur Biosphäre von einigen Tausend bis zu Millionen von Jahren ermittelt.

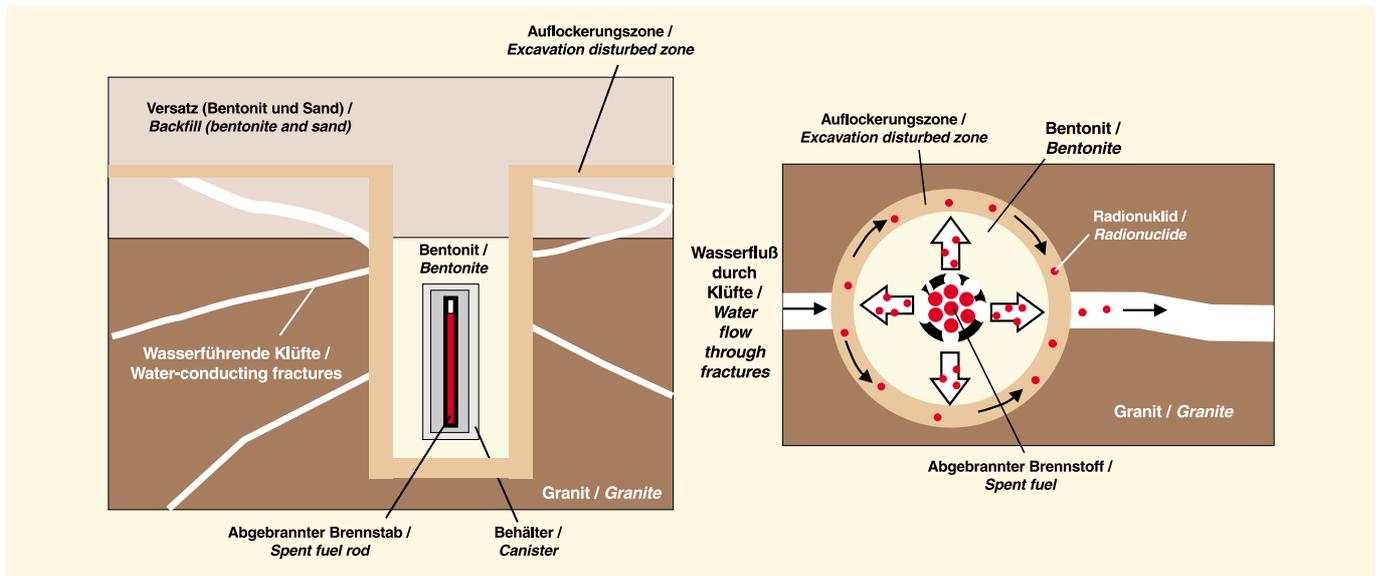
Der Transport in der Biosphäre wird bei IPSN und GRS durch sogenannte Dosis-Konversionsfaktoren beschrieben. In der GRS-Studie wird angenommen, dass das Wasser aus einem Brunnen entnommen wird, in der IPSN-Studie aus einem Fluss. Sowohl GRS als auch IPSN unterstellen einen hohen Selbstversorgungsgrad der betroffenen Personen. Beispielsweise werden Expositionspfade über Trinkwasser sowie Beregnung von Feldern und dadurch bedingten Verzehr von kontaminierten pflanzlichen und

tierischen Nahrungsmitteln angenommen.

Ergebnisse

Die von GRS und IPSN berechneten maximalen Strahlenexpositionen weichen nicht signifikant voneinander ab. Die Unterschiede spiegeln vor allem die Annahmen für die Radionuklidrückhaltung in der Geosphäre wider. GRS geht davon aus, dass die potenziellen Strahlenexpositionen von Behältern, die mit schnellen Fließwegen im Granit verbunden sind, dominiert werden. Es wird angenommen, dass dies 25 % aller Behälter sind. Die Grundwasserlaufzeit für diese Fließwege beträgt rund 48 Jahre. In der Betrachtung von IPSN wurden viel längere durchschnittliche Laufzeiten des Grundwassers in der Größenordnung von 20 000 Jahren angenommen.

In der GRS-Studie erreichen deshalb die nicht oder schwach sorbierenden Radionuklide die Biosphäre schon innerhalb weniger tausend Jahre, in der IPSN-Studie dagegen nicht vor 10^4 Jahren. Der Einfluss auf die maximalen Dosisraten ist bei langlebigen Radionukliden wie ^{36}Cl und ^{129}I niedrig, bei solchen mit mitt-



▲ Schematische Darstellung des Nahbereichsmodells der GRS
Schematic description of GRS near-field model

lerer Halbwertszeit wie ^{14}C jedoch signifikant. Bei GRS erreicht die maximale Dosisrate von ^{14}C nach ungefähr 7×10^3 Jahren ihr Maximum, ^{14}C ist somit erst wenig zerfallen. Dagegen ist zum Zeitpunkt des Maximums der IPSN-Rechnungen von mehr als 2×10^4 Jahren die ^{14}C -Konzentration und damit die maximale Dosisrate durch Dispersion und Zerfall signifikant reduziert worden.

Ein weiterer wichtiger Unterschied bezieht sich auf den Beitrag der Actinide an der gesamten Strahlenexposition. Während im Fall von IPSN, ^{226}Ra und ^{230}Th (Töchter von ^{234}U in der 4N+2-Zerfallsreihe) die Dosis nach etwa 10^5 Jahren dominieren, ist der Beitrag der Actinide bei den Ergebnissen der GRS um Größenordnungen niedriger. Dieser Unterschied kann weitgehend durch die niedrigeren Löslichkeitsgrenzen erklärt werden, die von der GRS für U, Th und insbesondere Np unterstellt wurden. Die späte Ankunft der Actinide in der Biosphäre im Vergleich zu den Spalt- und Aktivierungsprodukten ist auf die in beiden Studien angenommene stärkere Sorption der Actinide an Bentonit und Granit zurückzuführen.

Lessons Learned from the European Project SPA – Performance Assessment for Spent Fuel Disposal in Granite

The SPA (Spent Fuel Performance Assessment) project is a continuation of the efforts made by the European Community since 1982 to build a common understanding of the methods applicable to performance assessment for a deep geological disposal. Devoted to the case of spent nuclear fuel, SPA is a follow-up to the PAGIS, PACOMA and EVEREST projects which dealt with the disposal of high-level vitrified and intermediate level long lived wastes. Six institutions of nuclear waste management from six member countries of the EU (ENRESA/Spain, GRS/Germany, IPSN/France, NRG/The Netherlands, SCK CEN/Belgium and VTT/Finland) co-operated from 1996 to 1999. The project comprised assessments on four different granite sites, three different clay sites and two different rock salt sites. This article addresses the assessments made for granite sites by GRS and IPSN.

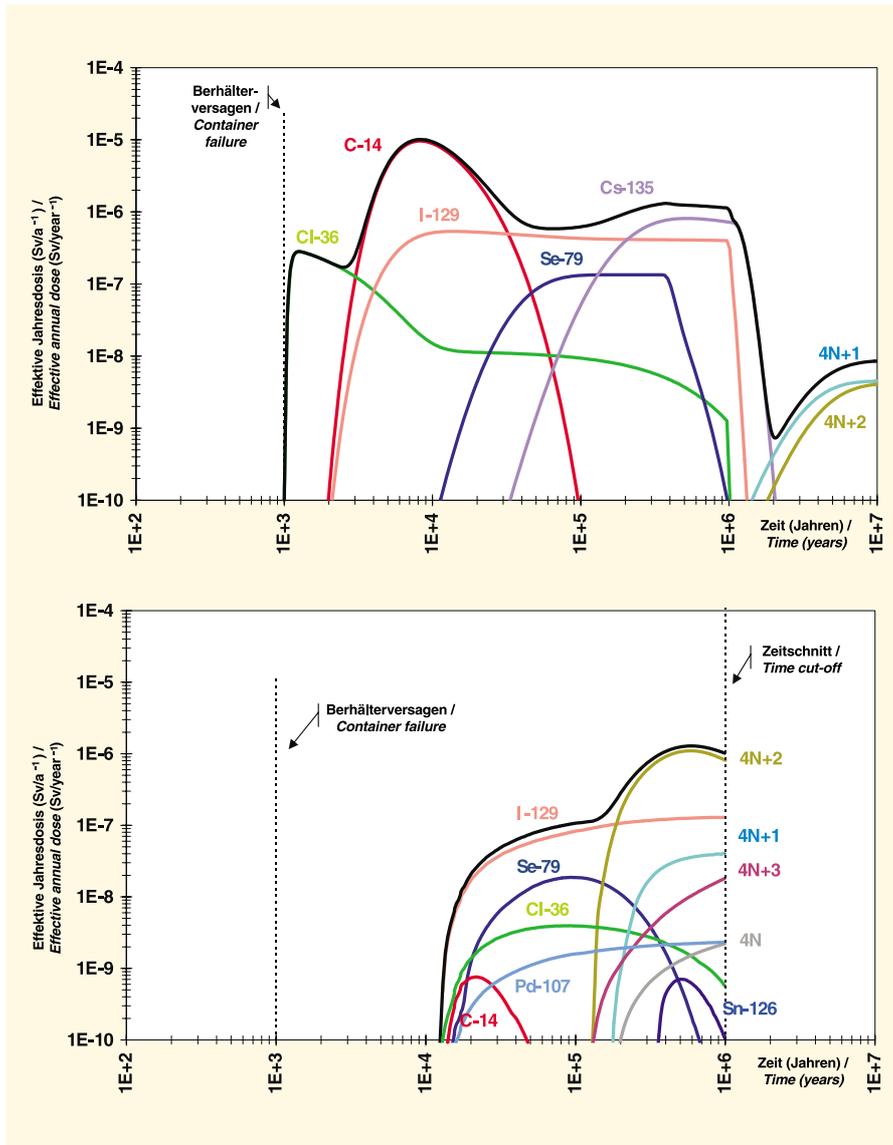
Basic Assumptions

GRS and IPSN considered generic granite sites. In both studies, the amount of waste considered is in the same order of magnitude. The radionuclide inventories of the spent fuel are derived from burn-up calculations applying initial enrichments and burn-ups as foreseen in both countries.

In the GRS study, the repository is assumed to be at a depth of 900 m and designed as a system of horizontal stor-

age tunnels. Single containers are emplaced in vertical boreholes drilled into the floor of the tunnels. The containers are surrounded by a layer of compacted bentonite. A spacing of not less than 10 m between the boreholes is necessary to keep the maximum temperature of the bentonite below 100°C . In total, 15,605 containers are disposed of in one level resulting in a total repository area of about 4 km^2 .

In the IPSN assessment, the repository is assumed to be excavated at a depth



▲ Jährliche Strahlenexposition für den Referenzfall: GRS (oben) und IPSN (unten)

Annual dose rate in GRS (top) and IPSN (bottom) calculations: Reference case

of about 500 m and to consist of 91 parallel disposal galleries. In each gallery, 160 containers are horizontally emplaced, corresponding to a total number of 14,400. The voids between the containers and the host rock are filled with swelling clay (smectite). A distance of 10 m between containers and of 25 m between galleries is adopted for the repository. The corresponding total horizontal area is 3.7 km².

Modelling

The source term of the spent fuel is based on a common model which was de-

veloped in co-operation with a parallel EC-project. The source term model distinguishes between the inventory in the gap, the metallic parts and the fuel matrix. The metallic parts include the cladding and the structural parts of the fuel element. For the gap inventory, an instantaneous release is postulated, whereas for the metallic part a constant degradation rate leading to a total release after 1000 years is assumed. A constant degradation rate is also assumed for the fuel matrix but will lead to a total release only after 1 Mio years.

The approaches adopted by GRS and IPSN to model radionuclide transport through the different parts of the system and to integrate these different parts into a global performance assessment differed significantly.

In the GRS approach, separate models for the near-field (the clay-based engineered barriers) and the far-field (the geosphere) have been applied. The near-field model GRAPOS, presumes that radionuclides are released into a void volume in the container interior. The diffusion through the bentonite is described by a 1-D-radial model based on the cylindrical symmetry of the bentonite buffer. The radionuclide transport in the far-field was calculated using the advection CHETMAD dispersion matrix-diffusion model based on a 1-D discrete approach of the fractured medium. According to this model, retardation is caused by diffusion of radionuclides from the water-conducting fracture into the adjacent rock matrix and by sorption.

In the IPSN long-term performance assessment, groundwater flow as well as near-field and far-field transport calculations are carried out with a single model using the code MELODIE. Due to the porous medium approach used to describe the granite, the same processes are assumed to be at play in every part of the system. Thus, the same system of equations is used for near-field and far-field modelling. The disposal galleries with clay-based material filling, the excavation damaged zone, and the host rock with fractures are all explicitly represented in the same 3-D mesh using local refinements. Every component represented is associated with appropriate flow and transport properties (hydraulic conductivity, porosity, diffusion coefficient, retardation). Sorption phenomena are described by the K_d -concept. According to the results of flow calculations, the groundwater transit times from the repository to the biosphere ranged from several thousands to millions of years.

Transfer in the biosphere is described by biosphere conversion factors. In the case of GRS, the water is assumed to be

taken from a well and, in the case of IPSN, from a river. For both GRS and IPSN, pathways and parameter values were chosen according to a similar approach that relied on a relatively high level of self-subsistence for water and food.

Results

The maximum radiation exposures calculated by both institutions show no significant differ. In the different results are mainly reflected the differences in the assumptions for the modelling of the retention in the geosphere. GRS considered the radiological impact as being dominated by the contribution of 25% of all the containers connected with the fastest flow channels in the granite. The groundwater travel time of these flow

channels is about 48 years. In the IPSN approach, much longer average groundwater travel times, in the order of 20,000 years were considered in the reference case.

As a consequence, the GRS study calculates the arrival of non- or weakly-sorbed radionuclides in the biosphere as occurring within some 1000 years after container failure and the IPSN study not before 10^4 years. The influence on dose rates was found to be low for the long-lived nuclides like ^{36}Cl and ^{129}I . However, it was significant for radionuclides with a medium half-life like ^{14}C . In the GRS calculations, ^{14}C peaked at about 8×10^3 years and thus underwent only low decay, whereas in the IPSN calculations it reached the outlets only after more than

2×10^4 years, by which time it had significantly decayed.

Another remarkable difference relates to the contribution of the actinides to the total radiological impact. Whereas IPSN found ^{226}Ra and ^{230}Th (daughters of ^{234}U in the "4N+2" decay chain) to dominate the dose after some 10^5 years. GRS found the contribution of actinides to be smaller by orders of magnitude. This difference can largely be explained by the low solubility limit values adopted by GRS for U, Th and, in particular, Np. The late arrival of the actinides in the biosphere in comparison to the fission products is due to stronger sorption of the actinides on bentonite and granite in both studies.

U. Noseck

7 Internationale Zusammenarbeit

International Co-operation

Die internationale Entwicklung in der Kernenergie bestätigt den von der GRS seit Jahren eingeschlagenen Weg der Sicherheitspartnerschaften. Reaktorsicherheit überschreitet als globale Herausforderung Ländergrenzen. Daher wurde die enge Kooperation mit ausländischen Sicherheitsorganisationen und die Mitarbeit in internationalen Gremien mit großem Engagement fortgesetzt, vor allem im Rahmen von Vorhaben des BMU, des BMWi, der EU oder der EBRD und im Auftrag ausländischer Sicherheitsbehörden.

Ziele

Die von der GRS eingegangenen internationalen Sicherheitspartnerschaften sind vor allem auf die Kooperation mit Osteuropa und mit Ländern, in denen deutsche Kerntechnik eingesetzt wird, ausgerichtet. Die GRS verfolgt dabei folgende Ziele:

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

Partner

Mit ihrem französischen Partner, dem Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), arbeitet die GRS bei sicherheitstechnisch wichtigen Fragestellungen auf nuklearem und nichtnuklearem Gebiet eng zusammen.



▲ Europäische Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE), London, Hauptportal am Bishopsgate

European Bank for Reconstruction and Development (EBRD), London, main entrance at Bishopsgate

Partner in wesentlichen bilateralen Kooperationen mit unterschiedlichen Schwerpunkten im Themenfeld Reaktorsicherheit sind folgende wissenschaftlich-technische und behördliche Einrichtungen: Die russische, ukrainische und rumänische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde, das Kurtschatow-Institut in Moskau, die niederländische Genehmigungsbehörde, die US-Nuclear Regulatory Commission (USNRC) und das Electric Power Research Institute (EPRI) in den USA, die japanische Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC), das Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) in Spanien, die Turkish Atomic Energy Authority (TAEK), das Commissario Nacional de Energia Nuclear

(CNEN) in Brasilien, die argentinische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde KINS und das Korean Atomic Energy Research Institute (KAERI) in Korea sowie die chinesische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde NNSA.

Internationale Projekte

Die GRS unterstützte das Commissario Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brasilien bei übergeordneten sicherheitstechnischen Fragen bei der Fertigstellung des von Siemens gebauten Druckwasserreaktors Angra-2. Dabei wurden internationale Richtlinien sowie deutsche Grundsätze und Methoden berücksichtigt. Im Vordergrund standen die Beurteilung ausgewählter sicherheitstechnischer Aspekte des „Final Safety Analysis Reports“ und die Bewertung spezifizierter Einzelfragen. Hierdurch soll sichergestellt werden, daß neuere sicherheitstechnische Erkenntnisse aus Deutschland in das Genehmigungsverfahren für Angra-2 einfließen.

Für die koreanische Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde KINS wurde die Direkteinspeisung von Notkühlwasser in den Reaktordruckbehälter anhand von Ergebnissen aus der deutschen Großversuchsanlage Upper Plenum Test Facility (UPTF) analysiert. Weiterhin wurden neue koreanische Sicherheitskriterien zur digitalen Leittechnik bewertet.

Im Auftrag der niederländischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde wurden ausgewählte Aspekte zur Erdbebensicherheit des Forschungsreaktors in Petten untersucht. Die Übertragbarkeit deutscher Betriebserfahrung auf die Anlage in Borssele wurde untersucht.

Für die finnische Betreiberorganisation FORTUM wurde das Rechenprogramm COCOSYS für die Simulation spezifischer Phänomene in Sicherheitsbehältern mit Eis-Kondensatoren angepasst.

Aktivitäten in internationalen Organisationen

Die für die Reaktorsicherheit wesentlichen internationalen Organisationen, bei denen die GRS meist im Auftrag bzw. als Berater der Bundesregierung tätig ist, sind:

- die Europäische Union (EU) mit ihren verschiedenen Arbeitsgruppen,
- die Organization for Economic Cooperation and Development / Nuclear Energy Agency / Committee on the Safety of Nuclear Installations (OECD/NEA/CSNI) / The Committee on the Nuclear

Regulatory Activities (CNRA), Radioactive Waste Management Committee (RWMC), Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH),

- die Internationale Atomenergie Organisation (IAEO).

Sachverständige der GRS beteiligten sich zur Lösung fachlicher Aufgaben an Technical Committee Meetings, Advisory Group Meetings bzw. Consultancy Service Meetings.

Fachliche Schwerpunkte dieser internationalen Kooperation sind u. a.:

- Weiterentwicklung der nuklearen Sicherheit,
- Methoden zur Sicherheitsbewertung von Kernkraftwerken,

- Betriebliche Sicherheit,
- Harmonisierung von Sicherheitsanforderungen.

Auf dem Gebiet der Endlagerung radioaktiver Abfälle bestehen Kooperationen mit der schweizerischen Nationalen Genossenschaft für Endlagerung (NAGRA), der spanischen Empresa Nacional des Residuos Radioactivos SA (ENRESA) und der französischen Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA).

Ziel der GRS ist es weiterhin, im internationalen Verbund die umfassenden länderübergreifenden Sicherheitspartnerschaften zu festigen und weiter auszubauen.

International Co-operation

International developments in the field of nuclear energy have shown that when years ago GRS decided to form safety partnerships, this was a step in the right direction. Nuclear safety is a global challenge that does not stop at national borders. Therefore, the close co-operation with foreign safety organisations and collaboration in international committees has been continued with great commitment, above all within the framework of projects sponsored by the BMU, the BMWi, the EU or the EBRD and on behalf of foreign safety authorities.

Objectives

The international safety partnerships that GRS has formed are mainly directed at co-operation with Eastern Europe and with countries using German nuclear technology. In this context, the objectives of GRS are as follows:

- exchange of experience and transfer of know-how,
- formulation and implementation of common safety requirements,

- internationally co-ordinated safety research, and
- joint safety analyses and assessments.

Partners

GRS and its French partner Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) work closely together on important safety-related nuclear and non-nuclear issues.

Partners regarding important bilateral co-operation activities, focusing on different topics in the field of nuclear safety, are the following scientific-technical organisations and authorities: the Russian, Ukrainian and Romanian regulatory authorities, the Kurchatov Institute in Moscow, the Dutch licensing authority, the US-Nuclear Regulatory Commission (USNRC) and the Electric Power Research Institute (EPRI) in the USA, the Japanese Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC), the Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) in Spain, the Commissario Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brazil, the Argentinean regulatory authority Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), the regulatory au-

thority KINS and the Korean Atomic Energy Research Institute (KAERI) in Korea as well as the Chinese regulatory authority NNSA.

International projects

GRS advised the Commissario Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brazil on general safety-related issues in connection with the commissioning of the Siemens-built Angra-2 pressurised water reactor, taking into account national guidelines as well as German principles and methods. Major points were the judgement of selected technical aspects of the "Final Safety Analysis Reports" and the assessment of specified individual issues. This is to ensure that recent safety-related findings from Germany are used for the licensing procedure of Angra-2.

For the Korean regulatory authority KINS, the direct injection of emergency cooling water into the reactor pressure vessel was analysed by means of results from the German large-scale Upper Plenum Test Facility (UPTF). Further, new Korean safety criteria regarding digital instrumentation and control were assessed.

Das schweizerische Felslabor Grimsel befindet sich zwischen dem Räterichsbodensee und dem langgestreckten Gremseesee im Berner Oberland. Mit internationaler Beteiligung werden hier auf 1 700 m über NN die besonderen Eigenschaften von geklüfteten granitischen Gesteinen erforscht.

The Swiss Grimsel Test Site is situated beneath the Räterichsbodensee and the elongated Gremseesee of the Berner Oberland. At 1,700 m above the properties of fractures granitic rock are investigated by international teams. ▼



▲ Im Migrationsversuch werden im 1:1 Maßstab der Radionuklidtransport und die -rückhaltung auf ihre Wechselwirkung mit dem Gebirge untersucht. Zu sehen sind die Vorbereitungen für die Injektion von radioaktiven Isotopen ins geklüftete Gebirge.

Within the migration experiment the effects of radionuclide transport and retardation are determined on large scale. Visualized is the preparation for the injection of radioactive tracers into the fractured rock

On behalf of the Dutch regulatory authority, selected aspects on seismic qualification of the research reactor in Petten were analysed. Furthermore, studies were carried out on the applicability of findings resulting from German operating experiences to the plant in Borssele.

For the Finnish utility operator FORTUM, the COCOSYS computer code was adapted for the simulation of specific phenomena in containments with ice condensators.

Activities in international organisations

GRS also takes part in the work of the following major international nuclear safety organisations, in most cases at the request of the Federal Government or in its function as government advisor:

- the European Union (EU) and its various working groups,

- the Organisation for Economic Co-operation and Development / Nuclear Energy Agency / Committee on the Safety of Nuclear Installations (OECD/NEA/CSNI) / The Committee on the Nuclear Regulatory Activities (CNRA), Radioactive Waste Management Committee (RWMC), Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH),
- the International Atomic Energy Agency (IAEA).

Experts of GRS participate in technical committee meetings, advisory group meetings and consultancy service meetings for the solution of technical tasks.

The major technical issues of international co-operation with these organisations are i. a.

- further development of nuclear safety,

- methods for nuclear power plant safety assessments,
- operational safety,
- harmonisation of safety requirements.

In the field of final storage of radioactive waste, co-operation agreements exist with the Swiss Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (NAGRA), the Spanish Empresa Nacional de Residuos Radioactivos SA (ENRESA), and the French Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA).

GRS will continue to aim at the consolidation and further intensification of the general international safety partnerships conjointly with international organisations.

U. Erven, E. Kersting

Das slowakische Kernkraftwerk Mochovce im Licht westlicher Sicherheitsanforderungen

Die Slowakei entschied 1993, Block 1 und 2 des Kernkraftwerks Mochovce nach westlichen Sicherheitsmaßstäben fertig zu stellen. Dazu sollten Kredite der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung und EURATOM in Anspruch genommen werden. Diese wurden an die Bedingung gebunden, nach Inbetriebnahme die älteren Blöcke 1 und 2 in Bohunice stillzulegen.

Nachdem sich die Verhandlungen u.a. durch Interventionen Österreichs hinzogen, verzichtete die Slowakei auf diese Kredite und begann mit der Fertigstellung. Dadurch verlor der Westen einen direkten Einfluss auf die Sicherheitsfragen. Allerdings wollte die Slowakei die westlichen Empfehlungen umsetzen und beauftragte westliche Hersteller mit ingenieurtechnischen Arbeiten und Lieferungen. Die beiden Anlagen wurden 1998 und 1999 in Betrieb genommen.

Im Rahmen des europäischen Programms PHARE wurde überprüft, ob die westlichen Sicherheitsanforderungen erfüllt werden. Daran waren beteiligt: Italien (ANPA), Spanien (Empresarios Agrupados), Frankreich (IPSN), Deutschland (GRS) und Ungarn (KFKI AEKI). /1/ /2/



▲ Blick auf das Kernkraftwerk Mochovce
View of the Mochovce Nuclear Power Plant

Es gibt drei Basis-Generationen von russischen Druckwasserreaktoren (WWER-Typ), zwei WWER-440 und die WWER-1000. Mochovce gehört zur zweiten WWER-440-Generation. Als 1984 der Bau begann, erfüllten nicht alle Sicherheitsmerkmale die westlichen Anforderungen. Defizite existierten vor allem bei den sicherheitstechnischen Nachweisen, dem Qualitätsnachweis, dem Kriterium hinsichtlich des Ausfalls aus ge-

meinsamer Ursache sowie auf den Sicherheitsebenen Prävention und präventiver interner Notfallschutz. Weiterhin waren wegen der langen Bauunterbrechung in der ersten Hälfte der neunziger Jahre Nachqualifizierungen zum Ausschluß von Korrosionsschäden zu besorgen.

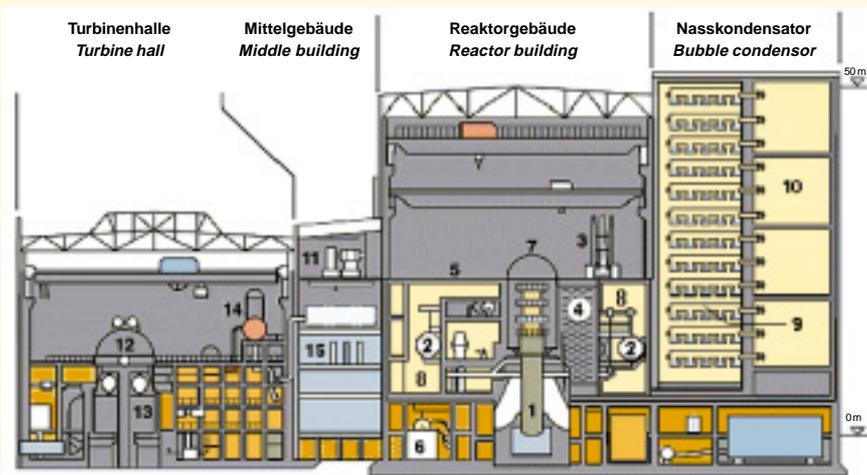
Ausgehend vom gestaffelten Schutzziel-Konzept wurden die Schutzebenen auf

angemessene Sicherheitsreserven unter Anwendung international anerkannter Sicherheitskriterien überprüft. Auf der Grundlage westlicher probabilistischer Studien und der Betriebserfahrung wurden vor allem Szenarien analysiert, die zu Kernschmelzen unter hohem Druck mit Bypass des Sicherheitsbehälters führen oder bei abgeschaltetem Reaktor auftreten können.

Es soll der Nachweis erbracht werden, dass für die Kernschmelzhäufigkeit das Kriterium 10^{-5} pro Jahr und Anlage erfüllt wird und das Risikoprofil ausbalanciert ist. Obwohl 1999 die Analyse (PSA-Level 1) für den aktuellen Anlagenzustand noch nicht fertiggestellt war, erscheint dieser Nachweis realistisch. Die Analyse für den Zustand vor Ertüchtigung weist eine Kernschmelzhäufigkeit pro Jahr und Anlage von $6,4 \times 10^{-5}$ aus (mit Feed&Bleed). Die angewandte Methodik modelliert die Anlage ausreichend und entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik.

Die Ertüchtigungsmaßnahmen verbesserten bzw. beseitigten die wesentlichen Schwachpunkte. Hierbei handelt es sich insbesondere um die

- Implementierung des Bruchausschlusskonzepts,
- die autarke Notspeiseversorgung der Dampferzeuger und Prozeduren für sekundäres und primäres Feed&Bleed,
- den Nachweis der Wirksamkeit des Nasskondensators,
- die Zuverlässigkeit der Leittechnik,
- Verbesserungen von Diagnostik, Überwachung und Ergonomie,
- die Brandschutz-Analyse und die entsprechenden Maßnahmen,
- die Personalausbildung am originalgetreuen Simulator und die Nutzung der Betriebserfahrung mit dem Kernkraftwerk Bohunice, Block 3 und 4, und
- die Überprüfung der Störfallanalyse hinsichtlich ihrer Übereinstimmung mit der internationalen Praxis.



1 – Reaktordruckbehälter, 2 – Dampferzeuger, 3 – Belademaschine, 4 – Abklingbecken, 5 – Reaktorhalle, 6 – Speisewassersystem, 7 – Schutzhaube, 8 – Druckraum, 9 – Nasskondensator, 10 – Luftfallen, 11 – Frischluftanlage, 12 – Turbine, 13 – Kondensator, 14 – Speisewasserbehälter mit Entgaser, 15 – E- und Leittechnik

1– Reactor pressure vessel, 2 – Steam generator, 3 – Refuelling machine, 4 – Spent fuel pit, 5 – Reactor hall, 6 – Make-up feedwater system, 7 – Protective cover, 8 – Confinement system, 9 – Bubble condenser trays, 10 – Check valves, 11 – Air traps, 12 – Intake air unit, 13 – Turbine, 14 – Condenser, 15 – Feedwater tank with degasifier, 16 – Electrical instrumentation and control compartments

▲ Querschnitt durch das Maschinenhaus
Cross-section of the turbine building

Zu den Maßnahmen, die noch bis Ende 2001 realisiert werden sollen, gehören die

- Überprüfung der seismischen Aktivität des Standortes,
- Berücksichtigung von Ergebnissen aus der russischen Versuchsanlage in Elektrogorsk, wo Tests zum Nasskondensator-Containment durchgeführt werden,
- Komplettierung des Schutzes gegen Rohrleitungsbrüche unter hohem Druck,
- Fertigstellung der mehrkanaligen Ventilation für Haupt- und Notsteuerwarten,
- Komplettierung des Poststörfall-Überwachungssystems sowie

- PSA für die Anlage nach allen Ertüchtigungen und für den abgeschalteten Zustand.

Hinsichtlich der Erdbebengefährdung hat die Aufsichtsbehörde die Empfehlungen aus dem PHARE-Projekt und einer IAEO-Mission aufgegriffen und vom Betreiber eine Überprüfung bis Ende 2001 gefordert. Während des PHARE-Projekts konnten nicht alle Dokumente abschließend überprüft werden, z. B. die Analysen für auslegungsüberschreitende Ereignisse und entsprechende Betriebsprozeduren. Nach Umsetzung und Prüfung aller Maßnahmen werden die Empfehlungen der IAEO sowie die von RISKAUDIT aus dem Jahre 1994 erfüllt.

Grundsätzlich erfüllen die beiden Anlagen auch die westlichen kerntechnischen Standards. Einzelne Abweichungen wurden bei speziellen Fragen fest-

gestellt, zu denen es jedoch in den westlichen Ländern keine übereinstimmende Position gibt. Das Kernkraftwerk Mochovce erfüllt auch Sicherheitsanforderungen östlicher Länder, die höhere Anforderungen stellen als die einiger westlicher Länder, z. B. für die Reaktordruckbehälter-Integrität.

Das KKW Mochovce ist das erste in Ost- und Mitteleuropa fertiggestellte Kernkraftwerk vom WWER-Typ, das ein mit westlichen Standards vergleichbares Sicherheitsniveau erreicht hat. Es hat durchaus Beispielcharakter für andere Kraftwerke dieser Baulinie.

Die Entscheidung des Kraftwerksbetreibers, neben slowakischen, tschechischen und russischen auch erfahrene westliche Unternehmen, wie Framatome, Siemens oder EdF, einzubeziehen, hat maßgeblichen Anteil an der erreichten Qualität. Die bilaterale Zusammenarbeit mit der Schweiz, Deutschland und den USA hat die fachliche Kompetenz der Aufsichtsbehörde gestärkt. Die Europäische Kommission, die IAEO und auch der ständige Druck Österreichs haben die aufsichtlichen Tätigkeiten der Behörde wirksam unterstützt.

Literatur

/1/ Licensing related assessments of design and operational safety for VVER-213, (Mochovce units 1 and 2), Contract Phare SK/TSO/VVER/03, Final Report '99, RISKAUDIT Report n°311, December 1999 and the Executive Summary n° 314 January 2000

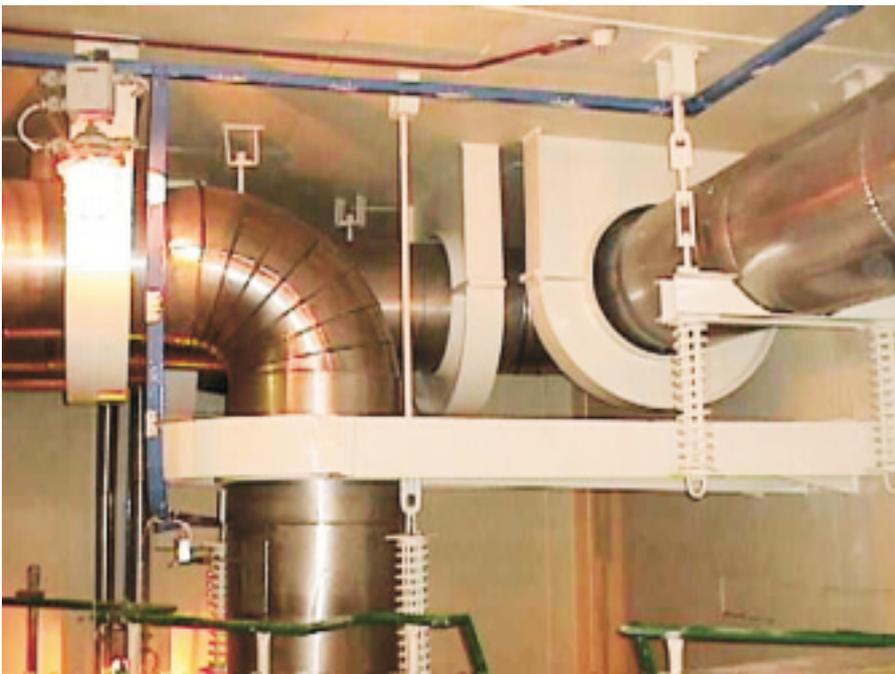
/2/ Safety of the Mochovce NPP in comparison with Western safety requirements, R. Janke, A. Amri, A. Duchac, J.-M. Mattei, A. Orden, A. Kereszturi, H. Schulz, H. Wolff, B. Mulka, Atomwirtschaft 2/2000, S. 87-93

The Slovak Mochovce Nuclear Power Plant in the Light of Western Safety Requirements

In 1993, Slovakia decided to complete Units 1 and 2 of the Mochovce Nuclear Power Plant according to Western safety standards. Loans by the European Bank for Reconstruction and Development and EURATOM were to be used for this purpose. These were bound to the condition of closing down the older Units 1 and 2 in Bohunice after commissioning.

After the negotiations had dragged on, among other things because of Austria's interventions, Slovakia did without these loans and started completion. The Western states thus lost their direct influence on the safety issues. But Slovakia wanted to implement the Western recommendations and commissioned Western producers with engineering services and supplies. The two plants were commissioned in 1998 and 1999.

In connection with the European PHARE programme it was examined whether the Western safety requirements are met. Italy (ANPA), Spain (Empresarios Agrupados), France (IPSN), Germany (GRS) and Hungary (KFKI AEKI) participated in this examination. /1/ /2/



▲ Erdbebenfestigkeit der Frischdampfleitungen im Containment

Stability of the main-steam lines in the containment during earthquakes

There are three basic generations of Russian pressurised water reactors (VVER-type), two VVER-440 and the VVER-1000. Mochovce belongs to the second VVER-440 generation. When construction began in 1984, not all safe-

ty characteristics met Western requirements. Deficiencies existed above all in the areas of safety demonstration, quality verification, the criterion relating to common-cause failures as well as the safety levels prevention and preventive

accident management. Furthermore, because of the long interruption of the construction work in the first half of the 90s, re-qualifications had to be carried out to exclude corrosion damage.

Starting out from a defence-in-depth concept, it was examined whether the protection levels had appropriate safety margins using internationally recognised safety criteria. On the basis of Western probabilistic studies and the operating experience, those scenarios were above all analysed which can lead to core melting under high pressure bypassing the containment or which can occur with the reactor being shut down.

It is to be demonstrated that the criterion of 10^{-5} per year and plant is met for the core meltdown frequency and that the risk profile is balanced. Although the analysis (level-1 PSA) for the current state of the plant had not been completed in 1999, this demonstration seems to be realistic. The analysis for the state prior to the improvement shows a core meltdown frequency per year and plant of 6.4×10^{-5} (with feed&bleed). The methodology applied sufficiently models the plant and corresponds to the state of the art.

The upgrading measures improved or removed the essential weaknesses. These were in particular

- the implementation of the break preclusion concept,
- the on-site emergency supply of the steam generators and procedures for secondary and primary feed&bleed,
- the demonstration of the effectiveness of the bubble condenser,
- the reliability of the instrumentation and control system,
- the improvement of diagnostics, monitoring and ergonomics,
- the fire protection analysis and the respective measures,
- the training of staff with a simulator in accordance with the original and the use of operating experience at the

Bohunice Nuclear Power Plant, Unit 3 and 4, and

- the review of accident analysis with respect to its compliance with international practice.

To those measures which are still to be implemented until the end of 2001 belong

- examination of the seismic activity of the site,
- consideration of results from the Russian test plant in Elektrogorsk where tests on the bubble condenser are carried out,
- completion of the protection against pipe breaks under high pressure,
- completion of the multi-channel ventilation for the main and emergency control room,
- completion of the post-accident monitoring system as well as
- PSA for the plant after all improvements and for the shutdown state.

Referring to the earthquake risk, the supervisory authority took up the recommendations from the PHARE project and an IAEA mission and required an audit by the operator until the end of 2001. During the PHARE project, not all documents could finally be examined, e. g. the analyses for beyond-design-basis events and the corresponding operational procedures. After implementation and examination of all measures, the IAEA recommendations as well as those of RISKAUDIT of 1994 are fulfilled.

Both plants generally also meet Western nuclear standards. Individual deviations were detected for special questions for which there is, however, no unanimous position in the Western countries. The Mochovce Nuclear Power Plant also meets the safety requirements of Eastern countries representing higher demands than those of some Western countries, e.g. for reactor pressure vessel integrity.

The Mochovce NPP is the first completed VVER nuclear power plant in Eastern and Central Europe which has reached a safety level which can be compared to Western standards. It has by all means

exemplary character for other nuclear power plants of this type.

The decision of the utility also to include experienced Western companies, like Framatome, Siemens or EdF in addition to Slovak, Czech and Russian firms has a decisive share in the quality achieved. The bilateral co-operation with Switzerland, Germany and the USA strengthened the expert competence of the supervisory authority. The European Commission, IAEA, and Austria's permanent pressure, too, effectively supported the supervisory activities of the authority.

R. Janke

References

/1/ Licensing related assessments of design and operational safety for VVER-213, (Mochovce units 1 and 2), Contract Phare SK/TSO/VVER/03, Final Report '99, RISKAUDIT Report n°311, December 1999 and the Executive Summary n° 314 January 2000

/2/ Safety of the Mochovce NPP in comparison with Western safety requirements, R. Janke, A. Amri, A. Duchac, J.-M. Mattei, A. Orden, A. Kereszturi, H. Schulz, H. Wolff, B. Mulka, Atomwirtschaft 2/2000, S. 87-93



Forschungsbetreuung

Research Management

Arbeiten für das BMWi

Projekträgerschaft und -begleitung

Die GRS – Projekträger des BMFT/BMBF/BMWi seit dem 1. August 1978 und seit dem 1. Januar 1998 beliehen – nimmt in ihrem Zentralbereich Forschungsbetreuung (FB) alle Aufgaben der Projektförderung zur Reaktorsicherheitsforschung des BMWi im Rahmen der Vorgaben des Ministeriums wahr. Diese Aufgaben beinhalten,

- an der Fortschreibung der Förderziele und -inhalte mitzuwirken,
- die Förderentscheidungen eigenverantwortlich zu treffen,
- die bewilligten Vorhaben fachlich und administrativ laufend zu kontrollieren und
- diese unter fachlichen und administrativen Gesichtspunkten abschließend zu bewerten.

Von der Projekträgerschaft ausgenommen sind die sogenannten Hausvorhaben des Ministeriums, insbesondere alle Forschungsvorhaben, die die GRS im Auftrag des BMWi durchführt. Über deren Förderung entscheidet das BMWi allein; die FB leistet dabei fachliche Unterstützung als Projektbegleiter.

1999 wurden von der FB ca. 110 Vorhaben mit einem Fördervolumen von etwa 40 Mio. DM für das BMWi betreut. Die FB hat diese Vorhaben in fachlichen Diskussionen mit deutschen und auch ausländischen Forschungseinrichtungen vorbereitet, inhaltlich auf Einhaltung der Bewilligungsbedingungen geprüft, im Rahmen der Projekträgerschaft die Förderent-

scheidung getroffen, die ordnungsgemäße Durchführung verfolgt und dokumentiert sowie die Ergebnisse daraufhin bewertet, ob die fachlichen Ziele erreicht wurden.

Die mit unabhängigen Experten besetzten Projektkomitees haben bei der Programm- und Vorhabensplanung eine wichtige Beratungsfunktion für die FB. Ihre fachlichen Empfehlungen werden von der FB in die späteren Förderentscheidungen einbezogen.

Internationale Zusammenarbeit

Die FB unterstützt das BMWi bei der forschungspolitischen und fachlichen Gestaltung seiner internationalen Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung.

Die bilaterale Zusammenarbeit des BMWi gründet sich auf Regierungs- und Ressortabkommen mit anderen Kernenergie nutzenden Ländern. Hervorzuheben ist die langjährige und enge Zusammenarbeit mit dem Commissariat à l'Énergie Atomique (CEA, Frankreich). Dabei geht es um gemeinsame Forschungsarbeiten zur Reaktorsicherheit und einen umfassenden Austausch wissenschaftlicher Ergebnisse. Die GRS und das Institut de Protection et de Sécurité Nucléaire (IPSN) liefern hierzu im Rahmen ihres Kooperationsabkommens wesentliche Beiträge.

Die FB unterstützt das BMWi, die mit den westlichen Partnerländern bestehenden Regierungsabkommen weiter fachlich auszugestalten. Sie leistet dies vor allem durch Vorbereitung, Verhandlung und Formulierung der Ausführungsverträge unter dem jeweiligen Rahmenvertrag der Bundesregierung.

Die in die achtziger Jahre zurückreichenden Beziehungen zu den mittel- und osteuropäischen Staaten und der Sowjetunion bzw. deren Nachfolgestaaten konnten bis Mitte der neunziger Jahre stetig ausgeweitet und fachlich vertieft werden. Dabei half die FB, die Regierungsvereinbarungen durch gemeinsame Projekte mit osteuropäischen Forschungseinrichtungen zu konkretisieren. Seit 1998 ist es das primäre Ziel, die bislang erzielten Forschungsergebnisse für die Verbesserung der Sicherheit von Kernkraftwerken russischer Konstruktion zu nutzen.

Das BMWi ist vertreten im Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) der Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD und im beratenden Programmausschuss für das 5. Rahmenprogramm der Europäischen Union. Für beide Lenkungsorgane leistet die FB dem Ministerium Zuarbeit, insbesondere durch fachliche Vorschläge zur Gestaltung gemeinsamer Arbeitsprogramme der internationalen Organisationen. Die FB initiiert und koordiniert die Umsetzung der Gremien-Beschlüsse in Deutschland.

Einen besonderen Status haben die experimentellen multinationalen Forschungsprojekte, die entweder auf der Basis bilateraler Verträge oder unter dem Dach internationaler Organisationen wie der OECD-NEA durchgeführt werden. Diese Projekte werden für Deutschland immer wichtiger, da ehemals weltweit bedeutende deutsche Großversuchsanlagen aufgrund der drastisch reduzierten staatlichen Mittel für die Reaktorsicherheitsforschung geschlossen und abgerissen werden mussten. Deutschland verfügt daher nur noch über wenige eigene Quellen für experimentelle Daten, die zur Weiterentwicklung und Validierung von Methoden der Sicherheitsbeurteilung nuklearer Anlagen benötigt werden.

Die internationalen Projekte, insbesondere solche mit finanzieller Beteiligung verschiedener Partner in Deutschland, stellen hohe Anforderungen an die Koordination und Vertragsverhandlung. In den Steuerungsgremien dieser Projekte vertritt die FB im Auftrag des BMWi die fachlichen und finanziellen Interessen Deutschlands. Beispiele hierfür sind das multinationale MACE/ACEX-Projekt unter Federführung des Electrical Power Research Institute (EPRI, USA) sowie die OECD-Projekte RASPLAV, Lower Head Failure (LHF) und das bis 2002 laufende 3-Jahresprogramm HALDEN. Die Vorbereitungen für das geplante CABRI-Projekt wurden mit deutschen Interessenten und der OECD bzw. dem IPSN ausführlich erörtert und weiter vorangetrieben. Mit einem positivem Abschluss der Verhandlungen kann in 2000 gerechnet werden.

Die Realisierungsmöglichkeiten einer Initiative der OECD-NEA, wichtige Großversuchseinrichtungen für zukünftige Forschungsarbeiten zu erhalten, wurden unter wissenschaftlichen und finanziellen Gesichtspunkten untersucht. Für den BMWi wurden daraufhin Entscheidungsvorlagen aufbereitet, die die zur Zeit laufende Diskussion über das OECD-NEA-Projekt zur Durchführung eines abgestimmten Versuchsprogramms zur Thermohydraulik an den Versuchsanlagen PANDA (Schweiz), PKL (Deutschland) und SPES (Italien) ausgelöst haben.

Die rasche Bearbeitung von Ad-hoc-Fragen in der internationalen Kooperation ist wesentlicher Bestandteil der Arbeiten für das BMWi. Hier kann die FB ihre in vielen Jahren gewachsenen Verbindungen zu den wissenschaftlichen Forschungseinrichtungen im Ausland einbringen.

Nationale Kontaktstelle für das EU-Forschungsprogramm EURATOM im Bereich Reaktorsicherheit

Die FB ist die nationale Kontaktstelle für die deutsche Wissenschaft im Bereich der europäischen Reaktorsicherheitsforschung.

Die Europäische Union hat ihrem 5. Rahmenprogramm für Forschung, technolo-

Art der Maßnahme <i>Kind of measure</i>	Gesamt (MEURO) <i>Total (MEURO)</i>
Leitaktion „Kernspaltung“ Key action “Nuclear Fission” <ul style="list-style-type: none"> ● Betriebssicherheit vorhandener Anlagen <i>Operational safety of existing installations</i> ● Sicherheit des Brennstoffkreislaufs <i>Safety of the fuel cycle</i> ● Sicherheit und Effizienz zukünftiger Systeme <i>Safety and efficiency of future systems</i> ● Strahlenschutz <i>Radiation protection</i> 	142
Generisch ausgerichtete FuE-Tätigkeiten Generic R&D <ul style="list-style-type: none"> ● Strahlenschutz und Gesundheit <i>Radiation protection and health</i> ● Radioaktive Stoffe in der Umwelt <i>Environmental transfer of radioactive material</i> ● Industrielle und medizinische Anwendungen von Strahlung und natürlichen Strahlenquellen <i>Industrial and medical uses and natural sources of radiation</i> 	39
Förderung der Infrastruktur Support of research infrastructures	10

▲ Forschungsthemen und Mittelausstattung des Programms EURATOM im 5. EU-Rahmenprogramm im Bereich Kernspaltung (ohne Fusionsforschung)

Topics of research and available means of the EURATOM programme in the 5th Framework Programme of the EU in the field of nuclear fission (without fusion research)

gische Entwicklung und Demonstration (1998-2002) ein anwendungs- und problemorientiertes Konzept zugrundegelegt. Sie verfolgt damit das Ziel, die Forschung auf solche Themen zu konzentrieren, die für die europäische Entwicklung innovations- oder gesellschaftspolitisch herausragende Bedeutung haben.

Der EURATOM-Vertrag wurde 1957 unterzeichnet. Bereits damals wurde den Sicherheitsfragen bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie eine hohe Bedeutung beigemessen. So wurde u.a. die Durchführung von Forschungsprogrammen durch die EU festgelegt. Das Pro-

gramm EURATOM im 5. EU-Rahmenprogramm umfasst neben der Fusionsforschung die Leitaktion Kernspaltung, generisch ausgerichtete FuE-Tätigkeiten sowie die Förderung von Infrastrukturen.

Die in einem detaillierten Arbeitsprogramm festgelegten Forschungsthemen werden von der Europäischen Kommission zeitlich versetzt ausgeschrieben. Ein Antrag muss die Beteiligung von Institutionen aus mindestens zwei EU-Mitgliedstaaten an dem Projekt nachweisen. Zu den Anträgen geben Gutachter aus den Mitgliedstaaten ein Votum ab. Der zuständige Programmausschuss nimmt zu dem

Gutachtertvetum abschließend Stellung. Bei positiver Bewertung werden die Projektkosten mit bis zu 50 % (Hochschulen 100 %) von der EU bezuschusst.

Beratung deutscher Antragsteller durch die nationale Kontaktstelle in der GRS

Die nationalen Kontaktstellen in Europa haben die Aufgabe, über Einzelheiten des 5. EU-Forschungsprogramms zu informieren und Interessierte zu beraten. In Deutschland wird diese Aufgabe von den Projektträgern der Bundesministerien wahrgenommen. Für den Bereich Reaktorsicherheit im EU-Programm EURATOM wurde diese Aufgabe der GRS als Projektträger des BMWi für Reaktorsicherheitsforschung übertragen. Mit dem Ziel, möglichst viele deutsche Forschungsinstitutionen am EU-Programm zu beteiligen, stellt die GRS frühzeitig durch Rundschreiben oder Internet einem breiten deutschen Interessentenkreis Informationen über die Programminhalte, die Ausschreibungstermine und sonstige aktuelle Entwicklungen bereit. Die laufend aktualisierten Informationen sind

unter der Internetadresse <http://www.grs.de/grseukontakt.htm> abrufbar.

Auswertung von EU-Ausschreibungen

Die Auswertung der Ergebnisse von EU-Ausschreibungen hinsichtlich des Mittelrückflusses nach Deutschland stellt einen weiteren Arbeitsschwerpunkt der FB dar. Von den bereitgestellten EU-Fördermitteln flossen im Bereich Kernspaltung im 4. Rahmenprogramm ca. 25 % der Mittel nach Deutschland zurück. Dies ist eine außerordentlich hohe Rückflussquote im Vergleich zu anderen Förderbereichen der EU. Hier dokumentiert sich eindrucksvoll die hohe fachliche Kompetenz der deutschen Forschungseinrichtungen. Die 1. Ausschreibung im 5. Rahmenprogramm ergab ebenfalls eine vergleichsweise hohe Mittelrückflussquote von nahezu 25 % der vergebenen 24,6 Mio. DM.

Arbeiten für das BMU

Die GRS ist Projektträger des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und

Reaktorsicherheit (BMU) für die Umsetzung seines Hilfsprogramms „Kerntechnische Sicherheit in den mittel- und osteuropäischen Ländern und den neuen unabhängigen Staaten“. Nachdem 1999 die letzten Zollprobleme in Russland gelöst werden konnten, wurden die Lieferungen der Systeme für Überwachung und zerstörungsfreie Prüfung für das Kernkraftwerk Balakowo im April 1999 mit der Eigentumsübergabe abgeschlossen. Im Oktober 1999 wurde in einem Abschlussgespräch in Balakowo die erfolgreiche Inbetriebnahme der Systeme festgestellt.

Weiterhin veranlasst die GRS die Auswertung der Ergebnisse ausgewählter, vom BMWi geförderter Forschungsarbeiten zur Reaktorsicherheit hinsichtlich ihrer Bedeutung für Genehmigung, Aufsicht und das geltende kerntechnische Regelwerk. Die Auswertungen wurden Behörden, Kraftwerksbetreibern und anderen interessierten Institutionen zur Verfügung gestellt. Am 01.11.1999 wurde mit den vorbereitenden Arbeiten für die Ausschreibung begonnen, die die Auswertung von 20 ausgewählten Forschungsberichten zum Inhalt hat.

Research Management

Work Performed for BMWi

Project sponsorship and assistance

GRS – project sponsor of the BMFT/BMBF/BMWi since 1st August 1978 and authorised project sponsor since 1st January 1998 – performs all tasks of project sponsorship in the Research Management Division related to reactor safety research within the scope of the standards of the ministry. These tasks include the following:

- participation in the continuous development of the objectives of sponsorship and their contents,
- taking of decisions on grants autonomously,
- continuous technical and administrative control of the granted projects, and

- final assessment of the projects from a technical and administrative point of view.

The so-called home projects of the ministry, in particular all research projects performed by GRS under contract to BMWi are excluded from project sponsorship. On their sponsorship, solely the BMWi takes the decision and Research Management Division provides technical support as project assistant.

In 1999, the Research Management Division managed about 110 projects with a total grant volume of approx. 40 Mio. DM for the BMWi. The Research Management Division prepared these projects in technical discussions with German and foreign research institutions, checked them in content with regard to compliance with the granting conditions of the BMWi, took decision on grants within the framework of its sponsorship, controlled and

documented their orderly performance, and judged the results with regard to whether the technical aims were reached.

The project committees, consisting of independent experts, play an important role as advisor to the Research Management Division with regard to the planning of the programmes and projects. Their recommendations are taken into account for decisions on grants.

International co-operation

The Research Management Division assists the BMWi in the organisation and performance of its international co-operation with regard to R&D policies and technical matters in the field of reactor safety research.

The bilateral co-operation of BMWi is based upon governmental and interde-



◀ Kernkraftwerk Balakowo (Russland)
Balakovo Nuclear Power Plant (Russia)



Geräteübergabe an das Kernkraftwerk Balakowo (Russland) ▶
v. l. n. r.: A. Pawlenko (Diaprom/Diobas), V. Golowanow (Rosenergoatom), Dr. J. Wolf (BfS), W. Schmülling (GRS), A. Semiakin (KKW Balakowo), Dr. I. Koban (Siemens AG)

Handover of equipment to the Balakovo NPP (Russia) from left to right: A. Pawlenko (Diaprom/Diobas), V. Golowanow (Rosenergoatom), Dr. J. Wolf (BfS), W. Schmülling (GRS), A. Semiakin (Balakovo NPP), Dr. I. Koban (Siemens AG)

partmental agreements concluded with other countries exploiting nuclear energy. Particular emphasis is to be placed on the close co-operation with the Commissariat à l'Energie Atomique (CEA, France), which includes joint research activities related to reactor safety and an extensive exchange of scientific results. GRS and the Institut de Protection et de Sécurité Nucléaire (IPSN) greatly contribute to it within the framework of their co-operation agreement.

The Research Management Division assists the BMWi in the technical specification of the governmental agreements with the Eastern partner countries. This is realised, above all, by preparation, negotiation and formulation of execution contracts under the respective general agreement of the Federal Government.

The relations with the Central and East-European states and the Soviet Union or its successor states respectively going back to the eighties have continuously been intensified and deepened from a technical point of view. In this respect, the Research Management Division assisted in substantiating the governmental agreements by joint projects with East-European research institutions. Since

1998, it has been the primary objective to use the research results achieved until now for the improvement of the safety of nuclear power plants of Russian design.

The BMWi is represented in the Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) of the Nuclear Energy Agency (NEA) of the OECD and in the Programme Advisory Committee for the 5th Framework Programme of the European Union. For both steering committees, the Research Management Division assists the ministry, especially by technical proposals with regard to the performance of joint work programmes of the international organisations. The Research Management Division initiates and co-ordinates the implementation of the decisions of the committees in Germany.

The experimental multi-national research projects have a special status. They are either carried out on the basis of bilateral agreements or under the umbrella of international organisations such as the OECD-NEA. These projects gain more and more importance for Germany, since the German large-scale test facilities, which formerly have been of international importance, had to be shut down or dismantled owing to drastically reduced

governmental funds for the reactor safety research. Therefore, there are only a few own sources available to Germany required for the upgrading and validation of methods for the safety assessment of nuclear installations.

The international projects make high demands on the co-ordination and negotiation of the contracts, especially those with financial participation of different partners in Germany. In the steering committees of these projects, the Research Management Division safeguards the interests of Germany on behalf of the BMWi from a technical and a financial point of view. Examples are the multi-national MACE/ACEX project headed by the Electrical Power Research Institute (EPRI, USA) as well as the OECD projects RASPLAV, Lower Head Failure (LHF) and the 3-years programme HALDEN, running until 2002. The preparations for the planned CABRI-project has been discussed in detail with German interested parties and the OECD or IPSN respectively and promoted. A positive conclusion of the negotiations can be expected for the year 2000.

The possibilities to realise an initiative of the OECD-NEA to maintain large-scale test facilities for future research activities

have been examined from a scientific and financial point of view. On the basis of this, proposals on decisions were drafted for the BMWi which initiated the current discussions on the OECD-NEA project for the performance of an agreed test programme on thermal-hydraulics at the test facilities PANDA (Switzerland), PKL (Germany) and SPES (Italy).

The fast solution of ad-hoc questions in international co-operation is an essential part of the work for the BMWi. Here, the Research Management Division can bring in its relations with scientific research institutions abroad established over many years.

National contact point of the EU research programme EURATOM in the field of nuclear safety

The Research Management Division constitutes the national contact point for the German science community in the field of European reactor safety research.

The European Union based its 5th Framework Programme for research, technological development and demonstration (1998-2002) on a user- and problem-oriented concept. By this, it pursues the aim to concentrate research on such topics which are of great importance for the development in Europe in view of innovation or socio-political aspects.

The EURATOM contract was signed in 1957. Already at that time, great importance was attached to safety-related questions in connection with the peaceful use of nuclear energy. So, for example, the performance of research programmes has been stipulated by the EU. The programme EURATOM in the 5th Framework Programme of the EU covers, besides fusion research, the key action nuclear fission, generic R&D activities and the support for research infrastructures.

The topics of research, defined in a detailed work programme, are put out on tender by the European Commission with time displacements. A tender has to demonstrate that institutions of at least two EU

member states participate in the project. Experts from the member states cast their vote on the tenders. The competent programme committee gives a final statement on the votes of the experts. In case of positive judgement, the project costs are subsidised by the EU with up to 50 % (universities 100 %).

Advising German applicants through the national contact point at GRS

The task of the national contact points in Europe is to provide information on details of the EU's 5th Research Programme and to advise interested parties. In Germany, this function is fulfilled by the project sponsors of the Federal ministries. For the area of reactor safety within the framework of the EU's EURATOM programme, this task was given to GRS in its function as the BMWi's project sponsor for reactor safety research. With the aim to involve as many German research institutions as possible in the EU programme, GRS provides early information – by circulars or on special internet pages – to a wider circle of interested parties in Germany, e. g. about the contents of the programme, the deadlines for bidding, and other topical developments. This information is frequently updated and can be found under <http://www.grs.de/grseukontakt.htm>.

Evaluation of Calls for Tender by the EU

The evaluation of the results of Calls for Tender by the EU with regard to funds flowing back to Germany is another focus of the work of the Research Management Division. Of the EU funds provided, about 25 % flowed back to Germany in the field of nuclear fission of the 4th Framework Programme. This is an extraordinarily high return rate compared with other sponsorship areas of the EU. This documents in an impressive manner the high technical competence of the German research institutions. The 1st Call for Tender within the 5th Framework Programme also resulted in a similarly high return rate of funds of almost 25 % of the spent DM 24.6 m.

Work performed for the BMU

GRS is project sponsor acting in behalf of the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU) in connection with its assistance programme "Nuclear Safety in the Countries of Central and Eastern Europe and the Newly Independent States". After the last customs problems in Russia were solved in 1999, the systems for monitoring and non-destructive testing delivered to the Balakovo NPP finally passed into the ownership of the aforementioned plant in April 1999. In October 1999, it could be confirmed in final talks at Balakovo that the systems had successfully been made operational.

Furthermore, GRS arranges for the evaluation of the results of selected BMWi-sponsored research activities on nuclear safety with regard to their relevance to licensing, supervision, and the current nuclear regulations. The evaluation results were made available to authorities, utilities and other interested institutions. On November 1, 1999, preparatory work was started for a call for tenders concerning the evaluation of 20 selected research reports.

P. Erlenwein

Geschäftsstelle SFK/TAA

SFK/TAA General Secretariat



▲ Mitglieder der Störfall-Kommission; Vorsitzender: Prof. Jochum (1. v. r. vorne); Stellvertretende Vorsitzende: Dr. Heinz (5. v. r. vorne), Prof. Schulz-Forberg (7. v. r. vorne) und Dr. Darimont (5. v. r. hinten)

Members of the Accident Commission; Chairman: Prof. Jochum (1st from the right, front); Deputy Chairs: Dr. Heinz (5th from the right, front), Prof. Schulz-Forberg (7th from the right, front) and Dr. Darimont (5th from the right, back)

Störfall-Kommission (SFK)

Die Störfall-Kommission berät die Bundesregierung in Fragen der Anlagensicherheit und der Störfallvorsorge (§ 51a des BImSchG). Unter der Leitung ihrer Vorsitzenden, Frau Prof. Stephan, tagte die SFK 1999 dreimal. Im Oktober ging ihre zweite Berufungsperiode zu Ende. Die beratenen Sachverhalte bezogen sich schwerpunktmäßig auf folgende Themenbereiche:

- Bediensicherheit,
- Auswertung sicherheitstechnisch bedeutsamer Ereignisse (Daten),

- Dennoch-Störfälle,
- Sicherheitsmanagement-Systeme,
- Schadstoffe (Luft, Wasser),
- Toxikologie von Schadstoffen,
- Ermittlung des Standes der Sicherheitstechnik,
- Umsetzung der Seveso-II-Richtlinie,
- Wasserstoff-Technologie.

Zum Ende ihrer zweiten Berufungsperiode hat die SFK folgende Berichte verabschiedet und veröffentlicht:

- SFK-GS-17
Teilbericht: Zusammenstellung und Interpretation der bisher bekannten lufthygienischen Grenz-, Richt-, Orientierungs- und Toxizitätswerte
- SFK-GS-18
Bericht: Orientierende Beurteilung von Gewässerunfällen
- SFK-GS-19
Bericht: Arbeitskreis Bediensicherheit
- SFK-GS-20
Bericht: Erfassung und Auswertung sicherheitsbedeutsamer Ereignisse – Anwendung des Konzepts des Arbeitskreises „Daten“ in der Erprobungsphase
- SFK-GS-21
Abschlussbericht: Erarbeitung eines Vorschlages für einen Thesaurus zur Deskribierung von Meldungen über Störungen des bestimmungsgemäßen Betriebs von verfahrenstechnischen Anlagen
- SFK-GS-22
SFK-Jahresbericht 1998
- SFK-GS-23
Leitfaden für die Darlegung eines Konzeptes zur Verhütung von Störfällen gem. Artikel 7 i.V.m. Anhang III der Seveso-II-Richtlinie des Arbeitskreises Management-Systeme der SFK
- SFK-GS-24
Leitfaden für die Darlegung eines Konzeptes zur Verhütung von Störfällen und ein Sicherheitsmanagementsystem gem. Artikel 9 Abs. 1a i. V. m. Anhang III der Seveso-II-Richtlinie des Arbeitskreises Management-Systeme der SFK

- SFK-GS-25
Sicherheitsmanagementsysteme – Aufbereitung der Stoffsammlung des Arbeitskreises Management-Systeme der SFK
- SFK-GS-26
Abschlussbericht: Schadensbegrenzung bei Dennoch-Störfällen – Empfehlungen für Kriterien zur Abgrenzung von Dennoch-Störfällen und für Vorkehrungen zur Begrenzung ihrer Auswirkungen
- SFK-GS-28
Bericht: Konzept zur Begründung der Konzentrationsleitwerte im Störfall des Arbeitskreises Schadstoffe (Luft) der SFK

Mit der konstituierenden Sitzung am 13. Oktober 1999 begann die dritte Beru- fungsperiode. Als ihren neuen Vorsitzen- den hat die SFK Herrn Prof. Dr. Jochum, Gerling Risiko Consulting GmbH, ge- wählt, zu seinen Stellvertretern Herrn Dr. Darimont, Hessisches Umweltminis- terium (HMULF), Herrn Dr. Heins, Indus- triegewerkschaft Bergbau, Chemie , Energie (IG BCE), und Herrn Prof. Dr. Schulz-Forberg, Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM).

Die auf dieser Sitzung eingerichtete Ad- hoc-Gruppe PROGRAMM wurde beauf-

tragt, Vorschläge für die Themen der SFK in der 3. Beru- fungsperiode zu erarbei- ten. Diese wurden auf der 1. Arbeitssit- zung im Januar 2000 diskutiert.

Technischer Ausschuss für Anlagensicherheit (TAA)

Der Technische Ausschuss für Anlagen- sicherheit berät die Bundesregierung in Sicherheitsfragen verfahrenstechnischer Anlagen (§ 31a BImSchG). Er hat 1999 insgesamt viermal getagt. Davon fielen die beiden ersten Sitzungen noch in die zweite Beru- fungsperiode. Auf der dritten Sitzung konstituierte sich die neuberu- fene TAA für die dritte Beru- fungsperiode.

Der TAA wählte Herrn Dir. und Prof. Dr. Pfeil, Bundesanstalt für Materialfor- schung und -prüfung (BAM), zum seinem Vorsitzenden, zu seinem Stellvertreter Herrn Dr. Römer, BASF AG.

Auf seiner 17. Sitzung am 21. April 1999 hat der TAA folgende Technische Regeln verabschiedet:

- die Technische Regel für Anlagensicherheit (TRAS 110) „Sicherheitstechnische Anforderungen an Ammoniak-Kälteanlagen“, Fassung April 1999, und
- die Technische Regel für Anlagensicherheit (TRAS 410) „Erkennen und

Beherrschen exothermer chemischer Reaktionen“, Fassung April 1999.

Diese wurden vom BMU gemäß § 31a Abs. 4 BImSchG den für die Anlagensicherheit zuständigen Landesbehörden mit Frist bis Ende des Jahres 1999 zur Anhörung zugeleitet.

Weiterhin hat der TAA den Jahresbericht 1998 (TAA-GS-19) und den Leitfadensachverständige nach § 29a Abs. 1 BImSchG (TAA-GS-20) verabschiedet.

Die neuen Vorsitzenden von SFK und TAA vereinbarten, die Zusammenarbeit beider Gremien in der dritten Beru- fungsperiode zu intensivieren.

Geschäftsstelle

Die Geschäftsstelle nimmt seit Februar 1992 die Führung der Geschäfte von TAA und SFK wahr. Ihre Arbeitsgrundlage ist ein zwischen dem Umweltbundesamt und der GRS geschlossener Vertrag. Sie ist bei der GRS in Köln angesiedelt. Sie unterstützt die Kommission und den Ausschuss sowie deren zur Zeit tätige 17 Untergremien fachlich und administrativ. Dazu gehört auch die Betreuung des neuen gemeinsamen Internet-Auftritts von SFK und TAA mit der Adresse: <http://www.sfk-taa.de>.

SFK/TAA General Secretariat

Accident Commission (SFK)

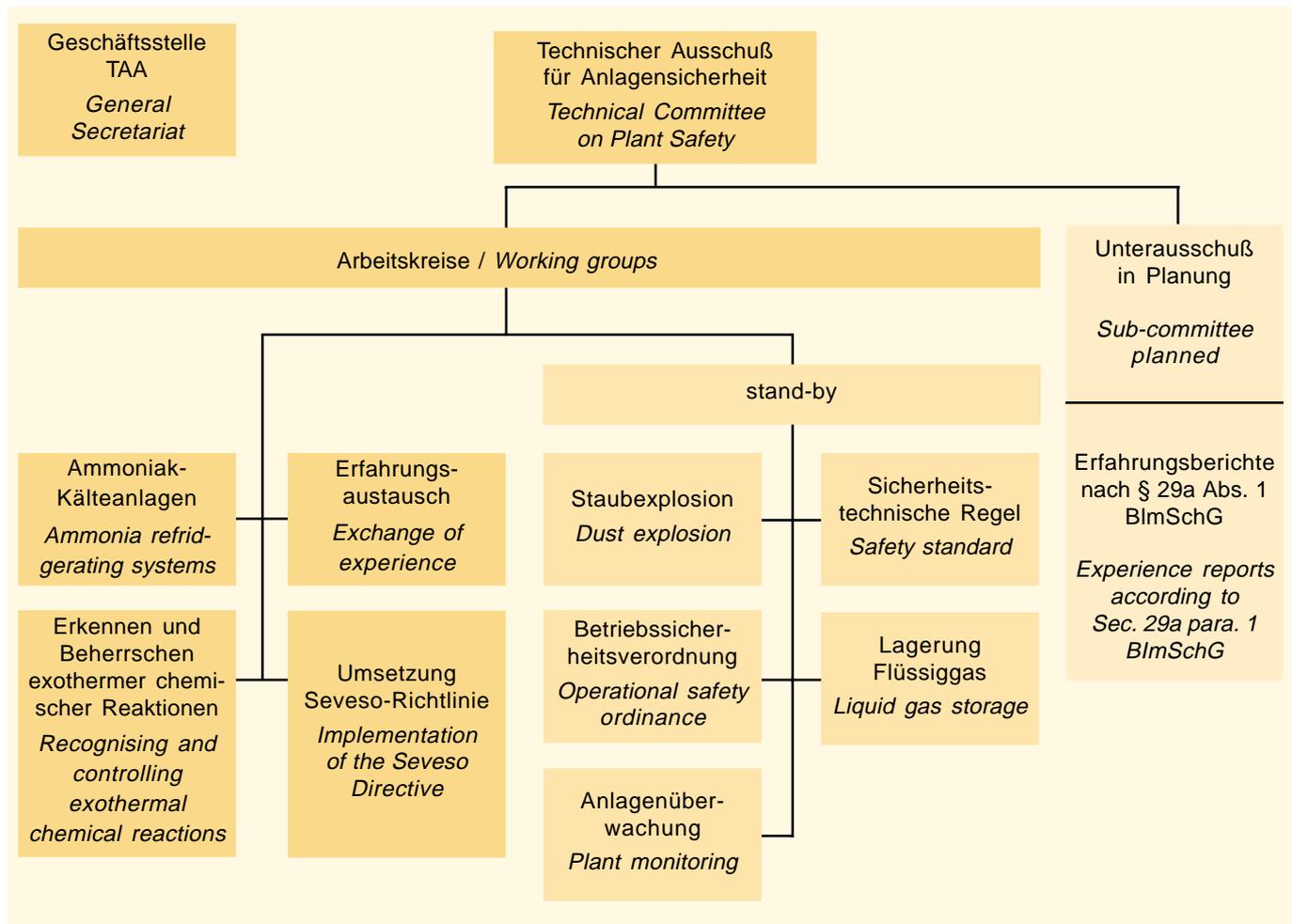
The Accident Commission advises the Federal Government on issues of plant safety and accident precaution (Section 51a of BImSchG). Chaired by Prof. Stephan, the SFK convened three times in 1999. In October, its second period of office came to an end. The issues that were discussed were mainly related to the following topic areas:

- operating safety,

- evaluation of safety-significant events (data),
- nevertheless-accidents,
- safety management systems,
- contaminants (air, water),
- toxicology of contaminants,
- determination of the state of the art in safety engineering,
- implementation of the Seveso II Directive,
- hydrogen technology.

Towards the end of its second period of office, the SFK passed and published the following reports:

- SFK-GS-17
Teilbericht: Zusammenstellung und Interpretation der bisher bekannten lufthygienischen Grenz-, Richt-, Orientierungs- und Toxizitätswerte
- SFK-GS-18
Bericht: Orientierende Beurteilung von Gewässerunfällen
- SFK-GS-19
Bericht: Arbeitskreis Bediensicherheit



▲ Organisation des TAA, Stand: Dezember 1999

Organisation of Technical Committee on Plant Safety (TAA). Status: December, 1999

- SFK-GS-20
Bericht: Erfassung und Auswertung sicherheitsbedeutsamer Ereignisse – Anwendung des Konzepts des Arbeitskreises „Daten“ in der Erprobungsphase
- SFK-GS-21
Abschlussbericht: Erarbeitung eines Vorschlages für einen Thesaurus zur Deskribierung von Meldungen über Störungen des bestimmungsgemäßen Betriebs von verfahrenstechnischen Anlagen
- SFK-GS-22
SFK-Jahresbericht 1998
- SFK-GS-23
Leitfaden für die Darlegung eines Konzeptes zur Verhütung von Störfällen gem. Artikel 7 i.V.m. Anhang III der Seveso-II-Richtlinie des Arbeitskreises Management-Systeme der SFK
- SFK-GS-24
Leitfaden für die Darlegung eines Konzeptes zur Verhütung von Störfällen und ein Sicherheitsmanagementsystem gem. Artikel 9 Abs. 1a i.V.m. Anhang III der Seveso-II-Richtlinie des Arbeitskreises Management-Systeme der SFK
- SFK-GS-25
Sicherheitsmanagementsysteme – Aufbereitung der Stoffsammlung des Arbeitskreises Management-Systeme der SFK
- SFK-GS-26
Abschlussbericht: Schadensbegrenzung bei Dennoch-Störfällen – Empfehlungen für Kriterien zur Abgrenzung von Dennoch-Störfällen und für Vorkehrungen zur Begrenzung ihrer Auswirkungen
- SFK-GS-28
Bericht: Konzept zur Begründung der Konzentrationsleitwerte im Störfall des Arbeitskreises Schadstoffe (Luft) der SFK

With the constituent meeting on October 13, 1999, the third period of office began. The SFK elected Prof. Dr. Jochum, Gerling Risiko Consulting GmbH, as its new chairman and Dr. Darimont, Hesse Environment Ministry (HMULF),

Dr. Heins, Industriegewerkschaft Bergbau, Chemie, Energie (IG BCE), and Prof. Dr. Schulz-Forberg, Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) as deputy chairmen.

The ad-hoc working group PROGRAMME set up at this meeting was given the task to work out proposals for the topics to be addressed by the SKF during its third period of office. These proposals were discussed at the first meeting in January 2000.

Technical Committee on Plant Safety (TAA)

The Technical Committee on Plant Safety (TAA) advises the Federal Government on safety issues relating to process-based industrial plants (Section § 31a BImSchG). In 1999, it convened four times. The first two meetings took place during the second period of office. The third meeting was the constituent meeting of the newly appointed TAA and the third period of office.

The TAA elected Director and Prof. Dr. Pfeil, Bundesanstalt für Materialforschung und -prüfung (BAM) as chairman and Dr. Römer, BASF AG, as deputy.

At its 17th meeting on April 21, 1999, the TAA passed the following Technical Standards:

- Technical Standard on plant safety (TRAS 110) „Sicherheitstechnische Anforderungen an Ammoniak-Kälteanlagen“, issued April 1999, and
- Technical Standard on plant safety (TRAS 410) „Erkennen und Beherrschen exothermer chemischer Reaktionen“, issued April 1999.

In accordance with Section 31a para. 4 BImSchG, these were sent by the BMU to the *Länder* authorities responsible for plant safety; these had the opportunity to raise any objections they might have had until the end of 1999.

Furthermore, the TAA passed its Annual Report 1998 (TAA-GS-19) as well as the Authorised Experts Guideline according to Section 29a para. 1 BImSchG (TAA-GS-20).

The new chairmen of SFK and TAA have agreed to intensify co-operation between the two committees during the third period of office.

General Secretariat

The General Secretariat has been looking after the affairs of TAA and SFK since 1992. Its work is footed on an agreement concluded between the Federal Environmental Agency and GRS. It was set up on the premises of GRS Cologne and provides technical and administrative support for the Commission and the Committee as well as for their 17 currently active subcommittees. This also includes looking after the new common internet pages of SFK and TAA to be found under: <http://www.sfk-taa.de>.

U. Otto

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV)

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EEIG)

GRS und IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) begannen 1989 gemeinsam, die Sicherheit von Reaktoren sowjetischer Bauart zu untersuchen. Die Arbeiten konzentrierten sich auf die damals noch im Betrieb oder im Bau befindlichen Reaktoren in Greifswald und Stendal.

Der Beginn der europäischen Unterstützungsprogramme für die Länder Osteuropas und die verstärkte Zusammenarbeit zwischen GRS und IPSN veranlassete die beiden Organisationen, 1992 das Tochterunternehmen RISKAUDIT zu gründen. Es hat seinen Sitz in Fontenay-aux-Roses bei Paris unter dem Dach von IPSN. RISKAUDIT beschäftigt dort neun Mitarbeiter, fünf des IPSN und vier der GRS.

In den meisten Ländern Osteuropas existieren erst seit einigen Jahren Aufsichts- und Genehmigungsbehörden mit deren zugeordneten technischen Sicherheitsorganisationen (Technical Safety Organisations, TSOs), die sich noch im Status des Aufbaus befinden. RISKAUDIT hat in diesem Zusammenhang folgende Aufgaben übernommen:

1. Die Behörden und TSOs sollen bei ihrem Auftrag, die Sicherheit kerntechnischer Anlagen zu verbessern, in allen Fragen der Anlagentechnik unterstützt werden. Priorität hat die Bewertung der Sicherheit von in Betrieb befindlichen WWER-Reaktoren und die Überprüfung der von den Betreibern vorgeschlagenen Verbesserungen.
2. Die Regeln und Richtlinien für die Sicherheitsanalyse westlicher Druckwasserreaktoren sollen den WWER-Reaktoren angepasst und Experten vor Ort ausgebildet werden.

3. Transfer von Wissen und Methodik, um langfristig eine „Sicherheitskultur“ in diesen Ländern zu etablieren.

Für diese Aufgaben setzt RISKAUDIT in erster Linie Experten von IPSN und GRS ein, arbeitet aber darüber hinaus noch mit sieben weiteren TSOs aus Belgien, Italien, Spanien, den Niederlanden, England, Schweden und Finnland zusammen.

Bereits 1993 hatten sich mit Zustimmung der Europäischen Kommission (EK)

Die Mitglieder der TSOG: *The members of the TSOG:*

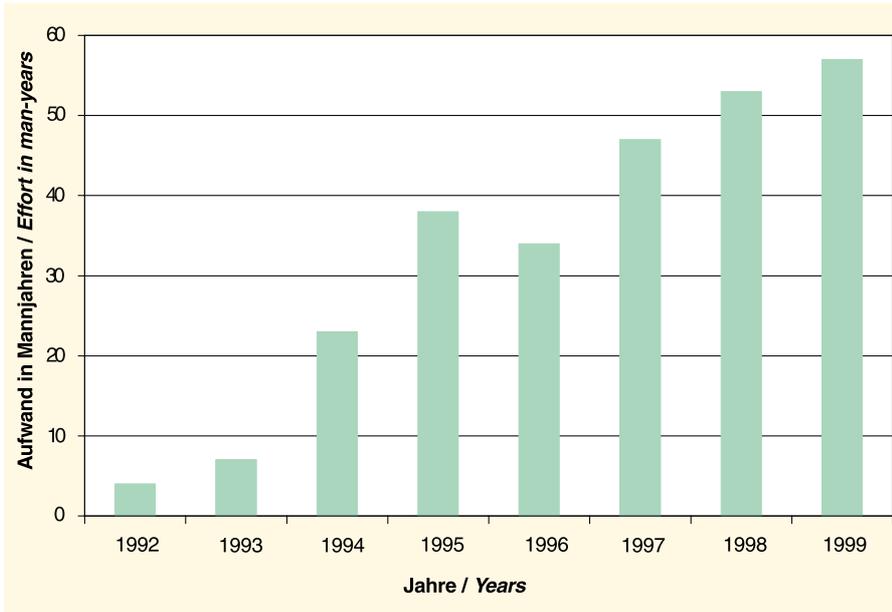
- Agenzia Nazionale per la Protezione dell'Ambiente (ANPA), Italien / *Italy*
- Association Vinçotte Nuclear (AVN), Belgien / *Belgium*
- Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), Spanien / *Spain*
- Health and Safety Executive (HSE), Großbritannien / *Great Britain*
- Swedish International Project Nuclear Safety (SIP), Schweden / *Sweden*
- Radiation and Nuclear Safety Authority (STUK), Finnland / *Finland*
- Ministerie van Sociale Zaken en Werkgelegenheid (SZW), Kernfysische Dienst (KFD), Niederlande / *Netherlands*
- Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), Frankreich / *France*
- Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS), Deutschland / *Germany*

TSOs aus der EU zu einer Technical Safety Organisation Group (TSOG) zusammengeschlossen. 1999 hat die Generaldirektion Umwelt der EK eine neue TSOG gegründet. Sie hat für die Generaldirektion Umwelt beratende Funktion und ist für die Abstimmung und Koordination zwischen den Mitgliedsorganisationen bei deren technischer Unterstützung der östlichen Sicherheitsbehörden und deren TSOs zuständig. Die TSOG berät die Generaldirektion bei der Definition der Phare- und Tacis-Programme, aus denen der größte Teil des RISKAUDIT-Auftragsvolumens stammt. Die EK stellt den Vorsitzenden und das Sekretariat der TSOG.

GRS und IPSN werden in der TSOG durch RISKAUDIT vertreten. Darüber hinaus arbeitet RISKAUDIT in der Regulatory Assistance Management Group (RAMG) mit und hat insbesondere den Transfer von Wissen und Methoden übernommen, der zur Etablierung einer „Sicherheitskultur“ beitragen soll.

Im Auftrag der französischen und deutschen Behörden koordiniert RISKAUDIT verschiedene Aktivitäten, um einen neuen regulatorischen Rahmen für die Reaktorsicherheit in Osteuropa zu schaffen.

Finanziert werden die Projekte von RISKAUDIT vornehmlich über Verträge mit der Europäischen Kommission im Rahmen der Programme TACIS und PHARE zur Unterstützung der Länder Osteuropas und der ehemaligen Sowjetunion oder über Verträge mit der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE). RISKAUDIT arbeitet in den Ländern Armenien, Bulgarien, Litauen, Russland, Slowakische Republik, Tschechische Republik, Ukraine, Ungarn und Weißrussland.



▲ Zeitliche Entwicklung der von RISKAUDIT verfolgten Projekte in Mannjahren
Development over time of projects pursued by RISKAUDIT in man-years

Aufgrund der großen Anzahl der Kernkraftwerke und des Umfangs der Arbeiten für Russland und die Ukraine haben GRS und IPSN vor mehreren Jahren in Moskau und Kiew technische Büros eröffnet. Dort arbeiten Teams französischer, deutscher und russischer bzw. ukrainischer Ingenieure. Diese Büros werden von RISKAUDIT geleitet.

Unterstützung der ukrainischen Sicherheitsbehörde SNRA

Grundlage für die Arbeiten von RISKAUDIT in der Ukraine ist das „Memorandum of Understanding“ vom Dezember 1995, das die ukrainische Regierung, die G7-Staaten und die EU unterzeichnet haben. Das Memorandum verfolgt primär das Ziel, das Kernkraftwerk Tschernobyl bis zum Jahre 2000 abzuschalten. Als Ersatz ist vorgesehen, zwei WWER-Reaktoren bei Khmelnitzki und Rowno (K2/R4) mit einer elektrischen Leistung von je 1 000 MW fertig zu stellen. Der Weiterbau dieser beiden Reaktoren ist seit 1991 aus finanziellen Gründen eingestellt.

Bereits seit 1995 arbeitet RISKAUDIT an der Umsetzung des Memorandums mit,

so im Rahmen umfangreicher Projekte zum Bau notwendiger Entsorgungsanlagen für die stillgelegten Blöcke 1 bis 3 des Kernkraftwerks Tschernobyl. Parallel dazu wurden von RISKAUDIT umfassende Studien zur Unterstützung von SNRA bei der Auswertung der Modernisierungsprogramme für K2/R4 erarbeitet. Die Entscheidung über die Finanzierung des Weiterbaus dieser beiden Reaktoren steht noch aus.

Shelter Implementation Plan

In diesem Projekt, das der Modernisierung des Sarkophags um den Block 4 des Kernkraftwerks Tschernobyl (Shelter Implementation Plan, SIP) dient und von der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE) finanziert wird, arbeiten RISKAUDIT und ihr amerikanischer Partner Scientech zusammen. Die Überreste des Reaktors wurden nach dem Unfall in großer Eile unter extremen technischen und radiologischen Bedingungen durch einen Schutzmantel (Sarkophag) von der Umwelt abgeschirmt. Er verfällt schneller als angenommen, seine Dichtheit und seine Stabilität bereiten zunehmend Probleme. RISKAUDIT bewertet zusammen mit GRS, IPSN und

Scientech die damit verbundenen Risiken. Dabei handelt es sich insbesondere um Einsturzgefahren und nukleare Reaktionen in den brennstoffhaltigen Rückständen. Darüber hinaus werden Risiken durch externe Einflüsse wie Erdbeben und Sturm untersucht.

Maßnahmen im Zusammenhang mit der Stilllegung der Blöcke 1, 2 und 3 des Kernkraftwerks Tschernobyl

Dieses Projekt beinhaltet die Sicherheitsüberprüfungen der geplanten Anlagenneubauten und Nachrüstung von Einrichtungen, die durch die Stilllegung der Reaktorblöcke erforderlich sind:

- Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente,
- Anlage zur Aufbereitung von flüssigem radioaktivem Abfall,
- Wiedergewinnungsanlage für schwach- und mittelaktive Feststoffe,
- Anlage zur Sortierung und Weiterverarbeitung von schwach- und mittelaktiven Feststoffen,
- Oberirdisches Lager für kurzlebigen schwach- und mittelaktiven Abfall.

Die im Rahmen dieses Projekts mit der EU ausgehandelten und abgestimmten Arbeitsaufträge, die sogenannten Work Orders, beschreiben die technischen Arbeiten im Detail. 1999 wurden folgende Work Orders vereinbart und unterzeichnet:

- Work Order 1 umfasst Probleme, die alle fünf Anlagen betreffen. Er wurde im Mai 1999 unterzeichnet und läuft bis zum Ende der Vertragsdauer (d. h. März 2001).
- Work Order 2 beinhaltet die Sicherheitsüberprüfung der Auslegung des Zwischenlagers für abgebrannte Brennelemente und die Unterstützung im Sicherheitsbereich bei der Vorbereitung und Durchführung des Baugenehmigungsverfahrens. Er wurde im No-

vember 1999 unterzeichnet und läuft grundsätzlich bis zur Erteilung der Baugenehmigung durch die ukrainische Behörde SNRA (voraussichtlich in der zweiten Hälfte des Jahres 2000).

- Work Order 3 umfasst die Sicherheitsüberprüfung der Auslegung der Anlage zur Aufbereitung von flüssigem radioaktivem Abfall und die Unterstützung im Sicherheitsbereich bei der Vorbereitung und Durchführung des Baugenehmigungsverfahrens. Er wurde im Dezember 1999 unterzeichnet und läuft grundsätzlich bis zur Erteilung der Baugenehmigung durch die ukrainische Behörde SNRA (voraussichtlich in der zweiten Hälfte des Jahres 2000).

Zusammenarbeit mit dem russischen Komitee für Reaktorsicherheit und Strahlenschutz Gosatomnadzor

Seit 1992 unterstützt RISKAUDIT die russische Behörde RF Gosatomnadzor und ihre wichtigste technische Sicherheitsorganisation (SRC NRS – Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety) in zahlreichen Projekten, die die Verbesserung der Genehmigungspraktiken, den Transfer von Rechenprogrammen für Störfallanalysen mit entsprechendem Anwendungstraining, sowie Sicherheitsbewertungen von Verbesserungsmaßnahmen für zahlreiche russische Kernkraftwerke zum Inhalt haben.

Die mittelfristigen Ziele und Strategien gehen hauptsächlich in zwei Richtungen:

1. Weitere Verbesserung der Genehmigungsverfahren und -praktiken für nukleare Einrichtungen.
Diese umfasst methodologische Unterstützung von RF Gosatomnadzor, welche von RAMG koordiniert und den TSOs unterstützt wird.
2. Unterstützung von RF Gosatomnadzor bei ihren Genehmigungsaktivitäten durch Zusammenarbeit zwischen russischen und europäischen TSOs.
Die von SEC NRS und europäischen

TSOs vorgesehene Unterstützung zielt hauptsächlich auf das Genehmigungsverfahren für Modernisierungsmaßnahmen ab, die nach dem „2+2“-Ansatz (örtliche Behörde zusammen mit westlichen und örtlichen TSOs auf der einen Seite, und die Kernkraftwerke mit westlicher Unterstützung seitens der Industrie auf der anderen Seite) durchgeführt werden sollen und auf die Überprüfung der Ergebnisse der vertiefenden Sicherheitsbewertungen von in Betrieb befindlichen russischen Kernkraftwerken.

Consultancy Agreement

Im Rahmen eines Consultancy Agreement zwischen RISKAUDIT und RF Gosatomnadzor subventioniert die Europäische Bank für Wiederaufbau und Entwicklung ein Projekt, bei dem die Bereitstellung technischer Ausrüstungen im Vordergrund steht. Durch diese Maßnahmen soll ein zuverlässiger Betrieb der Kernkraftwerke Nowoworonesh (Blöcke 3 und 4), Kola (Blöcke 1 und 2) und Leningrad (Blöcke 1 bis 4) erreicht werden. Dieses Consultancy Agreement wurde Anfang 1999 durch technische Seminare in den betroffenen Anlagen erweitert. In diesen Seminaren ging es darum, offene Fragen zu diskutieren und die wichtigsten Modernisierungsmaßnahmen, die während der Laufzeit des Projektes angeregt und durchgeführt wurden, zu bewerten.

Obwohl der Großteil der Arbeiten zu diesem Projekt 1999 durchgeführt wurde, werden einige Aktivitäten in Verbindung mit dem Kernkraftwerk Leningrad im Jahr 2000 fortgeführt werden.

Kernkraftwerk Kalinin, Block 3

Im März 1998 beauftragte die Europäische Kommission RISKAUDIT, die russische Behörde RF Gosatomnadzor und seine TSOs im Genehmigungsverfahren für die Modernisierung des Kernkraftwerks Kalinin, Block 3, zu unterstützen. Dieses Vorhaben wurde von RISKAUDIT, IPSN, GRS und AIB Vincotte Nucléaire, Belgien, durchgeführt. Es ist das Folgeprojekt, in dem RISKAUDIT das vorge-

schlagene Modernisierungsprogramm für die Fertigstellung von Kalinin-3 bewertet hat.

Das Projekt sollte nach neun Monaten Ende 1998 abgeschlossen sein. Der Betreiber hat jedoch inzwischen sein Modernisierungsprogramm, das noch nicht verfügbar ist, mehrfach überarbeitet. Daher wurde das Projekt bis Februar 2000 verlängert und der Umfang entsprechend angepasst.

Genehmigungsbezogene Bewertung von Tacis-finanzierten Unterstützungsprogrammen vor Ort

Dieses Projekt soll 13 Industrievorhaben zur Vor-Ort-Unterstützung nach dem „2+2“-Ansatz für die Kernkraftwerke Balakowo, Kalinin und Nowoworonesh begleiten. Die im Rahmen dieses Projekts mit der EU ausgehandelten und abgestimmten Arbeitsaufträge, die sogenannten Work Orders, beschreiben die technischen Arbeiten im Detail.

Im Dezember 1999 wurde Work Order 1 unterzeichnet. Dieser umfasst:

- Austausch von vier Speisewasser-Regulierventilen in Block 1 des Kernkraftwerks Balakowo,
- Austausch von Dampferzeuger-Sicherheitsventilen in einem der Blöcke des Kernkraftwerks Kalinin.

Kernkraftwerk Kozloduj, Blöcke 5 und 6, Bulgarien

Der Vertrag über die Sicherheitsbewertung des bulgarischen Kernkraftwerks Kozloduj, Blöcke 5 und 6, wurde im Januar 1998 unterzeichnet. Er umfasste die Bewertung des Verbesserungsprogramms für den ersten Genehmigungsschritt einschließlich der Überprüfung einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA).

Aufgrund technischer Probleme und Verzögerungen seitens der Industrie konnte der vorgesehene Vertragsumfang bis zum Ende der Vertragsdauer im Januar 1999 nicht abgearbeitet, und eine entsprechende Verlängerung bei der Europäi-

schen Kommission nicht erreicht werden. Unabhängig davon wurde jedoch die PSA überprüft, und es ergaben sich daraus zahlreiche Verbesserungsvorschläge.

Kernkraftwerk Ignalina, Litauen

Das Kernkraftwerk Ignalina wurde von ost- und westeuropäischen TSOs sicherheitstechnisch bewertet. Damit wurde erstmals ein den westlichen Reaktoren analoger Sicherheitsbericht erarbeitet und anschließend von ost- und westeuropäischen Experten beurteilt. Die Bewertung ergab, dass der Bericht die wesentlichen Sicherheitsfragen gut abdeckt, jedoch einige wichtige Aspekte noch offen lässt. Die dazu abgegebenen Empfehlungen wurden in Folgeprojekten untersucht. Weiterhin unterstützt RISKAUDIT die litauische Aufsichtsbehörde VATESI bei der Umsetzung der Ergebnisse des Sicherheitsberichts.

Der erste Teil des Projekts wurde im November 1998 abgeschlossen. Das Folgeprojekt wurde für den Zeitraum von Januar 1999 bis Oktober 1999 festgelegt. Ziel beider Projekte war vor allem die Stär-

kung von VATESI durch die TSO Litauens und der EU bei

- der Bewertung von anlagenspezifischen Vorschlägen für Sicherheitsverbesserungen mit dem Ziel, eine Genehmigung zu erteilen,
- der Anwendung der Ergebnisse und Schlußfolgerungen des Sicherheitsberichts für das Kernkraftwerk Ignalina, dessen Überprüfung sowie der Empfehlungen des Ignalina Safety Panel.

Kernkraftwerk Medzamor, Block 2, Armenien

Dieses Projekt umfasst die „Unterstützung der armenischen Atomaufsichtsbehörde ANRA bei ihren Aktivitäten zur Genehmigung von Block 2 des Kernkraftwerks Medzamor“, welches 1998 begonnen wurde. Es bildet die Fortsetzung der Arbeiten, die im Vorläuferprojekt durchgeführt wurden, welches im April 1998 endete.

Beide Verträge betreffen die Unterstützung der armenischen Atomaufsichtsbehörde ANRA (Armenian Nuclear Regulatory Authority) bei genehmigungsbe-

zogenen Aktivitäten (unabhängige Überprüfung) von Block 2 des Kernkraftwerks Medzamor.

Die Hauptziele sind:

- Bewertung des Modernisierungsprogramms,
- Bewertung von Aspekten des Betriebs,
- ergänzende Aktivitäten (z.B. Bewertung des Nebenkühlwassersystems).

Die Aussicht auf eine erfolgreiche Zusammenarbeit im Rahmen des „2+2“-Ansatzes zwischen Kernkraftwerken und den Vor-Ort-Unterstützungsteams der EU auf der einen Seite und der armenischen Atomaufsichtsbehörde (ANRA) und den EU-TSOs auf der anderen Seite bestätigte sich.

Erhebliche Verzögerungen seitens der Industrie im Kernkraftwerk Medzamor verlangsamten die Arbeiten zum TSO-Vertrag. Im Dezember 1999 wurde die Europäische Kommission über diese Verzögerungen unterrichtet, und es wurde vereinbart, die Dauer der Projektlaufzeit bis November 2000 zu verlängern.

RISKAUDIT IPSN/GRS International (EEIG)

In 1989, GRS and IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire) jointly began to analyse the safety of Soviet-designed reactors. At that time, the first analyses concentrated on the reactors at the Greifswald and Stendal sites still in operation or under construction.

The establishment of the European assistance programmes for the countries of Eastern Europe as well as the strengthening of the co-operation of GRS and IPSN induced the two organisations to form the subsidiary RISKAUDIT in 1992. Its headquarters are in Fontenay-aux-Roses, France, on the premises of IPSN. At present, RISKAUDIT employs nine staff members there, five from IPSN and four from GRS.

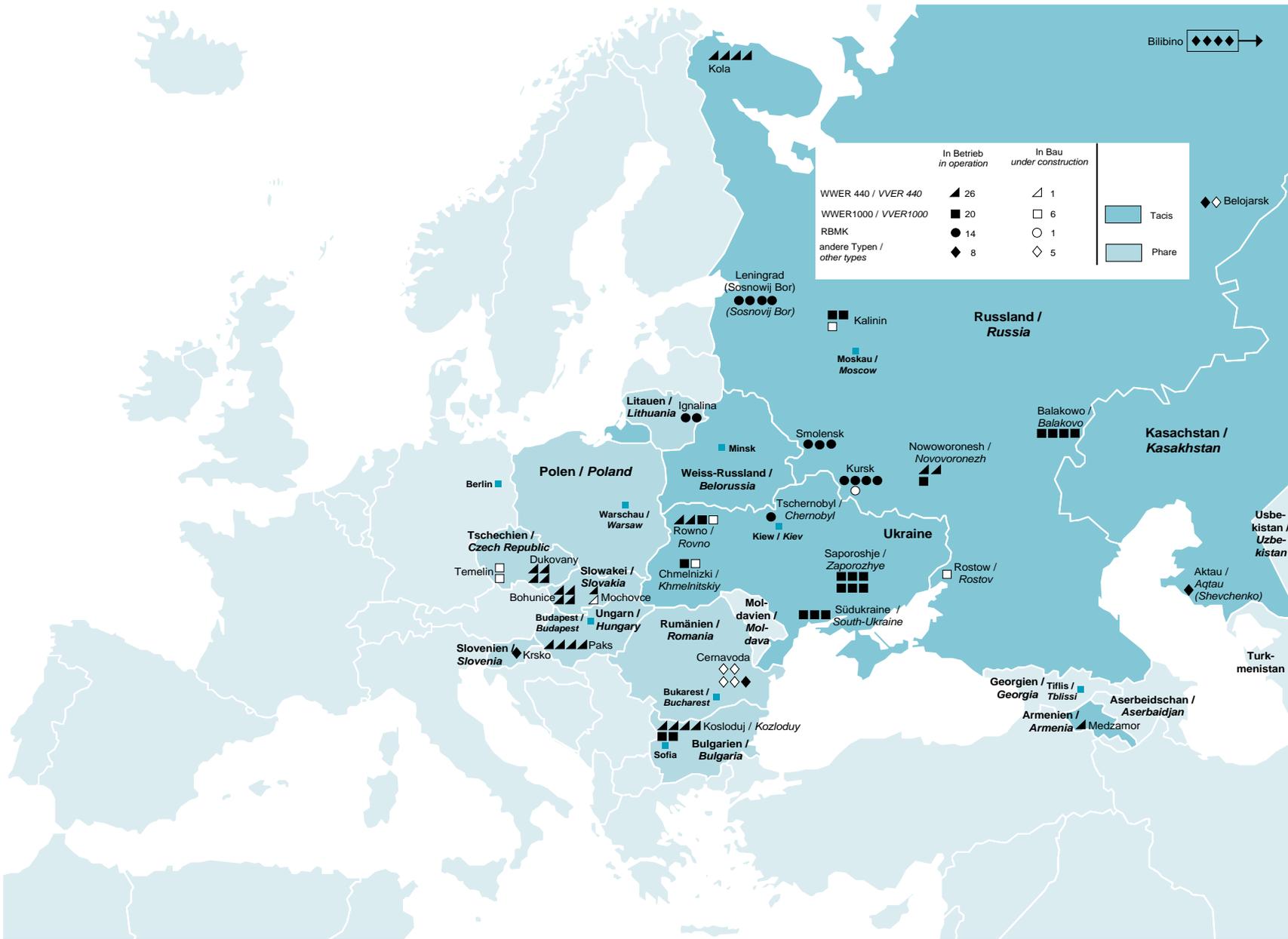
In most of the countries of Eastern Europe, licensing and supervisory authorities and their associated Technical Safety Organisations (TSOs) have only been existing for a few years and they have not been fully established yet. In this context, RISKAUDIT has taken on the following tasks:

1. In view of their task to improve the safety of nuclear facilities, the authorities and TSOs are to be given assistance in all issues of systems engineering. The assessment of the safety of operating VVER reactors and the critical examination of improvements proposed by the utilities has priority.
2. The rules and regulations for the safety analysis of Western-type pressurised water reactors are to be adapted to VVER reactors, and experts are to be given on-site training.

3. Transfer of knowledge and methods in order to establish a “safety culture” in these countries in the long run.

For these tasks, RISKAUDIT mainly uses experts from IPSN and GRS but also collaborates with seven further TSOs from Belgium, Italy, Spain, Netherlands, England, Sweden and Finland.

Already in 1993, TSOs from the EU joined to a Technical Safety Organisation Group (TSOG) with the consent of the European Commission (EC). In 1999, the Environment Directorate-General of the EC formed a new TSOG as an advisory body and as an organ of concertation and coordination between its member organisations in their technical assistance to the Eastern safety authorities and their TSOs. The TSOG is advising the Directorate-General in the definition of the corresponding Phare- and Tacis-programmes which



▲ Kernkraftwerke in Mittel- und Osteuropa
Nuclear power plants in Central and Eastern Europe

constitute the main source of contracts for RISKAUDIT. The EC provides the chairman and the TSOG secretariat.

In the TSOG, GRS and IPSN are represented by RISKAUDIT. In addition, RISKAUDIT is also involved in the work of the Regulatory Assistance Management Group (RAMG) and has taken on, in particular, the transfer of knowledge and methods which shall contribute to the establishment of a "safety culture".

On behalf of the French and German authorities, RISKAUDIT co-ordinates different activities to create a new regulatory framework for nuclear safety in Eastern Europe.

RISKAUDIT projects are mainly funded by contracts with the European Commission within the framework of the Tacis and Phare programmes for the assistance of the countries of Eastern Europe and the former Soviet Union or by contracts with the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD). RISKAUDIT is active in Armenia, Bulgaria, Lithuania, Russia, the Slovak Republic, the Czech Republic, the Ukraine, Hungary and Belarus.

Several years ago already, GRS and IPSN opened technical offices in Moscow and Kiev because a great deal of work was performed for Russia and the Ukraine due to the large number of nuclear power plants in these countries. Working at these offices are teams of French, German and Russian/Ukrainian engineers. These offices are managed by RISKAUDIT.

Support of the Ukrainian safety authority, SNRA

The basis of the work of RISKAUDIT in the Ukraine is the "Memorandum of Understanding" of December 1995 which was signed by the Ukrainian government, the G7 states and the EU. The Memorandum has the primary objective of closing down the Chernobyl nuclear power plant by the year 2000. As compensation, it is intended to complete two VVER reactors at Khmelnitzky and Rovno (K2/R4) with an electrical power of 1,000 MW each.

The construction of these two reactors was stopped in 1991 for financial reasons.

Since 1995 already, RISKAUDIT has been involved in the implementation of the Memorandum, e. g. in connection with extensive projects concerning the construction of necessary waste disposal facilities for the decommissioning of Units 1 to 3 of the Chernobyl nuclear power plant. Parallel to these activities, RISKAUDIT prepared comprehensive studies to support SNRA in evaluating the modernisation programmes for K2/R4. The decision about the funding for the completion of these reactors is still pending.

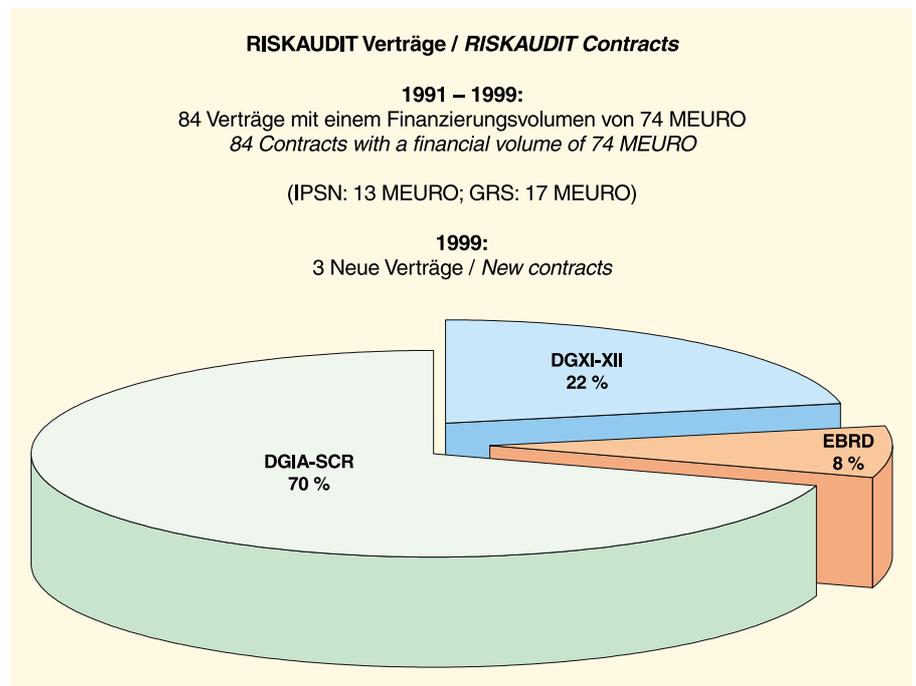
Shelter Implementation Plan

In this project, financed by the EBRD, which serves for the modernisation of the Sarcophagus around Unit 4 of the Chernobyl nuclear power plant (Shelter Implementation Plan, SIP), RISKAUDIT

co-operates with its American Partner Scientech. After the accident, the remains of the reactor were screened from the environment by a protective casing erected at great haste and under considerable technical and radiological difficulties. It is becoming dilapidated faster than originally assumed, and its leakage integrity and stability pose more and more problems. Together with GRS, IPSN and Scientech, RISKAUDIT is assessing the associated risks. These are in particular the danger of a collapse of parts of the structure as well as nuclear reactions within the fuel-containing residues. Furthermore, external risks like earthquakes and environmental influences are examined.

Measures related to the decommissioning of Units 1, 2 and 3 of the Chernobyl nuclear power plant

This project deals with the safety assessments of the planned construction and



▲ Die von RISKAUDIT betreuten Projekte werden vornehmlich über Verträge mit der europäischen Kommission sowie der europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung finanziert.

The projects in the hand of RISKAUDIT are mainly funded by contacts awarded by the European Commission or by contracts awarded by the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD).

backfitting of installations, required owing to the decommissioning of the reactor units:

- Spent Fuel Interim Storage Facility (SFISF),
- Liquid Radwaste Treatment Facility (LRTF),
- Low and Intermediate Level solid Waste Retrieval Facility (LILWRF),
- Low and Intermediate Level solid Waste sorting and Processing Facility (LILWPF),
- Low and Intermediate Level Waste (short lived) Engineered Near Surface Disposal Facility (LILWSF).

The work orders negotiated with and agreed by EC within the framework of this project describe the technical work in detail. In 1999, following work orders were agreed and signed:

- Work Order 1 covers problems concerning all of the five installations. It was signed in May 1999 and will run until the end of the contract duration (i.e. March 2001).
- Work Order 2 comprises the safety assessment of the design of the Spent Fuel Interim Storage Facility and the support regarding safety-related issues during preparation and conduction of the licensing procedure for construction. It was signed in November 1999 and will principally run until the granting of the construction license by the Ukrainian authority SNRA (presumably in the second half of 2000).
- Work Order 3 comprises the safety assessment of the design of the Liquid Radwaste Treatment Facility and the support regarding safety-related issues during preparation and conduction of the licensing procedure for construction. It was signed in December 1999 and will principally run until the granting of the construction license by the Ukrainian authority SNRA (presumably in the second half of 2000).

Co-operation with the Russian Committee on Nuclear Safety and Radiation Protection Gosatomnadzor

Since 1992, RISKAUDIT is providing support to the Russian authority RF Gosatomnadzor and its main Technical Safety Organisation (SRC NRS – Scientific and Engineering Center for Nuclear and Radiation Safety) in numerous projects which deal with the further improvement of licensing practices, transfer of accident analysis codes and corresponding user training, as well as with safety evaluations of improvement measures for a large number of Russian nuclear power plants.

The objectives and strategy for the medium term are mainly directed to the following:

1. Further improvement of licensing procedures and practices for nuclear installations.
This consists in methodological assistance to RF Gosatomnadzor, co-ordinated by RAMG and supported by TSOs.
2. Support to RF Gosatomnadzor in their licensing activities through co-operation of Russian and European TSOs.
The support to be provided by SEC NRS and the European TSOs is mainly directed to the licensing procedure for modernisation measures to be implemented following the "2+2"-approach (local authority together with Western and local TSOs on one side and nuclear power plant together with Western industrial support on the other side) and to the review of results of in-depth safety assessments of operating Russian nuclear power plants.

Consultancy agreement

Within the framework of a Consultancy Agreement between RISKAUDIT and RF Gosatomnadzor, the EBRD is subsidising a project which has the provision of technical equipment as its main objective. With these measures, the reliable operation of the Novovoronezh (Units 3

and 4), Kola (Units 1 and 2) and Leningrad (Units 1 to 4) nuclear power plants is to be achieved. This Consultancy Agreement was extended at the beginning of 1999 to include technical seminars at the plants concerned. The aim of these seminars was to discuss unresolved issues and to assess the most important modernisation measures proposed and implemented during the duration of the project.

Although the main work within this project was done in 1999, some activities concerning the Leningrad NPP will be continued in the year 2000.

Kalinin nuclear power plant, Unit 3

In March 1998, the European Commission engaged RISKAUDIT to support the Russian authority RF Gosatomnadzor and its TSOs in the licensing procedure for the modernisation of Unit 3 of the Kalinin nuclear power plant. This project was carried out by RISKAUDIT, IPSN, GRS and AIB Vinçotte Nucléaire (Belgium). It is the follow-up to the assessment by RISKAUDIT of the proposed modernisation programme for the completion of Kalinin-3.

The original project had been planned to last for nine months and was scheduled for completion at the end of 1998. In the meantime, however, the operating organisation has revised its modernisation programme several times, and this revised version is not yet available. For this reason, the project has been extended until February 2000 and its scope has been re-defined correspondingly.

Licensing-related assessment of Tacis-financed on-site-assistance projects

This project shall accompany 13 industrial on-site-assistance projects along the "2+2"-approach for the nuclear power plants in Balakovo, Kalinin and Novovoronezh. The work orders negotiated with and agreed by EC within the framework of this project describe the technical work in detail.

In December 1999 Work Order 1 has been signed which deals with

- replacement of 4 feedwater control valves in Balakovo NPP Unit 1,
- replacement of safety valves of SG for one unit in Kalinin NPP.

Kozloduy nuclear power plant, Units 5 and 6, Bulgaria

The contract concerning the safety assessment of Units 5 and 6 of the Bulgarian Kozloduy nuclear power plant was signed in January 1998. It comprised the assessment of the improvement programme for the first licensing step including the review of a probabilistic safety analysis (PSA).

Owing to technical problems and delays on the part of the industry, it was not possible to cover the intended scope of the contract until its ending in January 1999, and an extension of the project duration could not be obtained from European Commission. However, the PSA review was nevertheless performed, resulting in numerous improvement proposals.

Ignalina nuclear power plant, Lithuania

The Ignalina nuclear power plant was assessed from a safety-related point of

view by East- and West-European TSOs. By this, a safety analysis report of the same kind as for Western reactors was prepared for the first time for a Soviet-designed plant and was subsequently reviewed by East- and West-European experts. The review showed that the SAR covers the major safety issues in a satisfactory manner, but that some important aspects are still left open. The recommendations made in this connection were examined in follow-up projects. Furthermore, RISKAUDIT provides assistance to the Lithuanian regulatory authority VATESI in implementing of the results of the safety analysis report.

The first part of the project was completed in November 1998. The follow-up project was scheduled from January 1999 until October 1999. The aim of both projects was above all to strengthen VATESI through assistance by the TSO of Lithuania and the EU in

- the assessment of plant-specific proposals for safety improvements aimed at the granting of a licence,
- the utilisation of the results and conclusions of the safety analysis report for the Ignalina nuclear power plant, its review and the review of the recommendations of the Ignalina Safety Panel.

Medzamor nuclear power plant, Unit 2, Armenia

This project deals with "Assistance to Armenian NRA for licensing related activities of Medzamor Unit 2", which started in November 1998. It forms the continuation of the work done in the previous contract which was finished in April 1998.

Both contracts concern the assistance to the Armenian Nuclear Regulatory Authority (ANRA) for licensing-related activities (independent review) of Medzamor Unit 2.

The main objectives are:

- evaluation of the modernisation programme,
- evaluation of operational aspects,
- shadow activities (e.g. evaluation of service water system).

The prospect for effective co-operation between the nuclear power plants and on-site assistance teams of the EU on one side plus ANRA and EU TSOs on the other side within the frame of the "2+2" approach turned out to be efficient.

Heavy industrial delays at Medzamor NPP slowed down the work with the TSO contract. This delay was reported to EC in December 1999 and it was agreed to extend the project duration until November 2000.

A. Jahns

Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH

Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH

Im Jahre 1999 hat das Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH wesentliche Fortschritte bei der Erschließung neuer, nicht-nuklearer Arbeitsfelder erzielen können. Dies trifft insbesondere auf die Gebiete *Diagnosetechnik* und *Systementwicklung* zu. Auch auf dem Gebiet der *Leittechnik* und der *Entsorgung* wurden die Anstrengungen intensiviert, neue und insbesondere nicht-nukleare Aufgaben zu akquirieren.

Unabhängig davon war auf dem Gebiet der **Diagnosetechnik** die Beratung des BMU zu Diagnoseverfahren in Kernkraftwerken im Rahmen seiner Zweckmäßigkeitssaufsicht weiterhin ein Arbeitsschwerpunkt. Auch Service und Beratung für die Kernkraftwerke auf dem Diagnosesektor wurden erfolgreich fortgeführt.

Ein herausragendes Projekt konnte mit der Entwicklung eines Frühwarnsystems für Hochgeschwindigkeitszüge begonnen werden. Verhandlungen mit der Bahn AG führten Anfang April zu einer ersten, in Eigenregie durchgeführten Messfahrt mit einem ICE-1. ISTec beteiligte sich erfolgreich an einer begrenzten Ausschreibung über eine Machbarkeitsstudie, die der Bahn AG Ende des Jahres termingerecht übergeben wurde. ISTec wird auch zukünftig auf diesem Gebiet tätig sein.

Auf dem Gebiet der **Leittechnik** ist die Entwicklung methodischer Grundlagen für die Qualifizierung hochzuverlässiger Software nach wie vor ein Arbeitsschwerpunkt. Einen weiteren Schwerpunkt bildeten die Beratung und Unterstützung osteuropäischer Behörden und Betreiber zur Lösung des Y2K-Problems. Die Beratung der ungarischen und ukrainischen Behörden im Rahmen der Genehmigungsverfahren für die Anlagen Paks und Rowno, die mit der digitalen Si-

cherheitsleittechnik Teleperm XS nachgerüstet werden, wurde fortgeführt.

Die Anstrengungen zur Erschließung neuer Arbeitsfelder auf dem Gebiet der Sicherheitsleittechnik konzentrierten sich auf das Gebiet der Softwarequalifizierung. Hier soll die bereits begonnene Entwicklung eines Codes zur computergestützten Qualifizierung hochzuverlässiger konventioneller Software, z. B. in der Medizintechnik, intensiviert werden.

Ein Arbeitsschwerpunkt auf dem Sektor **Systementwicklung** (IT-Systeme) lag auf der Weiterentwicklung des bei der Stilllegung von Greifswald und Rheinsberg eingesetzten Reststoff-Verfolgungs- und Kontrollsystems (ReVK). Dazu zählte insbesondere die Umstellung auf eine Client-Server-Version mit Anbindung an die Oracle-Datenbank bei der Energiewerke Nord GmbH (EWN). Darüber hinaus wurde die Entwicklung einer Programmversion in Angriff genommen, die zur Reststofferrfassung und -verfolgung bei der Stilllegung des Brennelementwerks von Siemens in Hanau eingesetzt werden soll.

Mit der Akquisition eines grafischen Brandmelde-Visualisierungssystems (VerBA) ist ein konkreter Schritt zur Erschließung neuer nicht-nuklearer Aufgabenfelder auf dem Gebiet der Systementwicklung gelungen. Das im Auftrag des Kernkraftwerks Isar 1 entwickelte System ist in nuklearen und nicht-nuklearen Industriegebäuden zur Modernisierung und Rationalisierung der Brandmeldeanlagen einsetzbar.

Auf dem Gebiet der **Entsorgung** lag der Schwerpunkt der Tätigkeiten wieder in der Unterstützung des BfS bei Planung und Betrieb der bundesdeutschen Endlagerprojekte. Darunter fallen das Plan-

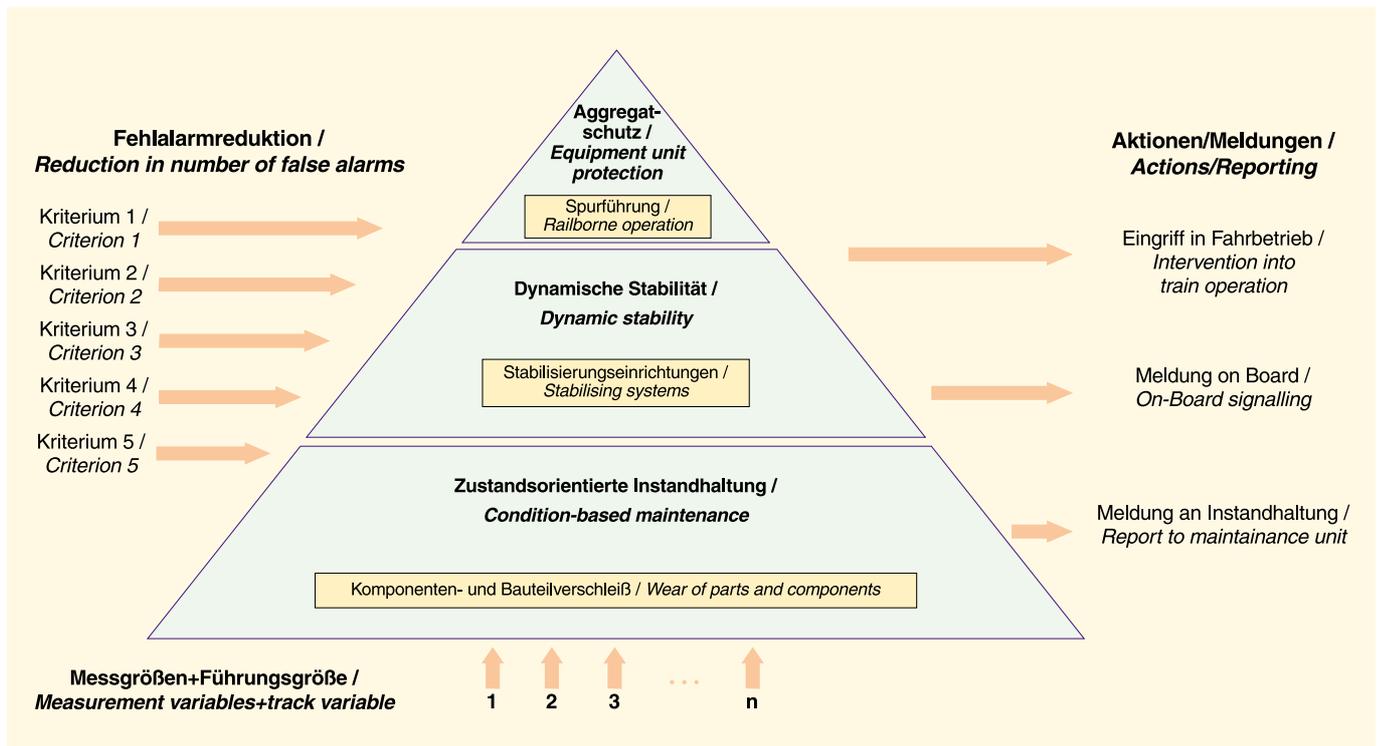
feststellungsverfahren für die Stilllegung des Endlagers Morsleben (ERAM) sowie die Planfeststellungsverfahren für die Endlagerprojekte „Konrad“ und Gorleben. Ein Schwerpunkt bildete dabei die Entwicklung neuer Verfahren zur probabilistischen Quelltermbestimmung bei der störfallbedingten Beaufschlagung radioaktiver Abfallgebinde. Die von der EU im Rahmen des PROGRESS-Projekts mitfinanzierten Arbeiten zur Modellierung der Gasbildung in Abfällen und von Zwei-Phasen-Strömungen in der Nachbetriebsphase eines Endlagers wurden zum Abschluss gebracht.

Im folgenden sind die wichtigsten Arbeiten dargestellt.

Diagnosetechnik

Das Projekt „ICE-Frühwarnsystem für den Hochgeschwindigkeitsverkehr“ hat als übergeordnetes Ziel eine signifikante Verbesserung der Betriebssicherheit von Schienenfahrzeugen. Dabei geht es insbesondere um die frühzeitige Warnung vor einer Entgleisung, um Züge rechtzeitig anzuhalten oder in einen anderen Betriebszustand überführen zu können. Mit dem Frühwarnsystem soll auch die diagnostizierende Instandhaltung optimiert werden. Die detaillierte Spezifikation eines ICE-Frühwarnsystems erfordert den Aufbau einer breiten Daten- und Wissensbasis, um geeignete Messprinzipien, Messpositionen, Bewertungsalgorithmen und schadensspezifische Kennwerte zu bestimmen. Analysen von Schadenssimulationen am Rollprüfstand und Messfahrten auf der Schiene bildeten die Grundlage der eingangs erwähnten Machbarkeitsstudie.

Zunächst wurde ein Mess- und Bewertungssystem definiert und zusammenge-



Die Grafik veranschaulicht die hierarchische Struktur des geplanten Frühwarnsystems zur ICE-Diagnose. Sie ist durch drei gestaffelte Ebenen gekennzeichnet: Erste Priorität hat der Aggregat-schutz, der bei Spurführungsverlusten direkt in den Fahrbetrieb eingreift. Auf der zweiten Ebene stehen Fragen der dynamischen Stabilität, d. h. Erkennung von Funktionsverlusten der sogenannten Stabilisierungseinrichtungen mit entsprechender Information an den Triebkopfführer. Die dritte Ebene betrifft die zustandsorientierte Instandhaltung nach Erkennung verschleißbedingter Änderungen. Derartige Nachweise haben für die Instandhaltungsabteilungen in den ICE-Werken große logistische Bedeutung. Optimierte Instandhaltungsstrategien können zu starken Kostensenkungen führen und gewinnen auch unter Rationalisierungsgesichtspunkten an Bedeutung. Das Potenzial für Wartungsoptimierungen ist im Schienenverkehr besonders groß, da baugleiche Komponenten in hoher Stückzahl im Einsatz sind.

The graph illustrates the hierarchic structure of the planned onboard diagnosis system for ICE trains. It is characterised by three levels. The component protection has the highest priority, which directly intervenes with train operation in case of derailment. The second level concerns issues related to the dynamic stability, i.e. detection of function losses of the so-called stabilising systems with on-line information to the conductor. The third level addresses the condition-based maintenance after detection of wear-induced changes. Such strategies are of great logistic importance to the maintenance departments at the ICE service centres. Optimised maintenance can lead to considerable cost reductions and are also important with regard to rationalisation. The potential for maintenance optimisations is especially large in the field of railway traffic, due to the use of many similar components.

stellt: Die umfangreiche Sensorik wurde an einem Laufdrehgestell eines ICE-2-Mittelwagens montiert, um Messdaten auf dem Rollprüfstand des Forschungs- und Technologiezentrums (FTZ) in München-Freimann zu gewinnen. Im Vordergrund stand hierbei die Untersuchung des Fahrverhaltens mit geschädigten Komponenten und unterschiedlichen Anregungsfunktionen. Anschließend wurde die Sensorik/Signalerfassung in einem anderen ICE-2-Mittelwagen installiert, um Analyse-messfahrten auf der Schiene – außer-

halb des Fahrgastbetriebs – durchzuführen. Wesentliches Ziel dieser Messfahrten war es, möglichst viele Daten zu gewinnen, um das reale Fahrverhalten mit intakten oder gering geschädigten Fahrwerkskomponenten zu bestimmen. Im Anschluss an die Messeinsätze wurden die Daten ausgewertet, um Algorithmen für die Schadenserkennung zu entwickeln.

Die am Rollprüfstand und auf Strecken-fahrt erfassten Messdaten zeigten bei

den Schadenssimulationen eindeutige Reaktionen und bestätigten die Machbarkeit im Sinne der primären Aufgabenstellung: Früherkennung von Komponentenausfällen bzw. Komponentenverschleiß mit frequenzselektiven bzw. statistischen Methoden. Dabei gelang es, den Nachweis für die Schadensursache mit unterschiedlichen Kriterien zu führen, teilweise durch korrelationsanalytische Zusatzinformationen wie Phasenbeziehungen oder Verschiebungen von Eigenfrequenzen. Die Anzahl der benö-

tigten Sensoren konnte aufgrund der gewonnenen Kenntnisse deutlich reduziert werden.

Derzeit werden die Erkenntnisse prototypisch mit seriennahen Auslegungsmerkmalen umgesetzt. Wenn die ICE-Flotte mit dieser neuen Technik ausgerüstet wird – hierfür kommt erfahrungsgemäß nur ein großer Bahnzulieferer in Betracht –, sieht ISTec gute Chancen im Bereich Service: Eigenverantwortliche Bewertung von gespeicherten Messdaten, um Schäden früh zu erkennen und ihre Ursachen einzugrenzen, vergleichbar mit seinen betriebsbegleitenden Dienstleistungen für Kernkraftwerke.

Leittechnik

Für die sicherheitstechnische Bewertung vorgefertigter, sogenannter COTS (*commercial off the shelf*)-Software wurde eine Methode entwickelt, bei der Informationen über den Herstellungsprozess, das Produkt und die Betriebserfahrung systematisch kompiliert werden. Dies erlaubt eine gewichtete und formalisierte Gesamtbewertung.

In einem weiteren FuE-Projekt wurde der Prototyp eines Werkzeugs entwickelt, mit dem Software auf die Einhaltung von Anforderungen, z. B. in Normen, geprüft werden kann. In seiner jetzigen Form kann das Werkzeug den Quellcode der Sprache C daraufhin prüfen, ob er die Norm IEC 60880 erfüllt. Die Ergänzung anderer Sprachen und Normen ist möglich.

In dem EU-Projekt „Licensing-Related Assessment of Digital Computer Based Technology for I&C Important for Safety Systems“ wurde von westlichen und östlichen Genehmigungsbehörden bzw. deren Beratungsorganisationen eine vergleichende Studie zu Fragen der Genehmigungspraxis für digitale Sicherheitsleittechnik in der EU und in beitragswilligen Ländern erstellt. Daran beteiligt waren CIEMAT/Spanien, ISTec/Deutschland, SONS/Tschechien und HAEA/Ungarn. Die Studie zeigte bei den Vorgehensweisen und den Standards große Unterschiede auf.

In einem weiteren EU-Projekt wurden die Anforderungen an die Software der Sicherheitsleittechnik zusammengestellt und die EU-weiten Gemeinsamkeiten bzw. Abweichungen in der Prüfpraxis dokumentiert. Die Arbeiten laufen im Rahmen der „Task Force on Safety Critical Software“ der Nuclear Regulatory Working Group (NRWG) und des ARMONIA-Projekts.

Bei den nuklearen Normen und Richtlinien zu rechnerbasierter Sicherheitsleittechnik standen die aktuellen Normen der International Electrotechnical Commission (IEC) im Vordergrund. Die Leitung des Arbeitskreises 45 WG A3, der sich mit diesen Aufgaben befasst, hat ISTec inne.

Für das BMU/BfS wurde die Um- und Nachrüstung von Sicherheitsleittechnik in deutschen Kernkraftwerken unter sicherheitstechnischen Gesichtspunkten bewertet. Dabei wurden Untersuchungen zu den Einsatzmöglichkeiten von anwendungsspezifischen integrierten Schaltkreisen bzw. frei programmierbaren Gate Arrays (ASICs, FPGAs) durchgeführt und neuere Erkenntnisse über elektromagnetische Einfluss- und Schutzmöglichkeiten ausgewertet.

Zur Eingrenzung und Lösung der Altersproblematik konventioneller Leittechnik wurden Methoden untersucht, mit denen spezifische Merkmale gewonnen und die Online-Zustandsdiagnose von Instrumentierung und leittechnischen Einrichtungen klassifiziert werden können.

ISTec hat GRS und RISKAUDIT im Rahmen von EU-Aufträgen auf dem Fachgebiet E- und Leittechnik unterstützt. Dabei ging es um die Beratung osteuropäischer Behörden und die Bewertung konkreter osteuropäischer Kernkraftwerke: Medsamor/Armenien, Mochovce/Slowakei und Kalinin/Russland. Weiterhin wurden im Rahmen einer WENRA-Mission, die das Sicherheitsniveau der WWER-440/W-230-Anlagen in EU-Beitrittsländern ermitteln sollte (Bohunice/Slowakei und Kosloduj/Bulgarien), die E- und Leittechnik bewertet.

Bei der Lösung des Y2K-Problems hat ISTec der GRS zugearbeitet und sie im nationalen und internationalen Rahmen unterstützt. ISTec hatte die firmenübergreifende Leitung des Projekts, das der Bereitstellung und dem Austausch von Informationen diente, um rechtzeitig Maßnahmen in Ländern mit WWER- und RBMK-Reaktoren zu etablieren. Einbezogen war auch die Weitergabe von Informationen an die kerntechnischen Gremien und Institutionen in Deutschland sowie die deutschen Vertretungen im Ausland.

Auf dem Gebiet der Qualifizierung und Begutachtung digitaler Leittechnik wurden die Erfahrungen bei Teleperm XS (TXS) durch Untersuchungen von Teleperm XP (TXP) ergänzt. Bewertet wurde die Einsatzfähigkeit von TXP für Funktionen mit geringer und mittlerer sicherheitstechnischer Bedeutung in einem Kernkraftwerk. Dazu wurde eine Studie des Herstellers über die Anwendung des internationalen Regelwerks (IAEO, IEC) analysiert. Die Tragfähigkeit des Konzepts konnte dabei bestätigt werden. Zur Zeit wird untersucht, ob TXP für sicherheitsrelevante Funktionen eingesetzt werden kann.

Der Einsatz digitaler Sicherheitsleittechnik wirft die Frage auf, wie Daten über ausgefallene Baugruppen erfasst werden können. Die bisherige Form reicht nicht mehr, um das Betriebsverhalten dieser Systeme zu beurteilen. ISTec arbeitet an einem BMWi-Projekt, in dem Methoden entwickelt werden, um Betriebserfahrungen mit softwarebasierten Systemen zu erfassen. Die Aktivitäten wurden für die Mitarbeit in der Task Group „Computer-Based Systems Important to Safety“ (COMPSIS) der OECD/NEA PWG 1 „Operating Experience and Human Factors“ genutzt.

Bei der IAEO wurde angesichts der offenen Fragen im Zusammenhang mit der Genehmigung digitaler Sicherheitsleittechnik ein Joint-Research-Projekt gestartet mit dem Titel „Scientific Basis and Engineering Solutions for Cost-Effective Assessments of Software Based I&C Systems“. ISTec wurde aufgefordert, als deut-

scher Vertreter bei diesem internationalen Entwicklungsprojekt mitzuarbeiten.

Im Auftrag des Korea Institute of Nuclear Safety (KINS) wurden vorläufige Regeln bewertet, die Anforderungen an die Sicherheitsleittechnik für den Korean Next Generation Reactor enthalten. Es wurde eine Reihe von Änderungsvorschlägen erarbeitet.

Für das Kernkraftwerk Oskarshamn/Schweden wurden Berichte hinsichtlich der Anwendung von Sicherheitsstandards analysiert und bewertet, die der Hersteller (ABB) im Rahmen des Austauschs der Sicherheitsleittechnik erstellt hat.

Auch die Anstrengungen auf nicht-nuklearem Gebiet wurden intensiviert. ISTec sieht gute Möglichkeiten, im Zuge der weiteren Globalisierung neue Tätigkeitsfelder zu erschließen. Die Globalisierung erfordert eine verstärkte Wettbewerbsfähigkeit der europäischen Industrie, vor allem kleiner und mittelständischer Unternehmen, die meist nur eingeschränkt eigene Forschung betreiben können. Diesen bietet die EU Hilfe an, so z. B. im Rahmen des Projekts ISA-EUNET zum Thema „Entwicklung sicherheitsrelevanter und zuverlässiger Software“. Aufgrund der Erfahrungen und der langjährigen Funktion als deutscher Koordinator im Europäischen Netzwerk ENCRESS wurde ISTec von der EU beauftragt, hier bedarfsgerecht zu helfen. Das Angebot umfasst Seminare, Kurse und Aufbereitung multimedialer Fachdokumentation im Hinblick auf erfolgreiche Genehmigung sowie zuverlässigen und wirtschaftlichen Einsatz von Software. Dieses Engagement bietet eine Plattform im europäischen Raum, die ISTec für weitere Aktivitäten nutzen will.

Systementwicklung

Um den Aufwand für die Datenbank-Administration des Reststoff-Verfolgungs- und Kontrollsystems (ReVK) beim Anwender klein zu halten, wird es standardmäßig als File-Server-Lösung mit einer FoxPro-Datenbank ausgeliefert. Bei einem Datenbestand von bis zu 2 GByte

pro Tabelle ist dies nach den Empfehlungen von Microsoft eine optimale Lösung für die Programmperformance.

Energiewerke Nord (EWN) hatte den Wunsch, das ReVK mit Oracle zu verknüpfen. Zum einen wollte EWN die Zugriffsberechtigung von Oracle nutzen. Zum anderen sollte die Kapazität der Datenbank bereits in der Anfangsphase des Rückbaus des Kernkraftwerks Greifswald ausreichen, auch die während der gesamten Projektdauer ständig anwachsenden Daten problemlos und ohne Veränderung der Datenbank zu verarbeiten. Des Weiteren sollten die ReVK-Daten mit den Daten in der Oracle-Datenbank verknüpft bzw. Anwendungen, die auf Oracle zugreifen, verfügbar gemacht werden.

Die Komplexität des ReVK ließ es nicht zu, Case-Tools oder sonstige Programme bei der Umsetzung der FoxPro-Datenbank auf Oracle zu nutzen. Dafür mussten eigene Programme entwickelt werden. Die hohen Anforderungen des Kunden erforderten in erheblichem Maße Arbeiten zur Datenbankoptimierung. Seit August 1999 ist das ReVK als Client-Server-Lösung auf einer Oracle-Datenbank in Greifswald in Betrieb.

Für das Rückbauprojekt Siemens Brennelementwerke Hanau (SBW) wurde die Basisversion des ReVK angepasst und erweitert. Es integriert die früher bei SBW und den Service-Firmen eingesetzten Dokumentationssysteme. Alle Daten dieser Systeme sind nun in einer Datenbank gespeichert und können gemeinsam bearbeitet und ausgewertet werden.

SBW will während des Rückbaus die anfallenden und bisher angefallenen Abfälle endlagergerecht konditionieren. Für den Konditionierungsvorgang wurde ein Optimierungsmodul entwickelt, mit dem Endlagergebäude virtuell zusammengestellt und auf Einhaltung der Endlagerungsbedingungen für „Konrad“ geprüft werden können. Hieraus lässt sich ableiten, wie die unterschiedlichen Summenkriterien für die Aktivitätsbegrenzung ausgeschöpft werden. Ist eine optimale Lösung gefunden, dient das

virtuelle Gebäude als Referenz für die Konditionierung. Nach der Konditionierung werden automatisch aus den Daten der Vorgängergebäude die Daten des Nachfolgers generiert. Diese voreingestellten Werte können nach der Produktkontrolle durch aktuelle überschrieben werden.

Endlagergebäude sind beim BfS anzumelden und werden von diesem freigegeben. Sie werden durch das BfS zur Endlagerung abgerufen. Zur Anmeldung werden Abfalldatenblätter benötigt. Das von ISTec entwickelte „Konrad-Endlagerungs-Modul“ erlaubt es, die Daten der Abfallgebäude daraufhin zu prüfen, ob sie die Endlagerungsbedingungen erfüllen, und die Datenblätter für Anmeldung und Ablieferung auszudrucken.

Gebäude, Räume und Komponenten bei SBW sind mit Nummern des AKS (Anlagenkennzeichnungssystem) gekennzeichnet, die im ReVK als Referenz hinterlegt sind. Für die einzelnen Räume bestehen daneben Verknüpfungen mit einem typischen Nuklidvektor und der spezifischen Aktivität. Mit diesen Informationen wird automatisch die Aktivität eines anfallenden radioaktiven Reststoffs bestimmt und der Entsorgungspfad vorläufig festgelegt.

Neben diesen Erweiterungen wurden diverse Änderungen wegen genehmigungsrechtlicher und betrieblicher Erfordernisse vorgenommen, z. B. erweiterter Passwortschutz, komfortablere Abfrage, neue Schnittstellen zu anderen Systemen.

Das für SBW entwickelte ReVK geht in der ersten Ausbaustufe Anfang 2000 in Betrieb.

Vom Kernkraftwerk Isar 1 wurde ISTec beauftragt, die Brandschutzanlage durch eine moderne graphische Benutzerschnittstelle zu verbessern. Ziel ist es, mit der „Verbesserten Brandmeldeanlage“ (VerBA) schneller und effektiver bei Bränden reagieren zu können sowie Wartung und wiederkehrende Prüfungen (WKP) zu rationalisieren. Bei Alarmen vermittelt VerBA schnell einen Über-

KT <i>Nuclear plants</i>	Einheiten / <i>Units</i>	Pumpen / <i>Pumps</i>	Wellen / <i>Shafts</i>	Gleitlager / <i>Journal bearings</i>
DWR-Anlagen / <i>PWR plants</i>	13	49 (HKP / MCP)	49	147
SWR-Anlagen / <i>BWR plants</i>	6	51 (ZUP / RCP)	51	178
				325

HGV / <i>High-speed trains</i>	Einheiten / <i>Units</i>	Drehgestelle / <i>Bogies</i>	Radsätze / <i>Wheel sets</i>	Wälzlager / <i>Roller bearings</i>
ICE – 1 (GZ)	59	59 x 28	3304	6608
ICE – 2 (HZ)	44	44 x 16	1408	2816
ICE – 3 (HZ)	50*	50 x 16	1600	3200
ICE – T (HZ)	63*	63 x 14	1764	3528
				16152

* geplant / *planned*

▲ Das Potenzial für Wartungsoptimierungen ist im Schienenverkehr besonders groß, da in hoher Stückzahl baugleiche Komponenten im Einsatz sind. Die Tabelle verdeutlicht dies am Beispiel von Lagern an sicherheitsrelevanten Aggregaten im kerntechnischen Bereich (Primärkreislaufpumpen) und im Hochgeschwindigkeits-Schienenverkehr (ICE-Flotte). Die Gleitlager von Hauptkühlmittelpumpen in Druck- bzw. Zwangsumwälzpumpen in Siedewasserreaktoren sind den Wälzlagern im Hochgeschwindigkeitsverkehr gegenübergestellt: Während im kerntechnischen Bereich bei 100 Pumpen 325 Gleitlager im Einsatz sind, die sich nochmals nach Hersteller und Baujahr unterteilen lassen, sind es bei den 216 ICE-Zugseinheiten 4 038 Drehgestelle mit jeweils zwei Radsätzen und vier Wälzlagern. Ein Überwachungsalgorithmus kann somit mehr als 16 000 Wälzlager erfassen.

The potential for maintenance optimisations is especially large in the field of railway traffic due to the use of many similar components. The table illustrates this, taking bearings at safety-relevant units in the field of nuclear engineering (main coolant pumps) and of high-speed railway traffic (ICE fleet) as an example. Journal bearings of reactor coolant pumps in pressurised water reactors or reactor recirculation pumps in boiling water reactors are compared to roller bearings used in the field of high-speed traffic: In the nuclear energy sector, 325 journal bearings are in operation for 100 pumps, which can be classified according to manufacturer and year of manufacturing, whereas there are 4,038 bogies with two wheel sets and four roller bearings each for the 216 ICE train units. Thus, a monitoring task can cover more than 16,000 roller bearings.

blick über die räumliche Situation und macht Alarmpläne verfügbar. Bei Wartung und WKP ergibt sich die Möglichkeit, Brandmelder situationsgerecht frei oder scharf zu schalten sowie Brandschutz- und Rauchklappen zu bedienen und diese Aktionen zu dokumentieren. Im vierten Quartal wurde das Lastenheft erstellt und

die Entwicklung eines Prototyps begonnen. Der Abschluss ist Ende 2000 geplant.

Entsorgung

Auf dem Arbeitsfeld Abfallcharakterisierung wurden die Projekte zur Bestimmung der Aktivitätsinventar von Abfäll-

len, insbesondere aus dem Betrieb von Kernkraftwerken, fortgeführt. Dazu wurde die bestehende Datenbank um anlagenspezifische Informationen erweitert. Hierdurch lassen sich eindeutige Relationen der Messwerte zur Anlagenauslegung und den Betriebskenngrößen ableiten. Zwischen ISTec und dem japanischen Unternehmen JGC Corporation/Yokohama, wurde ferner ein Informationsaustausch verabredet, der den Datenbestand bei ISTec deutlich erweitert. Vergleichbare Abkommen wurden mit der NAGRA/Schweiz und der EDF/Frankreich vorbereitet. Schließlich ist es gelungen, eine neue Version des Auswerteprogramms ELSA zu erstellen. Die Version 2.0 konnte inzwischen erfolgreich zum Kauf angeboten werden.

Die Sicherheitsanalysen für Endlager konzentrierten sich auf zwei Bereiche: Zum einen wurde die Methode der probabilistischen Sicherheitsbewertung der Betriebsphase weiterentwickelt. Der am Jahresende dem BFS übergebene Entwurf eines Leitfadens stellt – ähnlich dem entsprechenden Dokument für Kernkraftwerke – eine Anleitung für eine probabilistische Sicherheitsanalyse für die Betriebsphase eines Endlagers dar. Zum

anderen wurde das BFS bei der Vorbereitung des Planfeststellungsverfahrens für die Stilllegung des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM) unterstützt. Dabei wurde eine Methode entwickelt, mit der die Aktivitätsfreisetzung aus Einlagerungskammern während der Stilllegungsphase beschrieben werden kann. Es konnte nachgewiesen

werden, dass die Ausbreitungsrechnungen über das gewählte Streckennetz und seine Abschlüsse die gemessenen Werte angemessen wiedergeben.

Das seit 1996 laufende Forschungsprojekt zur Bestimmung des Gasquellterms im Endlager und zur Beschreibung zweiphasiger Transportvorgänge wurde 1999 abgeschlossen. Im Auftrag des BfS und der Europäischen Kommission wurden erstmals die in deutschen radioaktiven Abfällen gemessenen Gasbildungsrate erfasst und ausgewertet. Damit wurde ein Schritt zu einer realistischen Quelltermbestimmung getan, der weltweit ohne Beispiel ist. Für die Zwei-Phasen-Modellierung wurde ein Instrumentarium entwickelt, das nunmehr die gleichzeitige Ausbreitung von Gas und Lauge in einem salinaren Endlager unter Einbeziehung der Gebirgskonvergenz sowie der Effekte infolge der Löslichkeit des Salzes beschreiben kann. Die Radionuklid-Ausbreitung wird dabei parallel als Tracer modelliert. Die Erfahrungen konnten bei dem kürzlich erschienenen Statusbericht für die Nuclear Energy Agency (NEA) und die Europäische Kommission genutzt werden. ISTec zeichnete dabei verantwortlich für die Kapitel zu den

Endlagerkonzepten, zur Gasbildung sowie zur Gasmigration im Salz. Die Arbeiten wurden abgerundet durch eine Diplomarbeit, die bei ISTec zusammen mit der FHS Bochum durchgeführt wurde. Sie hat erstmals den Beitrag sonstiger chemischer Reaktionen zur Gasbildung im Endlager systematisch analysiert. Die Ergebnisse stießen beim BfS und im Ausland auf lebhaftes Interesse.

Vor dem Hintergrund der unzulässigen radioaktiven Kontaminationen beim Transport abgebrannter Brennelemente war im Auftrag des BfS zu untersuchen, welche Kenntnisse über Kontaminationen an schwachaktiven Abfallgebinden bestehen und welche Maßnahmen von Abfallverursachern und vom Endlagerbetreiber getroffen werden, um Kontaminationen zuverlässig zu erkennen und zu vermeiden.

Um den aktuellen Sachstand zu ermitteln, wurden alle zuständigen deutschen Behörden und die wesentlichen Abfallverursachergruppen angeschrieben. Hiernach sind zwar in geringem Umfang auch bei schwachaktiven Abfällen Kontaminationen aufgetreten, jedoch reichen die praktizierten und im Endlager

geplanten Maßnahmen für eine zuverlässige Erkennung und Vermeidung aus. Die Ergebnisse der Arbeiten wurden in einem Bericht zusammengefasst, der als Planfeststellungsunterlage dient.

Zur Ableitung der Aktivitätsgrenzwerte der „Endlagerungsbedingungen Konrad“ wurde eine deterministische Quelltermanalyse, basierend auf abdeckenden Lastannahmen, durchgeführt. Um die damit eingebauten Reserven abzuschätzen und realistischere Aussagen zu gewinnen, wurde ein Verfahren zur probabilistischen Quelltermbestimmung abgeleitet und auf das „Konrad“-Abfallpektrum angewandt.

Das neue Verfahren simuliert (Monte-Carlo) eine Vielzahl von Freisetzungssituationen, die u. a. die Verteilung von Brandlasten, Flammenexpositionen, die Abfallarten, die Behandlungsverfahren und die Behälter berücksichtigen. Ergebnis ist eine spezifische Verteilung von Freisetzunganteilen nach Abfallproduktgruppen. Es zeigt, dass die den Endlagerungsbedingungen zugrunde liegenden Quellterme ein bis zwei Größenordnungen über den mit der probabilistischen Methode ermittelten liegen.

Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH

In 1999, the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH made considerable progress in developing new fields of work in the non-nuclear sector. This concerns, in particular, the fields of *diagnosis* and *system development*. The efforts in the field of *instrumentation and control* and *waste management* have been intensified to acquire new and especially non-nuclear tasks.

Apart from this, the advisory activities for the BMU in the field of **diagnosis technology** in nuclear power plants, which is part of its supervision on expediency, continued to be a major subject of work. Service and advisory activities for the util-

ities in the field of diagnosis of power plants have also been continued successfully.

An outstanding project has been started with the development of an onboard diagnosis system for high-speed trains. Negotiations with Bahn AG led to a first measurement run with an ICE-1 in the beginning of April, which was performed by ISTec under its own responsibility. Moreover, ISTec participated successfully in a restricted invitation for tenders on a feasibility study, which was submitted to Bahn AG on time at the end of the year. ISTec will continue work in this field in the future.

In the field of **instrumentation and control**, the development of methodical bases for the qualification of highly reliable

software remains being a focal point of work. Another major subject concerned expert advice and support to the Eastern European authorities and utilities to solve the Y2K problem. The advisory services for the Hungarian and Ukrainian authorities within the framework of licensing procedures for the plants in Paks and Rovno, being backfitted with the digital safety instrumentation and control, Teleperm XS, was continued.

The efforts to develop new fields of work with regard to digital safety instrumentation and control concentrated on software qualification. In this respect, the already started development of a code for computer-aided qualification of highly reliable conventional software, e.g. in the field of medical technology, shall be intensified.

In the field of **system development** (IT-systems) emphasis was laid on the further development of the ReVK code system for waste tracking and control applied in the decommissioning of Greifswald und Rheinsberg. This included, in particular, converting the code to a client-server version with direct connection to the Oracle data base at Energiewerke Nord GmbH (EWN). Moreover, the development of a program version has been started which shall be applied to waste tracking and control during decommissioning of the fuel element factory of Siemens in Hanau.

The canvassing of a graphical fire-alarm visualisation system (VerBA) was a concrete step towards the development of new non-nuclear tasks. The system originally developed on behalf of the Isar 1 nuclear power plant is applicable at nuclear and non-nuclear industrial buildings for the modernisation and rationalisation of fire alarm systems.

In the field of **waste management**, the activities continued to be concentrated on the support of BfS in planning and performing the repository projects of the Federal Republic of Germany. This includes the land use planning procedure for the decommissioning of the Morsleben repository (ERAM) and the land use planning procedure for the repository projects "Konrad" and Gorleben. One main aspect was the development of new procedures for the probabilistic source term determination with regard to accidental impact on radioactive waste packages. The work on modelling gas formation in wastes and two-phase flows in the post-operational phase of a repository, co-financed by the EU within the framework of the PROGRESS project, has been finalised.

In the following, the major activities of ISTec are described in detail.

Diagnosis

The primary objective of the project "ICE (*Intercity-Express*) onboard diagnosis system for high-speed trains" is a significant improvement of operational safety of railway vehicles. This concerns above all the early warning of derailment to stop

trains in time or to reduce the speed. By means of the onboard diagnosis system, operation and maintenance shall also be optimised. The detailed specification of an ICE onboard diagnosis system requires the establishment of a broad basis of data and knowledge to determine appropriate measuring principles, sensor positions, assessment algorithms and failure-specific parameters. Analyses of failure simulations at the roller rig and measuring journeys on actual tracks formed the basis for the feasibility study mentioned above.

At first, a measuring and assessment system was defined and assembled. Then numerous sensors were mounted to a bogie of an ICE-2 passenger trailer to gain measuring data at the roller rig of the Research and Technology Centre (Forschungs- und Technologiezentrum – FTZ) in Munich-Freimann. The investigation focussed on the driving behaviour with slightly damaged components and different excitation functions. After that, the sensors and signal recorders were installed in another ICE-2 passenger trailer for analysis measuring journeys performed without passengers. An important objective of these journeys was to gain enough data to determine the actual operational behaviour with intact or slightly damaged components. Subsequent to the measurements, the data were evaluated to develop algorithms for failure detection.

The measuring data recorded at the roller rig and during the measuring journey on actual tracks showed distinct reactions to simulated failures confirming the feasibility with respect to the primary task specified: Early detection of functional degradation or component wear with frequency-selective and statistical methods. Here, it was possible to relate the failure cause to different criteria, partially using additional information, such as phase correlations or shifts of natural frequencies. Due to the new findings, the number of sensors required could be reduced considerably.

At present, the findings are implemented in a prototype system with standard design characteristics. When the ICE fleet

will be equipped according to this new technology – from experience, only a big train supplier can be considered for this – ISTec is optimistic to be involved in the field of services: Self-dependant assessment of stored data to detect failures at an early stage and to prevent failure extension, comparable with the operation-related services of ISTec for nuclear power plants.

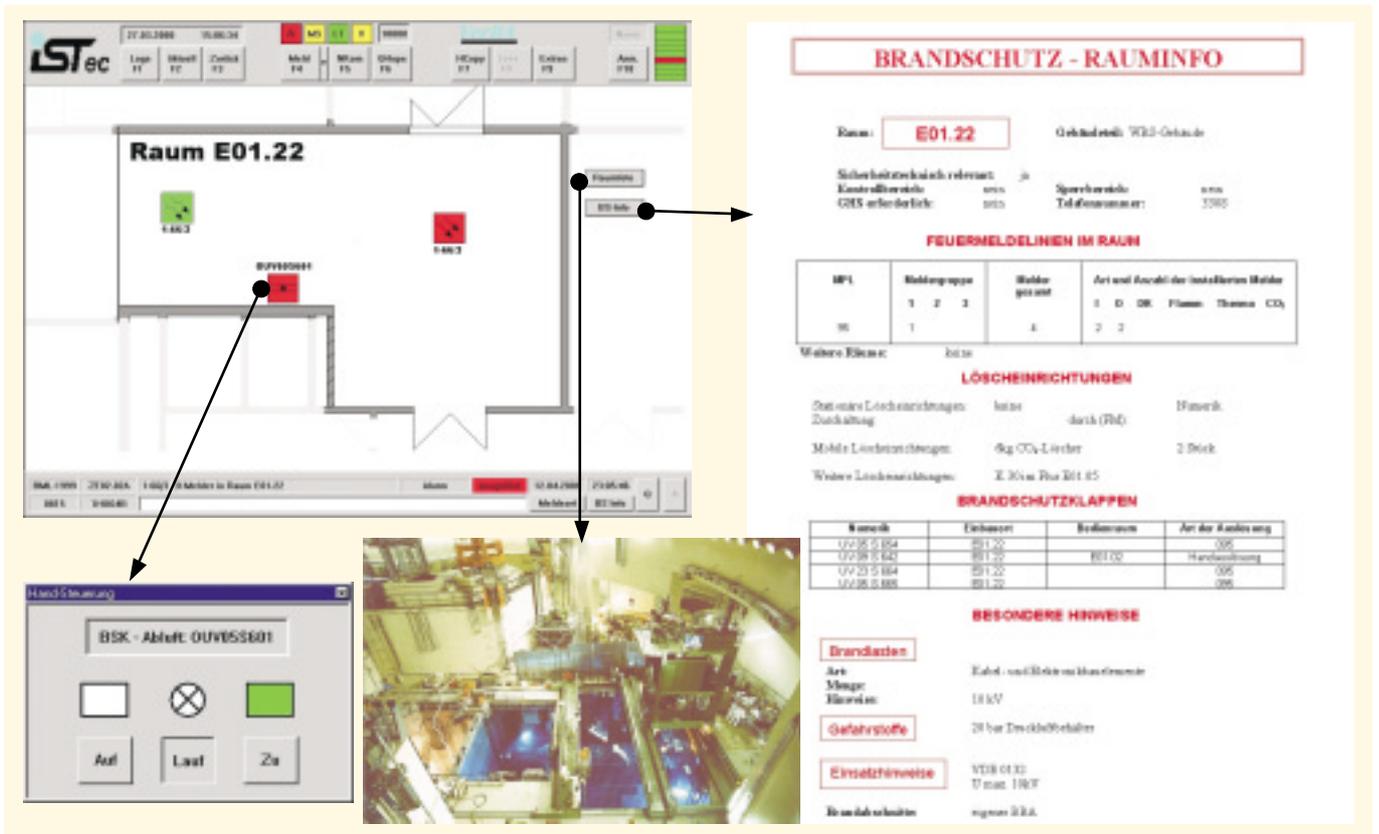
Instrumentation and control

For the safety assessment of pre-developed, so-called COTS (*commercial off the shelf*) software, a method has been developed by means of which information on manufacturing process, the product and operating experiences are compiled systematically. This allows performing a weighted and formalised overall assessment.

In another R&D project, a prototype tool has been developed by means of which the software can be checked regarding the fulfilment of requirements, e.g. in standards. In its current form, the tool can check the source code of the language C whether it complies with the standard IEC 60880. The supplementation with regard to other languages and standards is possible.

In the EU project "Licensing-Related Assessment of Digital Computer Based Technology for I&C Important for Safety Systems", a comparative study has been prepared by Western and Eastern licensing authorities and their consultant organisations on issues related to licensing practice for digital safety instrumentation and control in the EU and EU-applicant countries. Participants were CIEMAT/Spain, ISTec/Germany, SONS/Czech Republic and HAEA/Hungary. The study showed big differences with regard to procedures and standards.

In another EU project, the requirements for software of the safety instrumentation and control were compiled and the EU-wide common grounds and differences in test practice documented. This was done within the framework of the "Task Force on Safety Critical Software" of the



▲ Visualisierungsmöglichkeiten der „Verbesserten Brandmeldeanlage“ (VerBA). Bei Alarm erscheint der Grundriss des betroffenen Raums mit den Brandmelde- und Brandschutzeinrichtungen, wobei der alarmgebende Melder rot hervorgehoben ist. Über Schaltflächen lassen sich die Brandschutzklappensteuerung, Brandschutz-Rauminformationen und Raumfotos anfordern.

Visualisation possibilities of the improved fire alarm system (Verbesserten Brandmeldeanlage – VerBA). In case of alarm, the ground plan of the room concerned is shown with the fire alarm and fire protection systems with the alarm-giving fire detector highlighted in red. The fire dampers control, fire protection room information and room photos can be requested via buttons.

Nuclear Regulatory Working Group (NRWG) and the ARMONIA project.

Regarding the nuclear standards and guidelines on computer-based safety instrumentation and control, the current standards of the International Electrotechnical Commission (IEC) represented the main item. The research group 45 WG A3, dealing with these issues, is headed by ISTec.

Under contract to BMU/BfS, the reconstruction and upgrading of safety instrumentation and control at German nuclear power plants were assessed with regard to safety. For this purpose, studies on the employment possibilities of application-specific integrated circuits or free programmable gate arrays (ASICs, FPGAs) were carried out and recent

findings on electromagnetic influence and protection possibilities evaluated.

Regarding the limitation and solution of the ageing problem of conventional instrumentation and control, methods were analysed by means of which specific characteristics can be obtained and the on-line state diagnosis of instrumentation and control equipment can be classified.

Within the framework of EU projects, ISTec supported GRS and RISKAUDIT in the field of electrical engineering and instrumentation and control. This included advisory services to the Eastern European authorities and the assessment of specified Eastern European nuclear power plants: Medzamor/Armenia, Mochovce/Slovakia and Kalinin/Russia. Further, an assessment of electrical en-

gineering and instrumentation and control was performed within the framework of a WENRA-mission which was to determine the safety level of the VVER-440/V-230 plants in EU-applicant countries (Bohunice/Slovakia and Kozloduy/Bulgaria).

With regard to the solution of the Y2K problem, ISTec supported GRS in its corresponding national and international activities. ISTec was responsible for the overall management of the project, which served the availability and exchange of information for the in-time establishment of measures in countries with VVER- and RBMK-reactors. This also included the circulation of information to the nuclear committees and institutions in Germany and German representations abroad.

In the field of qualification and survey of digital instrumentation and control, the experiences with Teleperm XS (TXS) were supplemented by analyses of Teleperm XP (TXP). Subject of assessment was the applicability of TXP for functions with low and medium safety significance in a nuclear power plant. For this purpose, a study of the manufacturer on the application of international standards (IAEA, IEC) was analysed. This helped to confirm the sustainability of the concept. Currently, it is being investigated whether TXP can be applied in safety-relevant functions.

With the use of digital safety instrumentation and control the question arises how data on failed modules can be recorded. The current approach is no longer sufficient to judge the operating behaviour of these systems. ISTec works on a BMWi-project for the development of methods to record operating experiences with software-based systems. These activities were also used for the participation in the task group "Computer-Based Systems Important to Safety" (COMPSIS) of the OECD/NEA PWG 1 "Operating Experience and Human Factors".

With respect to the open questions in connection with the licensing of digital safety instrumentation and control, IAEA started a joint research project with the title "Scientific Basis and Engineering Solutions for Cost-Effective Assessments of Software Based I&C Systems". ISTec was requested to participate in this international development project as German representative.

Under contract to the Korean Institute of Nuclear Safety (KINS), preliminary rules were evaluated containing the requirements for the safety instrumentation and control for the Korean Next Generation Reactor. A number of recommendations for modifications was drafted.

For the Oskarshamn nuclear power plant in Sweden, reports were analysed and evaluated regarding the application of safety standards prepared by the manufacturer (ABB) within the frame of the replacement of the safety instrumentation and control.

The efforts in non-nuclear fields have also been intensified. ISTec sees good chances to acquire new fields of activities in the course of increasing globalisation. The globalisation also requires an increased competitive capacity of the European industry, and above all of small and medium-sized enterprises which mostly can pursue own research activities only to a limited extent. The EU supports these enterprises, e.g. within the framework of the project ISA-EUNET on the subject "development of safety-relevant and reliable software". Due to its many years of experience and function as German co-ordinator in the European network ENCRESS, ISTec was commissioned by the EU to render demand-oriented support. The offer includes seminars, courses and editing of multimedial technical documentation regarding successful licensing, and the reliable and efficient use of software. This engagement provides a platform in Europe which ISTec intends to use for further activities.

System development

To minimise the efforts and expenses related to the data base administration of the code system for waste tracking and control (ReVK) at the user side, the standard version is supplied as a file-server solution with a FoxPro data base. With a data volume of up to 2 GByte per table, this represents, according to the recommendations of Microsoft, an optimal solution for program performance.

Energiewerke Nord (EWN) requested a connectivity between ReVK and Oracle. On the one hand, EWN wanted to use the access authorisation of Oracle. On the other hand, the data base should have sufficient capacity to process the continuously increasing data volume reliably and without modification of the data base over the entire duration of the decommissioning project. Moreover, the ReVK data should be linked to additional data of the Oracle data base and other Oracle-based applications, in turn be made available to ReVK.

The complexity of the ReVK did not allow the use of Case tools or other pro-

grams when implementing the FoxPro data base on Oracle. This required the development of special programs. The high demands of the customer required extensive efforts in data base optimisation since August 1999. The ReVK is now run on an Oracle data base in Greifswald as client-server solution.

For the dismantling of the fuel element factory Siemens Brennelementwerke Hanau (SBW), the basic version of the ReVK has been adapted and extended. It integrates several documentation systems formerly used at SBW. All data of these systems are now stored in one data base and can be mutually processed and evaluated.

SBW intends to condition the arising and already existing waste according to the waste acceptance criteria for final disposal. For the conditioning process, an optimisation module has been developed which enables the user to compose virtual waste packages in order to check their compliance with the waste acceptance criteria. By this, it can be determined how the different summation criteria for activity limitations are exploited. If an optimal solution is found, this virtual package serves as reference for the conditioning. After conditioning, the data for the follow-up are automatically generated from the data of the preceding package. After product control, these pre-set values can be overwritten by actual values.

Waste packages have to be reported to BfS. After their approval, they are called in for final disposal by BfS. Waste data sheets are required for their declaration. The "Konrad-repository-module" developed by ISTec allows to check the waste for compliance with the waste acceptance criteria and to print out the data sheets for declaration and delivery.

Buildings, rooms and components at SBW are identified by numbers of the plant-specific identification system (Anlagenkennzeichnungssystem – AKS), which are stored for reference in the ReVK. Besides, a typical nuclide vector and the specific activity are assigned to

each individual room. With these data, the activity of the arising radioactive material is determined automatically and the disposal path is preliminarily specified.

In addition to these upgrades, several modifications were realized that consider now regulatory requirements with regard to licensing and operational requirements, e.g. extended password protection, facilitated retrieval and new interfaces with other systems.

The ReVK developed for SBW will be taken into operation in the first extension stage at the beginning of 2000.

Under contract to the Isar 1 nuclear power plant, ISTec was asked to improve the fire protection system by a modern graphical user interface. The objective is to enable a faster and more effective reaction to fires with the improved fire alarm system (**Verbesserte Brandmeldeanlage – VerBA**) and to rationalise maintenance and in-service inspections. In case of alarms, VerBA quickly gives a survey on the locations and makes alarm plans available. During maintenance and in-service inspections, there is the possibility to isolate or activate fire detectors on demand. Moreover, it is possible to operate fire and smoke dampers and to document these actions. In the fourth quarter, the requirements were specified and the development of a prototype initiated. Termination of the project is planned for the end of 2000.

Waste management

In the field of waste characterisation, the projects for the determination of activity inventory in the waste material, in particular those from the operation of nuclear power plants, have been continued. In this connection, the existing data base has been supplemented by plant-specific information. By this, more distinct relations between measured values and the plant design and the operational parameters can be derived. Further, an exchange of information has been agreed upon between

ISTec and the Japanese enterprise JGC Corporation/Yokohama, which increases the data stock at ISTec considerably. Comparable agreements have been prepared with NAGRA/Switzerland and EDF/France. Finally, a new version of the evaluation program ELSA has been developed. In the meantime, the version 2.0 was successfully put on the market.

The safety analyses for repositories concentrated on two fields. On the one hand, the method of the probabilistic safety assessment of the operating phase was enhanced. The draft guideline delivered to BfS at the end of the year gives guidance – similar to the corresponding document for nuclear power plants – for a probabilistic safety analysis for the operating phase of a repository. On the other hand, support was given to BfS in preparing the land use planning procedure for the decommissioning of the Morsleben repository for radioactive waste (ERAM). Here, a method was developed by which the activity release from caverns during the decommissioning phase can be described. It was demonstrated that the distribution calculations for the selected drift net and its sealings reflect the measured values adequately.

The research project to determine the gas source term in the repository and to describe two-phase migration processes, which started in 1996, has been finalised. Under contract to BfS and the European Commission, the gas generation rates measured in German radioactive waste material have been registered and evaluated for the first time. This represents a unique step toward a realistic source term determination. A set of instruments has been developed for the two-phase flow modelling, which now is able to describe the simultaneous distribution of gas and brine in a repository in salt considering the rock convergence and the effects due to the solubility of the salt. Here, the nuclide migration is also modelled by a tracer parallelly. The experiences made was used for the recently published status report for the Nuclear Energy Agency (NEA) and the European Commission. ISTec was responsible for the chapters on repository concepts, on gas generation and on gas migration in salt. These tasks were supplemented by a thesis prepared at ISTec to-

gether with the FHS Bochum. In this thesis, the contribution of other chemical reactions to gas generation in the repository was analysed for the first time. The results raised great interest at BfS and abroad.

On the background of impermissible radioactive contaminations during transport of spent fuel elements, an investigation was performed under contract of BfS on the knowledge existing on low-level waste packages and on the measures taken by the waste producers and repository operators to detect and avoid contaminations in a reliable way.

In order to determine the actual situation, all competent German authorities and the main groups of waste producers were addressed in writing. Responses showed that contaminations also occurred in case of low-level waste to a minor degree, but the practised and planned measures in the repository are sufficient for a reliable detection and avoidance. The results of the works were summarised in a report which serves as supporting document in the land use planning procedure.

For the derivation of activity limit values of the “final storage requirements Konrad”, a deterministic source term analysis was performed on the basis of general load assumptions. To estimate the margins included by this and to achieve more realistic results, a procedure was developed for probabilistic source term determination and applied to the “Konrad” waste spectrum.

The new procedure simulates (Monte-Carlo) a great number of release situations which consider, among others, the distribution of fire loads, flame expositions, the types of waste material, the treatment procedures and the containers. This results in a specific distribution of release contributions according to waste product groups. It shows that the source terms on which the final storage requirements are based, are one to two orders of magnitude higher than those calculated with the probabilistic method.

W. Wurtinger

Nachrüstung osteuropäischer Kernkraftwerke mit digitaler Sicherheitsleittechnik

Der politische Wandel in Osteuropa vor gut zehn Jahren leitete eine Neuorientierung der sicherheitstechnischen Beurteilung der Kernkraftwerke ein. Alle osteuropäischen Länder, in denen die Kernenergie genutzt wird, unternahmen große Anstrengungen, die Sicherheit der mit russischer Technik gebauten Anlagen zu erhöhen. Ohne westliche Unterstützung war es jedoch nicht möglich, die technischen Sicherheitsdefizite kurz- und mittelfristig abzubauen. Darüber hinaus wurde erkannt, dass nur unter aktiver Mithilfe des Westens stabile Sicherheitsstrukturen geschaffen werden konnten. Dabei ging es vor allem darum, die neu eingerichteten oder in einigen Ländern bereits existierenden Behörden in ihrer Unabhängigkeit und fachlichen Kompetenz zu stärken. Dies führte zu engen Sicherheitspartnerschaften mit östlichen Behörden, in die sich auch Deutschland mit großem Engagement einbrachte.

Ein wesentlicher Bereich, in dem Sicherheitsdefizite gegenüber westlichen Anforderungen bestehen und in dem aufgrund von Alterungsprozessen vermehrt Systemausfälle und Schwierigkeiten bei der Ersatzteilbeschaffung auftreten, ist die Sicherheitsleittechnik. Unter Sicherheitsleittechnik sind alle elektronischen Sicherheitseinrichtungen und der Reaktorschutz mit den Automatisierungseinrichtungen zu verstehen, die zur Beherrschung von Störfällen vorgesehen sind. Die im Aufbau befindlichen Behörden stehen damit vor der Aufgabe, im Zusammenhang mit den dringend notwendigen Modernisierungen die Frage der Genehmigungsfähigkeit software-basierter Sicherheitsleittechnik lösen zu müssen.

Weltweit ist in der Industrie ein Technologiewandel zu beobachten: weg von der Analog- hin zur Digital- und Rechner-technik. Dieser führt dazu, dass die bisherige Technik für die Modernisierung von Kernkraftwerken nicht mehr eingesetzt wird oder sogar nicht mehr zur Verfügung steht. Moderne Sicherheitsleittechnik ist in einigen westlichen Kernkraftwerken bereits im Einsatz. Die erforderlichen Genehmigungsverfahren waren jedoch aufwendig, weil neue Fragen beantwortet werden mussten. Dabei kam erschwerend hinzu, dass die internationale Diskussion über Auslegungsmerkmale und Anforderungen an die neue Technik noch nicht im einzelnen abgeschlossen ist.



▲ Relais-tafel im Reaktorschutz eines Kernkraftwerks russischer Bauart (VVER 440/ W 230-Anlage). Festverdrahtete Analogtechnik dieser Art muss aufgrund steigender Ausfallraten immer häufiger ersetzt werden. Probleme bei der Beschaffung von Ersatzteilen, insbesondere aber auch der inzwischen eingetretene Technologiewandel, d.h. weg von der Analog- hin zur Digital-(Rechner-)Technik, führen dazu, dass mehr und mehr digitale Sicherheitsleittechnik in östlichen Kernkraftwerken nachgerüstet wird. Die Behörden stehen dabei vor neuen Fragen der Genehmigung von software-basierter Systemtechnik.

Relay panel forming part of the reactor protection system of a Russian-designed nuclear power plant (VVER-440/V-230). Hard-wire analogue technology of this kind needs to be replaced more and more often due to increasing failure rates. Problems with the procurement of spare parts, but also in particular the technological change that has taken place in the meantime – i. e. away from analogue towards digital (computerised) technology – have led to the fact that Eastern nuclear power plants are upgraded to digital safety I&C at a growing rate. In this context, the authorities are facing new problems in connection with the licensing of software-based systems technology.

Beauftragung von ISTec

Das BMU hat für die Beratung östlicher Behörden auf dem Gebiet „Digitale Sicherheitsleittechnik“ ISTec ausgewählt. ISTec befasst sich seit vielen Jahren mit den Sicherheitsfragen rechnerbasierter Schutzsysteme und hat dabei ein umfangreiches Know-how angesammelt. Dies erstreckt sich auf die Forschung und Entwicklung von Methoden zur Softwareanalyse und den Sicherheitsnachweis digitaler Sicherheitsleittechnik. Darüber hinaus hat sich ISTec in der internationalen Diskussion engagiert, um gemeinsam akzeptierte Anforderungen zu finden (z. B. bei OECD/NEA, IAEA, EU) und Regeln insbesondere im Rahmen der Internationalen Elektrotechnischen Kommission (IEC) festzuschreiben. Die Tatsache, dass z. B. bei den IEC-Regeln in Bezug auf konkrete Anforderungen an die Software bis vor kurzem nur eine technisch überholte Regel zur Software existierte und derzeit nur vorläufige Regeln, Entwürfe oder Absichtsaussagen vorliegen, belegt die Schwierigkeit einer internationalen Konsensfindung. Die anstehenden Fragen, die sich bei der Genehmigung dieser Technik für hohe und höchste Sicherheitsaufgaben stellen, lassen sich nicht mit dem methodischen Instrumentarium der Sicherheitsnachweise konventioneller Leittechnik beantworten. Bereits zur Ermittlung des Stands von Wissenschaft und Technik sind Experten erforderlich, die sich lange mit diesem Themenkomplex auseinandergesetzt haben. Dieses Erfordernis erfüllt ISTec. Über die wissen-

schaftliche Befassung mit sicherheitskritischer Software hinaus hat sich ISTec auch umfassendes praktisches Know-how angeeignet: Es war bei der grundsätzlichen Bewertung des Konzepts und im Rahmen einer Typprüfung bei der Begutachtung der in Deutschland entwickelten Komponenten zur Sicherheitsleittechnik eingeschaltet. Diese Kenntnisse wurden noch erweitert durch die Beteiligung bei Genehmigungsverfahren im In- und Ausland.

Kooperation mit Ungarn

Die Kooperation mit der ungarischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde HAEA-NSD (Hungarian Atomic Energy Authority/Nuclear Safety Directorate) hat sich seit mehreren Jahren in hervorragender Weise bewährt. In der ersten Phase der Kooperation bestand die Aufgabe darin, HAEA-NSD bei der Neufassung des ungarischen „Safety Code“ hinsichtlich dessen Erweiterung auf digitale Sicherheitsleittechnik zu unterstützen. Dies war notwendig geworden, als absehbar wurde, dass für die geplante Modernisierung des Kernkraftwerks PAKS aufgrund der Angebote aus der Industrie nur digitale Sicherheitsleittechnik in Frage kam.

Als die Entscheidung auf das von Siemens entwickelte System Teleperm XS (TXS) fiel, wünschten HAEA und BMU, dass ISTec seine Erfahrungen und detaillierten TXS-Kenntnisse durch Beratung der Behörde in das ungarische Genehmigungsverfahren einbringt. ISTec hat zusätzlich die Universität Bochum zur Beantwortung ausgewählter wissenschaftlicher Fragen, z. B. die quantitative Bewertung der Zuverlässigkeit, sowie den TÜV Nord einbezogen, der insbesondere seine praktischen Erfahrungen bei der Nachrüstung von Teilen der Sicherheitsleittechnik (Kategorie 2 und 3) im Kernkraftwerk Unterweser sowie bei der Typprüfung von TXS einbringen sollte. Themen der Beratung waren:

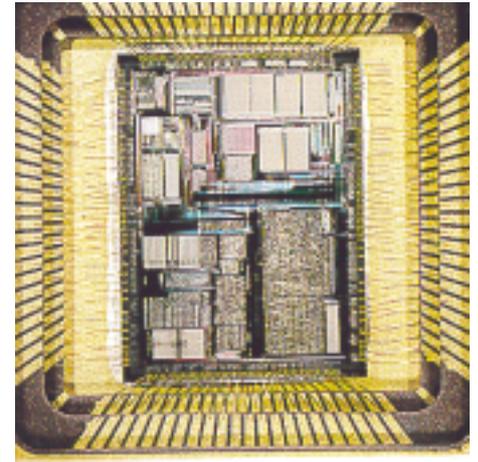
- Umsetzung verfahrenstechnischer Anforderungen in Spezifikationen zur Leittechnik,

- Eignung der Systemstruktur und der Hard- und Software-Komponenten zur Erfüllung funktionaler Anforderungen an das Schutzsystem,
- Prüfkonzept des Teleperm XS Systems,
- Anforderungen an den anlagenspezifischen Systemtest,
- Factory Acceptance Tests im Prüffeld
- Werkzeuge zur Analyse der anlagenspezifischen Software,
- Anforderungen an die Prüfungen zur Inbetriebnahme und die wiederkehrenden Prüfungen,
- Strukturierung der wiederkehrenden Prüfungen,
- Vorgehensweise beim Zuverlässigkeitsnachweis.

Gemäß der international geführten Diskussion über die digitale Sicherheitsleittechnik hat die Verifikation der anlagenspezifischen Software einen besonderen Stellenwert. Um modernstes Instrumentarium zu nutzen, hat die ungarische Behörde die Voraussetzungen geschaffen, dass ISTec den PAKS-spezifischen Anwender-Code unabhängig vom Hersteller mit dem Prüftool RETRANS analysieren und einer Plausibilitätsprüfung bezüglich Parameterabweichungen in redundanten Kanälen unterziehen konnte. RETRANS ist ein von ISTec entwickeltes Re-engineering-Werkzeug, das den Quellcode rückübersetzt und durch Vergleich Abweichungen von den funktionalen Anforderungen feststellt (s. GRS-Jahresbericht 1998). Die Analysen wurden mit großem Erfolg durchgeführt. Eine Fortführung der Beratung wurde vereinbart. Das Projekt hat mit den Ergebnissen auch Erkenntnisse geliefert, die in die internationale Diskussion einfließen.

Kooperation mit Ukraine, Russland und Slowakei

Die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde der Ukraine hatte mit dem BMU vereinbart, sich umfassend in Sicher-



▲ Hochintegrierte elektronische Bausteine haben die Welt verändert. Die enorme Leistungsfähigkeit, die geringen Herstellungskosten und die hohe Flexibilität, softwaregesteuert beliebige Funktionalität herstellen zu können, haben in allen Industriebereichen der Mikroelektronik zum Durchbruch verholfen. Auch in der Sicherheitsleittechnik von Kernkraftwerken kommt diese Technologie jetzt zum Einsatz.

Highly integrated electronic modules have changed the world. Their enormous performance, low production costs and the high flexibility of being able to produce any desired software-based functionality have been the cause of the break-through in all branches of the micro-electronics industry. Now this technology is also used in the safety I&C of nuclear power plants.

heitsfragen beraten zu lassen, wobei westliche Sicherheitsstandards eingebracht werden sollten. Eine hohe Priorität hatte in diesem Zusammenhang die Beratung bei der Genehmigung digitaler Sicherheitsleittechnik. Die fachlichen Schwerpunkte waren ähnlich wie bei den Arbeiten für die ungarische Behörde. Von besonderem Interesse war es, der ukrainischen Behörde die Vorgehensweise der anlagenunabhängigen Komponententypprüfungen und der Integration/Systemprüfung zu erläutern sowie sie bei der Formulierung nationaler Anforderungen zu unterstützen.

Die russische Behörde Gosatomnadsor zeigte großes Interesse, sich durch ISTec bei der Erweiterung ihres Regelwerks

für digitale Sicherheitsleittechnik beraten zu lassen. Dieses leitet sich auch dadurch ab, dass in Russland Entwicklungen bei der Hard- und Software laufen, die sich in weiten Bereichen auf Lizenzen deutscher Technik abstützen. Die Erfahrungen von ISTec aus der Arbeit in internationalen Gremien und die detaillierten Kenntnisse des TXS-Systems können dazu beitragen, im russischen Regelwerk und damit in der russischen Sicherheitsleittechnik Anforderungen entsprechend dem westlichen Sicherheitsdenken zu verankern.

Die slowakische Behörde UJD hat ISTec aufgrund seiner umfangreichen Erfahrungen bei der Umsetzung der internationalen Regeln und detaillierten TXS-Kenntnisse bei der Modernisierung der Sicherheitsleittechnik des Kernkraftwerks Bohunice als Berater zugezogen. Über den nationalen Gutachter VUJE/ Bereich Forschung/Informationstechnologie erhielt ISTec den Auftrag, ein Programm für die unabhängige Verifikation und Validierung (V&V) der nachgerüsteten digitalen Sicherheitsleittechnik im Kernkraftwerk Bohunice zu erstellen und bei der Umsetzung dieses Programms als Partner im unabhängigen V&V-Team beratend mitzuwirken. Im einzelnen ging es um die grundsätzliche Auslegung und Erfüllung internationaler Regeln bei konkreten Genehmigungsfragen, z. B. die Bewertung der Factory Acceptance Tests im Prüffeld und der Inbetriebsetzungs- und Genehmigungsprüfungen in der Anlage. Von besonderer Bedeutung waren wiederum die RETRANS-Analysen der Funktionspläne und Funktionsplan- gruppen der Bohunice-spezifischen Anwendersoftware. Der Quellcode konnte erfolgreich verifiziert, Parameterabweichungen aufgedeckt und Unterschiede zwischen Spezifikation und eingesetzten Modulen identifiziert werden.

Weitere Kooperationen

In einem EU-Projekt ging es darum, die Vorgehensweise bei der genehmigungsrelevanten Beurteilung digitaler Sicherheitsleittechnik durch die Behörden in östlichen EU-beitrittswilligen und west-

lichen Ländern zu erfassen und zu vergleichen. In diesem Projekt arbeiteten die tschechische Behörde SONS, die ungarische Behörde HAEA, das spanische Institut Ciemat und ISTec zusammen. Sie legten eine Studie vor, die in ihrer vergleichenden Darstellung nicht nur als gute Informationsquelle dienen kann, sondern auch ausweist, dass für eine umfassende Harmonisierung noch erhebliche Anstrengungen erforderlich sind.

Die vielfältigen internationalen Kooperationen führen darüberhinaus zu persönlichen Kontakten, die für die Informationsbeschaffung auch außerhalb der Fachthematik sehr wertvoll sein können. Sie bewährten sich z. B. bei der Beschaffung von Informationen zum „Jahr-2000-Problem“ der Rechner in osteuropäischen Kernkraftwerken, die ISTec im letzten Jahr für das BMU bzw. die GRS zur recherchieren hatte.

Ausblick

Die osteuropäischen Behörden auf dem Gebiet der digitalen Sicherheitsleittechnik fachlich zu beraten und bei konkreten Genehmigungsfragen zu unterstützen, ist eine anspruchsvolle Aufgabe mit innovativen Implikationen. Bei der Erstellung nationaler Regelanforderungen können die aktuellen westlichen Sicherheitsüberlegungen eingebracht werden. Damit finden die westlichen Anforderungen und Methoden zum Nachweis der Sicherheit Eingang in die russische Reaktortechnik. Möglichkeiten, die in unseren Nachbarländern betriebenen Kernkraftwerke russischer Bauart durch weniger anfällige und nach westlichen Standards ausgelegte Technik sicherheitstechnisch deutlich zu verbessern, sind vorhanden. Sie zu nutzen kommt auch unseren Sicherheitsinteressen entgegen.

Upgrading East-European Nuclear Power Plants with Digital Safety Instrumentation and Control Systems

The political changes in Eastern Europe about ten years ago initiated a re-orientation in connection with nuclear power plant safety assessments. All East-European countries using nuclear power undertook great efforts in order to enhance the safety of the plants that were built with Russian technology. Without Western aid, however, it was not possible to achieve short- or medium-term goals in reducing technical safety deficiencies. It was furthermore realised that without active Western support it would not be possible to establish stable safety structures. Here, the primary objective was to strengthen the newly established or – in some countries – already existing authorities in their independence and technical competence. This resulted in close safety partnerships with Eastern authorities, which were also cultivated by Germany with much commitment.

One major area where safety deficiencies exist compared with Western requirements and where system failures and difficulties with spare-parts procurement occur due to ageing processes is the field of safety instrumentation and control (I&C). Under the term 'safety instrumentation and control', all electronic safety systems and the reactor protection system with the automatism that are provided for accident control are summarised. In connection with the urgently

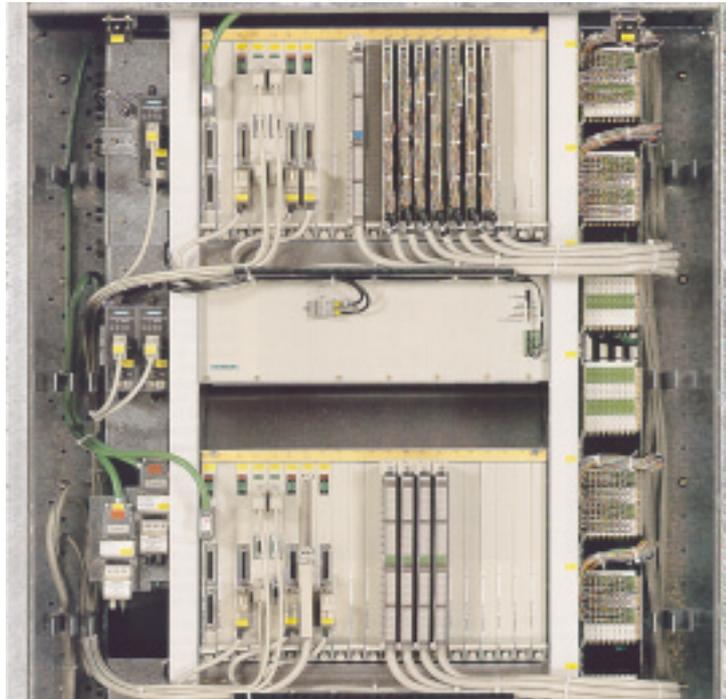
needed modernisations, the authorities that are in the process of being established thus face the task of having to solve the question of the licensability of software-based safety I&C.

A technology change in the industry can be observed world-wide, moving away from analogue towards digital and computerised technology. This leads to the fact that the technology used so far is no longer applied to the modernisation of

nuclear power plants and is actually no longer available. Modern safety I&C is already in use in several Western nuclear power plants. The necessary licensing procedures, however, were rather complex as new issues had to be addressed. What made things even more difficult was that the international debate about design features and requirements for the new technology has not been concluded in every detail.

The task of ISTec

The BMU has chosen ISTec for the task of advising Eastern authorities in the field of "digital safety I&C". ISTec has been dealing with safety issues of computerised protection systems for many years and has acquired a great deal of know-how in the process, especially in the field of research and development concerning software analysis methods and with regard to safety demonstrations of digital safety I&C. In addition, ISTec has taken an active part in discussions on an international level in order to come up with commonly accepted requirements (e. g. at OECD/NEA, IAEA, EU) and to lay down standards, in particular within the framework of the International Electrotechnical Commission (IEC). The fact that until recently there only existed one technically obsolete software-related standard among, e. g., the IEC Standards with regard to concrete software requirements, and that there are currently only provisional standards, drafts or statements of intent available, demonstrates that there is great difficulty finding an international consensus. The questions to be solved which arise from the licensing of this technology that is



▲ Rückwandansicht eines modernen Elektronikschrankes mit durch Lichtleiterkabel verbundenen Prozessorkarten, deren Konfiguration und Funktionalität über Software organisiert werden. Anlagenspezifische Erfordernisse können so standardisiert erreicht und flexibel angepasst werden. Bildausschnitt eines Elektronikschrankes eines Schutzsystems mit Teleperm XS-Komponenten.

View of the back of a modern electronics cabinet with processor cards connected by optical cables; the configuration and functionality of these cards is software-organised. This way, plant-specific requirements can be met in a standardised manner and can be flexibly adapted. Partial view of an electronics cabinet of a protection system with Teleperm XS components.

employed for high- and highest-ranking safety functions cannot be answered with the help of the different methods available for demonstrating the safety of conventional I&C. Already the determination of the state of the art in science and technology, requires experts who have been dealing with this subject area for a long time. This is one of the demands which ISTec can fulfil. Apart from dealing with safety-critical software on a scientific level, ISTec has also acquired comprehensive practical know-how, having been involved in the basic assessment of the concept of safety I&C components developed in Germany as well as in their assessment within the framework of type testing. This know-how was broadened

further by the involvement in licensing procedures at home and abroad.

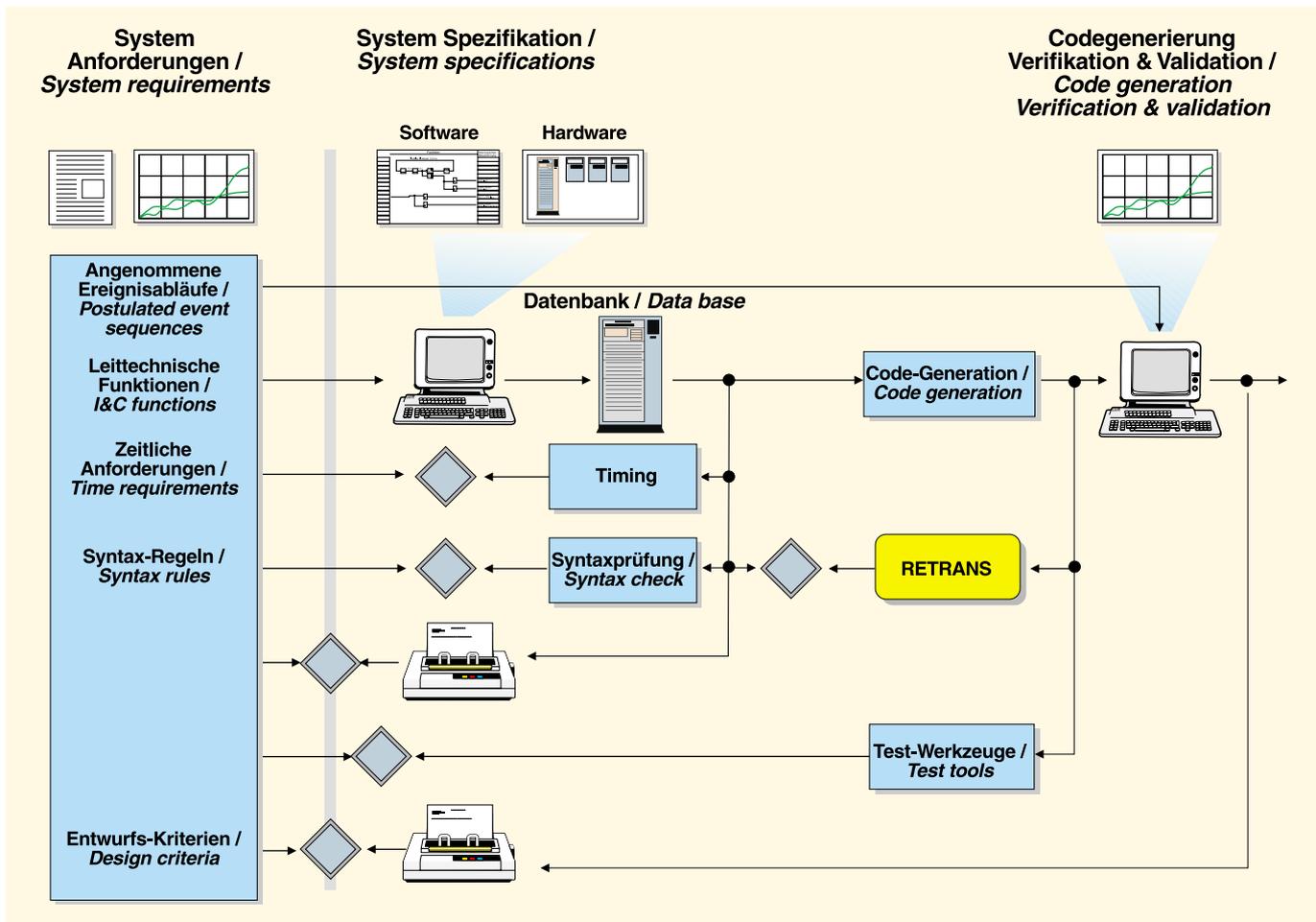
Co-operation with Hungary

Co-operation with the Hungarian regulatory authority HAEA-NSD (Hungarian Atomic Energy Authority/Nuclear Safety Directorate) has proved to be excellent for several years. During the first phase of the co-operation, one task dealt with the support HAEA-NSD in drafting the new version of the Hungarian "Safety Code" with regard to its extension to include digital safety I&C. This became necessary when signs appeared from the offers submitted by the industry in connection with the planned modernisation of the PAKS NPP that digital safety I&C would be the only option.

When the choice fell on the Teleperm XS (TXS) system developed by

Siemens, HAEA and BMU expressed the wish that ISTec should contribute its experience and detailed TXS-related knowledge by advising the authority in the Hungarian licensing procedure. ISTec also involved Bochum University – for answering selected scientific questions, e. g. on the quantitative assessment of reliability – as well as TÜV Nord, which was to contribute in particular, its practical experience from upgrading parts of the safety I&C (categories 2 and 3) at the Unterweser NPP as well as from the type testing of TXS. The topics of the issues discussed were:

- Implementation of process-based requirements in the specifications concerning I&C,



▲ Moderne Engineering-Werkzeuge zur Systemkonfiguration, formalisierten Funktionsspezifikation und Codegenerierung sowie zur Verifikation und Validation der erzeugten Software werden für den Entwurf und die Erstellung der digitalen Sicherheitsleittechnik eingesetzt. Da Bild zeigt die wesentlichen Schritte der anlagenbezogenen Software-Qualifizierung beim System Teleperm XS. Mit dem Tool RETRANS von ISTec kann unabhängig vom Hersteller die Verifikation des Codes auf Quellcode-Ebene durchgeführt werden.

Modern engineering tools for system configuration, formalised function specification and code generation as well as for the verification and validation for the software generated are used for the design and realisation of digital safety I&C. The figure shows the relevant steps of plant-specific software qualification for the Teleperm XS system. With the help of the RETRANS tool developed by ISTec it is possible to carry out code verifications at source code level independent of the activities of the code developer.

- Suitability of the system structure and of hardware and software components to fulfil functional requirements for the protection system,
- Teleperm XS testing concept,
- Requirements for the plant-specific system test,
- Factory Acceptance Tests in testing fields,
- Tools for the analysis of the plant-specific software,

- Requirements for commissioning tests and in-service inspections,
- Structuring of in-service inspections,
- Methods in connection with reliability demonstration.

As can be discerned from the international debate about digital safety I&C, particular attention is paid to the verification of the plant-specific software. In order to employ the most modern instruments, the Hungarian authority created the conditions that enabled ISTec to analyse

the PAKS-specific user code independent of the developer using the RETRANS inspection tool and to subject the code to a plausibility test with respect to parameter deviations in redundant channels. RETRANS is a re-engineering tool developed by ISTec which re-translates the C-source code and identifies deviations from the functional requirements by comparison (see GRS Annual Report 1998). The analyses were performed with great success. It was agreed that the advisory assistance should continue. The results of the project have also yielded

new insights that are being fed into the international discussion.

Co-operation with the Ukraine, Russia and the Slovak Republic

The regulatory authority of the Ukraine had agreed with the BMU that it would seek comprehensive advice on safety issues, with Western safety standards being taken into account. In this context, high priority was given to the advisory assistance in the licensing of digital safety I&C. The major technical points were the same as in the case of the work for the Hungarian authority. What mattered in particular was the explanation of the procedure of a plant-independent component type inspection to the Ukrainian authority and the assistance given to the authority in drafting national requirements.

The Russian authority Gosatomnadzor showed great interest in being advised by ISTec in connection with the extension of the regulations to include digital safety I&C. This is also due to the fact that hardware and software developments are going on in Russia which are based in wide areas on licensed German technology. The experiences gained by ISTec from its work on international committees and the detailed knowledge of the TXS system can contribute to establishing requirements in line with Western safety philosophy in the Russian regulations and thereby also in the Russian safety I&C.

The Slovak authority UJD has consulted ISTec in connection with the modernisa-

tion of the safety I&C of the Bohunice NPP due to ISTec's comprehensive experience with the implementation of international standards and its detailed knowledge of TXS. The national expert organisation VUJE/Research/Information Technology Division contracted ISTec to develop a program for the independent verification and validation (V&V) of the upgraded digital safety I&C of the Bohunice NPP and to provide advisory assistance in the implementation of this program as a partner in the independent V&V team. The specific issues were the basic design and the fulfilment of international standards in the case of concrete licensing issues, e. g. the assessment of the Factory Acceptance Tests within the inspection scope and the commissioning and licensing tests in the plant. Yet again, the RETRANS analyses of the logics and logic groups of the Bohunice-specific user software were attributed special importance. The source code could be verified successfully, parameter deviations were uncovered, and differences between the specifications and the modules used were identified.

Further co-operation projects

The objective of an EU project was to compile and compare the methods applied by EU-applicant Eastern countries and by Western countries for the licensing-relevant assessment of digital safety I&C. The Czech authority SONS, the Hungarian authority HAEA, the Spanish Ciemat institute and ISTec worked together on this project. They presented a study which – due to its comparative character – is not only a good source of information but which also shows that con-

siderable efforts are still required if comprehensive harmonisation is to be achieved.

The manifold international co-operation activities furthermore lead to personal contacts which are of great value for obtaining information also beyond the technical level. For example, they proved to be useful in connection with getting information about the "Year-2000-Problem" of the computers in use in East-European nuclear power plants, which ISTec needed to obtain last year for BMU and GRS.

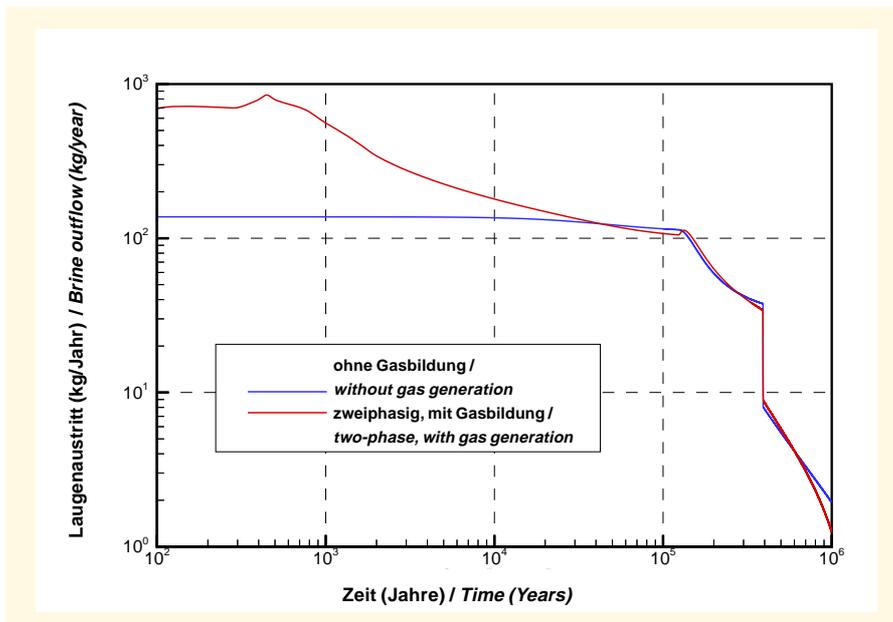
Outlook

Advising the East-European authorities in the field of digital safety I&C and providing assistance in connection with concrete licensing issues is a demanding task that has innovative implications. In the drafting of national regulatory requirements, it is possible to include current Western safety considerations as well. This way, Western requirements and safety demonstration methods find their way into Russian reactor technology. Possibilities exist to make clearly safety-related improvements to the Russian-designed nuclear power plants operated in our neighbouring countries by applying technology that is less susceptible to failure and has been designed according to Western standards. To use this technology is also in our own safety interests.

D. Wach

Auswirkungen zweiphasiger Strömungsvorgänge auf die Auslegung eines salinaren Endlagers

Bei einer Analyse der Langzeitsicherheit von Endlagern muss der Nuklidtransport in den Nah- und Fernbereich möglichst realistisch beschrieben werden. Aufgrund der Vielzahl der verschiedenen Prozesse und physikalischen Parameter wurden hierfür bislang meistens vereinfachte Ein-Phasen-Transportprozesse mit Worst-Case-Abschätzungen modelliert. Das in den letzten Jahren verstärkt diskutierte Phänomen der Gasbildung im Endlager lässt sich mit den bisherigen Methoden nicht ausreichend beschreiben. Deshalb wurden Anstrengungen unternommen, die Transportprozesse in einem salinaren Endlager unter diesem Gesichtspunkt möglichst realitätsnah zu beschreiben. Auf diese Weise sollte die potenzielle Freisetzung von Nukliden unter Einbeziehung der Effekte der Gasbildung modelliert und die Auswirkungen auf die Auslegung des Endlagers analysiert werden.



▲ Zweiphasige Transportvorgänge können nicht als Summe einphasiger Phänomene beschrieben werden. Dies verdeutlicht das in der Grafik dargestellte Beispiel: Die Raten der aus dem Einlagerungsbereich ausströmenden Lauge unterscheiden sich deutlich bei ein- und zweiphasiger Betrachtung /2/.

Two-phase transport processes cannot be described as the sum of single-phase phenomena. This is illustrated clearly by the example shown in the graphic: the rates of the brine flowing from the repository area differ clearly when analysed with a single-phase or two-phase approach /2/.

Die Arbeiten wurden in einem überwiegend vom BfS geförderten Projekt durchgeführt und waren in ein Gemeinschaftsprojekt der EU zur Gasbildung und zum Gas-transport in Endlagern eingebunden /1/. Das angestrebte Ergebnis war die Gewinnung eines Rechencode auf der Basis einer Mehrphasen-Mehrkomponenten-Strömung in porösen Medien und die ex-

perimentelle Bestimmung von Parametern für eine Langzeitsicherheits-Analyse des Nahbereichs eines salinaren Endlagers, um mit deren Hilfe Anforderungen an die Auslegung des Endlagers abzuleiten.

Ausgangspunkt war die Erkenntnis, dass zweiphasige Transportvorgänge nicht als

Summe einphasiger Phänomene beschrieben werden können. Die Wechselwirkung zwischen unterschiedlichen Phasen erzeugt Abläufe, die sich nicht aus der separaten Betrachtung der einzelnen Phasen erschließen lassen. Dies trifft erst recht dann zu, wenn die fluid-dynamischen mit geomechanischen Prozessen gekoppelt sind. Diese Kopplung führt zu stark nicht-linearen Abhängigkeiten, die eine belastbare Prognose auf der Grundlage anschaulicher Überlegungen nicht zulassen.

Transportprozesse im Salz

Für die Beschreibung der Transportvorgänge im Salz ist eine Reihe von Prozessen und Wechselwirkungen von Bedeutung, z. B.

- der Zwei-Phasen-Transport von Gas und Lauge infolge von Druckgradienten,
- die Löslichkeit und Diffusion von Gas in Lauge,
- die Verdampfung von Wasser bei Überschreiten des Siedepunkts bei wärmeentwickelnden Abfällen,
- der Radionuklidtransport als Tracer in der Gas- oder Flüssigphase, einschließlich der Wechselwirkung mit dem festen Steinsalz (Adsorption),
- der Transport von an den Korngrenzen gebundenem Porenwasser in Steinsalz infolge von Druck-, Temperatur- und Konzentrationsgradienten,
- die Auswirkung der Löslichkeit von Salz auf die fluid-dynamischen Kenngrößen (Permeabilität, Porosität),
- die Auswirkung geochemischer Veränderungen auf die Gasbildung sowie
- die Auswirkung der Kompaktion des Versatzmaterials infolge der Gebirgskonvergenz.

Für die meisten der genannten Prozesse existieren physikalische Modelle, die zum Teil in numerische Modelle und entsprechende Rechen-codes umgesetzt sind

/3/. Ein Rechencode, der alle wesentlichen Prozesse für eine Sicherheitsanalyse eines salinaren Endlagers berücksichtigt, war noch nicht verfügbar. Daher wurden Anstrengungen unternommen, das erforderliche Instrumentarium möglichst zu vervollständigen.

Modellierung und Szenarienanalyse

Ungestörtes Steinsalz ist praktisch Wasser undurchlässig. Im bestimmungsgemäßen Zustand treten daher in einem salinaren Endlager keine sicherheitstechnisch relevanten Strömungsprozesse auf. Die Philosophie des Mehrbarrierenkonzepts geht jedoch davon aus, das Versagen von Sicherheitsvorkehrungen anzunehmen und Störfallszenarien zu unterstellen. Es wurden drei Szenarien unterschieden, die alle Möglichkeiten im Hinblick auf Laugenzufluss umfassen:

- Szenario 1: ein „trockenes“ Endlager (ohne Laugenzufluss),
- Szenario 2: ein mit Lauge gesättigtes, d. h. vollständig geflutetes Endlager und
- Szenario 3: ein anfänglich trockenes Endlager, in das Lauge bis zur Sättigung zufließt.

Für alle Szenarien wird Gasbildung und Wärmeentwicklung berücksichtigt.

Für die Herleitung von Anforderungen an das Versatzmaterial und den Verschluss des Endlagers wurden zunächst Kriterien erarbeitet, mit denen die numerischen Berechnungen bewertet wurden. Diese Kriterien umfassen Maximalwerte für Druck- und Temperatur sowie für die Laugen-Ausströmrates aus dem Einlagerungsbereich. Ein weiteres Kriterium fordert, dass am Ende des Betrachtungszeitraums die Zeitgradienten von Druck, Temperatur und Ausströmrates ausreichend klein oder negativ sein müssen.

Für die Beschreibung der Strömungsvorgänge in einem salinaren Endlager wurde der vorhandene Code TOUGH2 modifiziert. Er dient zur numerischen Berechnung der Mehrphasen-Strömung in

porösen Medien nach dem verallgemeinerten Darcy'schen Gesetz.

Rechnungen

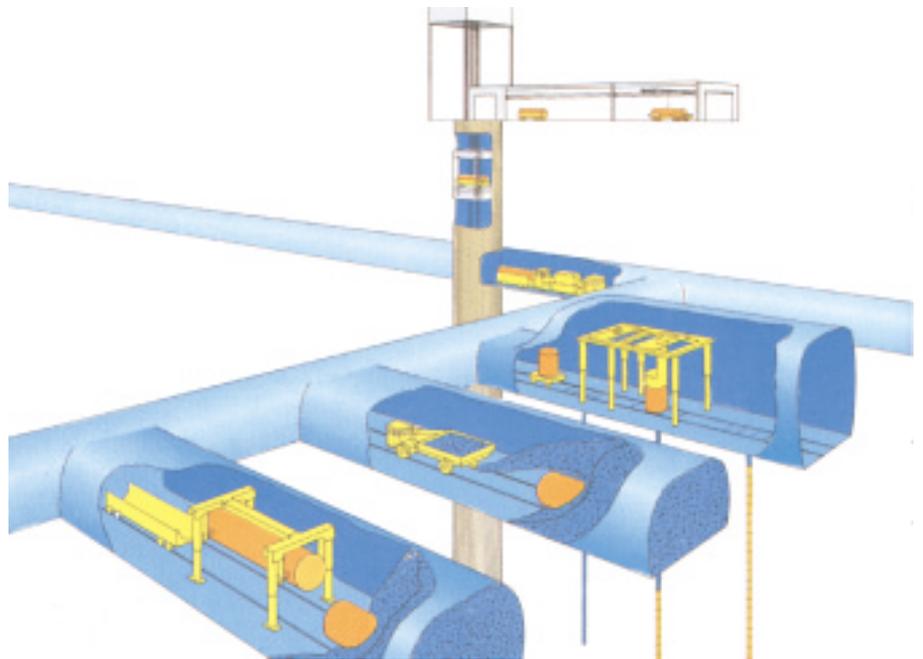
Brennelemente sollen, verpackt in POLLUX-Behältern, in horizontalen Strecken im Steinsalz endgelagert werden. Für dieses Konzept wurde die Strömung von Gas und Lauge in einer Strecke simuliert, wobei die Wärmeentwicklung durch die Behälter berücksichtigt wurde. Die Rechnungen umfassen eine umfangreiche Variation der hydraulischen Parameter des Verschlusses und des Versatzes sowie Analysen des Nuklidtransports, des Einflusses der Konvergenz und der Salzlöslichkeit.

Szenario 2 ist von den drei untersuchten das sicherheitstechnisch ungünstigste. Die maximalen Drücke und Ausströmrates sind für alle Parametervariationen deutlich höher als bei den anderen Szenarien. Ohne Berücksichtigung

der Kompaktion des Versatzes hat die Permeabilität des Verschlusses den größten Einfluss, gefolgt von der Gasbildungsrate und der Permeabilität des Versatzes /4/.

Um die Ausströmung wirkungsvoll zu begrenzen, sollte unter diesen Voraussetzungen die Permeabilität des Verschlusses zwischen 10^{-16} m^2 und 10^{-17} m^2 liegen. Dabei wird das Kriterium für den maximalen Druck erfüllt. Wird die Gasbildungsrate um den Faktor 10 erhöht, steigt die maximale Ausströmrates um den Faktor 3,5. Eine Variation der Permeabilität des Versatzes zwischen 10^{-12} m^2 und 10^{-15} m^2 ändert den maximalen Druck lediglich um ca. 10 % und die maximale Ausströmrates um ca. 40 %.

Bei Berücksichtigung der geomechanischen Konvergenz zeigt sich deutlich die Komplexität der nicht-linearen Abhängigkeiten bei einer Kopplung der Kompaktion des Versatzes mit den hy-



▲ Brennelemente sollen, verpackt in POLLUX-Behältern, in horizontalen Strecken im Steinsalz endgelagert werden. Die Grafik zeigt die Einlagerung von POLLUX-Behältern in eine Strecke mit Salzgrus als Versatz. Unter Berücksichtigung der Gasbildung und Wärmeentwicklung der Behälter wurden die Strömungsprozesse störfallbedingter Laugen simuliert.

Sealed inside POLLUX casks, fuel elements are to be emplaced in horizontal drifts in rock salt. The graphic shows the emplacement of POLLUX casks in a drift, with salt breeze used as backfill material. Taking gas generation and heat generation of the casks into account, the flow processes of accident-induced brines were simulated.

draulischen Parametern (siehe Abbildung der Porositätsverteilung).

Die Rechnungen wurden für Szenario 2 durchgeführt. Ferner wurde berücksichtigt, dass die Veränderung der Porosität ϕ durch die Konvergenz des Resthohlraums auch die Permeabilität k verändert. Dieser Zusammenhang wird mit einer empirisch abgeleiteten Funktion beschrieben.

Der maximal auftretende Druck liegt mit Berücksichtigung der Konvergenz im Szenario 2 ca. 30 % über dem ohne Kompaktion. Nach ca. 100 Jahren ist bereits mehr als die Hälfte der anfänglich im Gesamtsystem befindlichen Lauge ausgetrieben.

Die Salzlöslichkeit ist bei den bisherigen Rechnungen von geringer Bedeutung. Allerdings ist bei einer Kopplung von Kompaktion und Salzlöslichkeit, die noch aussteht, ein relevanter Einfluss nicht auszuschließen, da die Ergebnisse durch die auch in diesem Fall vorhandenen stark nicht-linearen Zusammenhänge weder vorhersehbar noch durch vereinfachte Modelle abschätzbar sind.

Ausblick

Es hat sich bestätigt, dass eine einphasige Betrachtung der Gasbildung nicht ausreicht, um ihre sicherheitstechnischen Auswirkungen in einem salinaren Endlager zu analysieren. Das entwickelte Instrumentarium für die erforderlichen zweiphasigen Berechnungen wurde durch umfangreiche Prüfungen, Test- und Vergleichsrechnungen qualifiziert und hat seine Effektivität anhand von zahlreichen Modellrechnungen und Parametervariationen demonstriert. Die Ergebnisse weisen aus, dass die Gasbildung die Auslegung eines Endlagers wesentlich beeinflussen kann. Für die weiteren Analysen müssen

- die standortspezifischen Parameter der hydraulischen Kenngrößen bestimmt,
- die geologischen Barrieren charakterisiert und
- das geochemische Milieu in seiner zeitlichen Entwicklung beschrieben werden.

Um alle relevanten Prozesse einzubeziehen, insbesondere im Hinblick auf wärmeentwickelnde Abfälle, sind weitere Entwicklungsarbeiten notwendig. Dies schließt aufgrund der wachsenden Komplexität auch eine Beschleunigung der Rechenzeiten ein.

Literatur

/1/ W.R. Rodwell (ed.): Research into Gas Generation and Migration in Radioactive Waste Repository Systems (PROGRESS project), EUR 19133 EN, 2000.

/2/ Lorenz, S., Müller, W.: Modellierung von Zweiphasen-Strömungen in kompaktierendem Salzgrus unter Einbeziehung der Konvergenz, ISTec-A-343, 1999.

/3/ W.R. Rodwell et al.: Gas Migration and Two-Phase Flow through Engineered and Geological Barriers for a Deep Repository for Radioactive Waste - A Joint EC/NEA Status Report, EUR 19122 EN, 1999.

/4/ Lorenz, S., Müller, W.: Derivation of Design Requirements for a Repository in Salt Based on Two-Phase Flow Considerations, ISTec-A-335, 1999.

Effects of Two-Phase Flow Processes on the Design of a Repository in Salt

When analysing the long-term safety of repositories, nuclide migration into the near-field and the far-field has to be described as realistically as possible. So far, owing to the large number of different processes and physical parameters, simplified single-phase migration processes with worst-case estimates were used in the modelling in most cases. The phenomenon of gas generation in the repository that has been discussed more and more over recent years cannot be adequately described with the current methods. For this reason, efforts have been made to describe the migration processes in a repository in salt under this aspect as realistically as possible. This way, the potential release of radionuclides was to be modelled by taking into account the effects of gas generation, and the consequences for the design of the repository were to be analysed.

The work was performed within the framework of a project mainly sponsored by BfS and formed part of a common EU project on gas generation and gas transport in repositories /1/. The desired result was a calculation code on the basis of a multi-phase multi-

component flow in porous media and the experimental determination of parameters for a long-term safety assessment of the near-field of a repository in salt. These results were then to be used to derive requirements for the design of the repository.

The starting point was the insight that two-phase transport processes cannot be described as the sum of single-phase phenomena. The interactions between different phases create sequences that cannot be concluded from the separate study of the individual phases. This is more than ever true when the fluid-dynamic processes are coupled with geomechanical ones. This coupling leads to highly non-linear dependencies that do not allow a reliable prognosis on the basis of clear considerations.

Transport processes in salt

A number of processes and interactions are of importance for the description of the transport processes in salt, e. g.

- the two-phase transport of gas and brine as a result of pressure gradients,

- the solubility and diffusion of gas in brine,
- the evaporation of water on exceeding the boiling point in the case of heat-generating waste,
- the radionuclide transport as tracer in the gas or liquid phase including the interaction with the solid rock salt (adsorption),
- the transport of pore water bound at the grain boundary in rock salt due to pressure, temperature and concentration gradients,
- the effect of the solubility of salt on the fluid-dynamic parameters (permeability, porosity),
- the effect of geo-chemical changes on gas generation, and
- the effect of the compaction of the backfill material due to rock convergence.

For most of the processes mentioned above there exist physical models that have partly been implemented in numerical models and corresponding calculation codes /3/. No calculation code considering all essential processes for a performance assessment of a repository in salt was as yet available. Therefore, efforts were made to complete the necessary set of instruments to the best possible extent.

Modelling and scenario analysis

Undisturbed rock salt is practically impermeable to water. Under specified normal conditions, therefore, no safety-relevant flow processes occur in a repository in salt. However, the philosophy of the multi-barrier concept is based on the assumption that safety precautions will fail and accident scenarios will develop. There were three different scenarios comprising all possibilities with regard to a brine influx:

- Scenario 1: a "dry" repository (without brine influx),

- Scenario 2: a repository saturated – i. e. fully flooded – with brine, and

- Scenario 3: an initially dry repository into which brine flows until saturation.

Gas generation and heat generation are considered for all scenarios.

For the derivation of requirements for the backfill material and the repository seal, criteria were initially worked out with which the numeric calculations were assessed. These criteria include maximum levels for pressure and temperature as well as for the brine outflow rate from the emplacement area. Another criterion demands that at the end of the period considered, the time gradients of pressure, temperature and outflow rate have to be sufficiently small or negative.

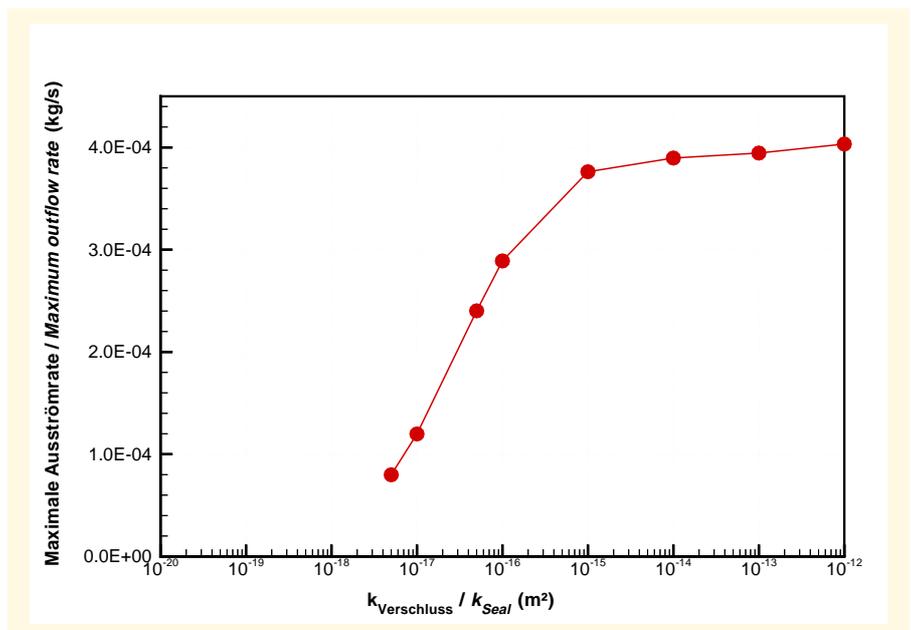
For the description of the flow processes in a repository in salt, the existing TOUGH2 code was modified. It handles the numeric calculation of the multi-phase flow in porous media according to the generalised Darcy's law.

Calculations

Sealed inside POLLUX casks, fuel elements are to be emplaced in horizontal drifts in rock salt. For this concept, the gas and brine flows in a drift were simulated, with the heat generation from the casks being taken into account. The calculations include a comprehensive variation of the hydraulic parameters of seal and backfill as well as analyses of nuclide migration, the influence of convergence, and the solubility of the salt.

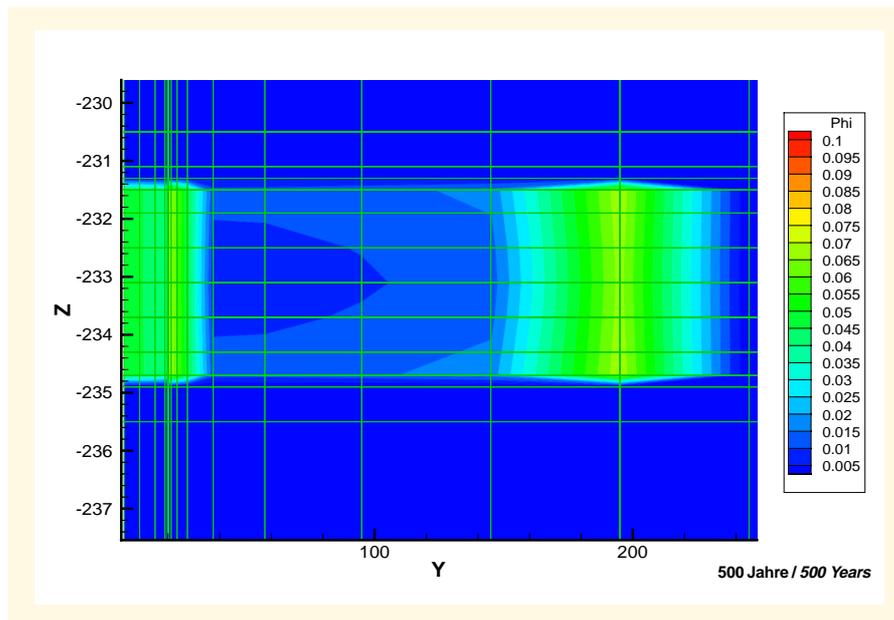
From a safety-related point of view, Scenario 2 is the least favourable of the three analysed scenarios. The maximum pressures and outflow rates are clearly higher for all parameter variations than in the case of the other scenarios. Putting the compaction of the backfill material aside, the permeability of the seal has the strongest influence, followed by the gas generation rate and the permeability of the backfill material /4/.

In order to limit the outflow effectively, the permeability of the seal under these conditions should lie between 10^{-16} m² and



▲ Maximale Ausströmräte der Lauge in einer horizontalen Strecke mit endgelagerten POLLUX-Behältern in Abhängigkeit von der Permeabilität des Streckenverschlusses

Maximum outflow rate of the brine in a horizontal drift with emplaced POLLUX casks in dependence of the permeability of the seal of the drift



▲ Koppelt man die Kompaktion des Versatzes mit den hydraulischen Parametern entstehen komplexe nicht-lineare Abhängigkeiten. Dies wird am Beispiel der Verteilung der Porosität ϕ nach 500 Jahren deutlich.

On coupling the compaction of the backfill material with the hydraulic parameters one gets complex non-linear dependencies. This is clarified by the example of the distribution of porosity ϕ after 500 years.

10^{-17} m^2 . Here, the criterion for maximum pressure is fulfilled. If one increases the gas generation rate by a factor of 10, the maximum outflow rate rises by a factor of 3.5. A variation of the permeability of the backfill material between 10^{-12} m^2 and 10^{-15} m^2 changes the maximum pressure merely by about 10 % and the maximum outflow rate by about 40 %.

If geo-mechanical convergence is taken into account, there is clear evidence of the complexity of the non-linear dependencies when the compaction of the backfill material is coupled with the hydraulic parameters (see Figure above showing the porosity distribution).

The calculations were performed for Scenario 2. It was furthermore taken into account that a change of the porosity ϕ due to convergence of the remaining cavity also changes the permeability k . This correlation is described with an empirically derived function.

The maximum pressure occurring – taking the convergence in Scenario 2 into

account – lies at about 30 % above the level without compaction. After about 100 years, already more than half of the brine that was initially available in the overall system will have been driven out.

The solubility of the salt has only been attributed little relevance in former calculations. However, in a yet to be performed coupling of compaction and salt solubility, a relevant influence cannot be excluded as the results can neither be predicted nor estimated with the help of simplified models due to the strong non-linear connections also existing in this case.

Outlook

It was confirmed that a single-phase consideration of gas generation is not sufficient in order to analyse its safety-related effects on a repository in salt. The set of instruments that was developed for the necessary two-phase calculations was qualified by extensive examinations as well as in test and comparative calculations and has proved its effectiveness in

numerous model calculations and parameter variations. The results show that gas generation can influence the design of a repository to a considerable extent. In further analyses it is necessary that

- the site-specific parameters of the hydraulic characteristics be determined,
- the geological barriers be characterised, and
- the development of the geo-chemical environment over time be described.

Further development activities are necessary in order to include all relevant processes, especially with regard to heat-generating wastes. Owing to the growing complexity, this also includes increasing the calculation speed of the codes.

W. Müller, S. Lorenz

References

- /1/ W.R. Rodwell (ed.): Research into Gas Generation and Migration in Radioactive Waste Repository Systems (PROGRESS project) EUR 19133 EN, 2000
- /2/ Lorenz, S., Müller, W.: Modellierung von Zweiphasen-Strömungen in kompaktierendem Salzgrus unter Einbeziehung der Konvergenz ISTec-A-343, 1999
- /3/ W.R. Rodwell et al.: Gas Migration and Two-Phase Flow through Engineered and Geological Barriers for a Deep Repository for Radioactive Waste – A Joint EC/NEA Status Report EUR 19122 EN, 1999
- /4/ Lorenz, S., Müller, W.: Derivation of Design Requirements for a Repository in Salt Based on Two-Phase Flow Considerations ISTec-A-335, 1999

12 Kommunikation *Communication*

Presse

Im Jahr 1999 war ein großes Interesse der Öffentlichkeit an aktuellen Fragen der friedlichen Nutzung der Kernenergie zu verzeichnen. Die GRS wurde zu nationalen Geschehnissen ebenso um fachliche Aufklärungen und Informationen gebeten wie zu internationalen Entwicklungen und Ereignissen. Es gehört zu den Aufgaben der GRS, der Öffentlichkeit dem jeweiligen Ereignis angemessene sachgerechte Informationen zu vermitteln. Sie unterstützt damit die Behörden, wenn es um die Aufklärung und Erläuterung komplexer technisch-wissenschaftlicher Sachverhalte geht. Über viele Jahre hat sich die GRS in der Öffentlichkeit als kompetenter Ansprechpartner etabliert, wobei sich ihre interdisziplinäre wissenschaftliche Ausrichtung besonders vorteilhaft auswirkt.

Der Atomausstieg in Deutschland beherrschte über Monate die öffentliche Diskussion und ließ schon im Vorfeld konkreter Entscheidungen das Medieninteresse anwachsen. Während der Vorbereitungsphase der Gespräche zwischen Regierung und den deutschen Energieversorgungsunternehmen wurden u. a. technische Fragen zur Restlaufzeit, des Volllastbetriebs und der Zwischenlagerung beantwortet.

Als Folge der gestoppten Transporte von Brennelementen zur Wiederaufarbeitung wurde eine öffentliche Diskussion über die Konsequenzen für die Sicherheit geführt, die sich aus überfüllten Zwischenlagern in den Kernkraftwerken ergeben könnten. Entsprechend hoch war das Interesse der Medien, von der GRS fachliche Erläuterungen zum Beladevorgang zu erhalten und zu erfahren, welche Abhilfemaßnahmen gegen die

Kontamination von Transportbehältern in Erwägung gezogen würden. Die GRS ist diesem Informationsinteresse so weit nachgekommen, wie es der Stand ihrer Untersuchungen erlaubte.

Mit zunehmender Intensität über das Jahr stellten sich die Fragen zum „Jahr-2000-Problem“, die sich naturgemäß nicht auf nationale Objekte beschränkten. Neben der telefonischen Beantwortung einer großen Anzahl von Anfragen wurde auf der GRS-Homepage Informationsmaterial zur Verfügung gestellt und laufend aktualisiert. So informierte die GRS über die unterschiedlichen sich in Gebrauch befindlichen Sicherheitssysteme, erläuterte den Unterschied zwischen digitalen und analogen Systemen, gab Auskünfte zum technischen Nachweis der Jahr-2000-Konformität, zu der die atomrechtliche Aufsichtsbehörde die Kernkraftwerke verpflichtet hatte. Weiterhin stellte sie Informationsmaterial über internationale Aktivitäten und Meetings zusammen, das über die Homepage abgerufen werden konnte.

Die GRS war die erste Informationsquelle, die bereits unmittelbar nach dem Kritikalitätsunfall in einer Brennelementefabrik der JCO in Tokaimura, Japan, realitätsnahe Informationen geben konnte. Beantwortet wurden nicht allein Fragen zur Anlage und zum Hergang des Unfalls, sondern in diesem Zusammenhang aufgeworfene Sachfragen wie: Was ist Kritikalität? Was ist ein Kritikalitätsunfall? Wie funktioniert eine Brennelementefabrik? Kann dies auch in Deutschland passieren? Der aktuelle Informationsstand und fachliche Erläuterungen zu technischen Details wurden in Interviews in Rundfunk und Fernsehen der Öffentlichkeit zur Kenntnis gegeben sowie in einer Presseinformation im Internet zur Verfügung gestellt.

Neben diesen Highlights wurde die GRS zu den Kernkraftwerken Tschernobyl, Kozloduj, Rowno, Khmelnitzki und zur Lieferung von MOX-Brennelementen von Sellafeld nach Japan um Informationen gebeten; weiterhin waren Endlagerung und Stilllegung Themen des Jahres 1999.

Medienauswertung

Täglich wurden weiterhin wichtige regionale und überregionale Zeitungen und Zeitschriften im Hinblick auf das GRS-Tätigkeitsfeld ausgewertet und allen Mitarbeitern über eine Datenbank zugänglich gemacht. Die Resonanz, die die GRS in der Presse gefunden hat, wird in einer jährlichen Pressedokumentation zusammengefasst. Auch 1999 war die Anzahl der Artikel, in denen die technisch-wissenschaftlichen Informationen der GRS verwendet wurden, beeindruckend.

Interne Kommunikation

Der internen Kommunikation kommt angesichts der verschiedenen Standorte und der Vielfalt der Arbeitsfelder eine besondere Rolle zu. Wichtiges Instrument ist – neben den technischen Kommunikationseinrichtungen – der hausinterne Nachrichtendienst. Er vermittelt den Mitarbeitern die nötigen Informationen über neue Projekte, Kooperationen, von der GRS durchgeführte Veranstaltungen, Workshops, Kurse und Wissenswertes aus den Forschungsbereichen und von den Standorten der GRS. Die hausinterne Zeitschrift „SPEKTRUM“, in der sich vor allem die Mitarbeiter zu ihren Projekten äußerten, Erfahrungsberichte lieferten und sich zu manch interessantem Thema zu Wort meldeten, musste zu Beginn des Jahres aus Kostengründen eingestellt werden.

Internet

Die GRS konnte auch 1999 ihren Auftritt im Internet (www.grs.de) weiterentwickeln und mit aktuellen Informationen ergänzen. Es konnten z. B. die auf der EUROSAFE 1999 gehaltenen Vorträge bereits zu Beginn der Veranstaltung abgerufen werden. Ebenso brachte das Internet eine Entlastung durch die Vorhaltung von Informationen bei der Beantwortung von Presseanfragen. So wurden auf der GRS-Homepage im Oktober annähernd 5 000 Besuche gezählt, eine Zahl, die mit dem Unfall in Tokaimura/Japan in Zusammenhang steht. Zunehmend werden eigene, allgemein zugängliche Berichte im Internet als Downloads veröffentlicht. Damit wird die Verfügbarkeit dieser Berichte für die Öffentlichkeit verbessert und gleichfalls werden Druck- und Versandkosten herabgesetzt.

Weiterhin ist das GRS-Publikationsverzeichnis als Download im Internet verfügbar. Über E-Mail können einzelne Publikationen bestellt werden.

Online-Dienst

Für die GRS-Sachverständigen ist es unverzichtbar, über den weltweit aktuellen Wissensstand auf ihrem Arbeitsfeld zu verfügen. Die über nationale und internationale Hosts angebotenen wissenschaftlich-technischen Datenbanken sind eine ergiebige und seit vielen Jahren etablierte Informationsquelle. Sie ergänzen oft auch das Know-how aus den persönlichen Erfahrungen und Kontakten. Die GRS hat mit allen fachspezifischen Datenbankanbietern Nutzungsverträge abgeschlossen, die den Wissensbedarf der Sachverständigen abdecken. So konnte auch 1999 eine Vielzahl wissenschaftlicher Recherchen in Form von Publikationsnachweisen, Datenzusammenstellungen, Firmenportraits oder Volltexten erfolgreich durchgeführt werden.

Informationsmaterial

Die GRS hält eigene Publikationen bereit, um dem Informationsbedürfnis der



◀ EUROSAFE: Adolf Birkhofer, Geschäftsführer der GRS (o.) und Michel Livolant, Direktor von IPSN in Frankreich, verstehen sich als Motoren einer einheitlichen Sicherheitspraxis in Europa. Mit der engen Zusammenarbeit beider Institutionen wollen sie beispielgebend eine Entwicklung in Gang setzen, die in allen europäischen Ländern die Etablierung einheitlicher und höchster Sicherheitsstandards für den Betrieb von Kernkraftwerken zum Ziel hat.

EUROSAFE: Adolf Birkhofer, Managing Director of GRS, and Michel Livolant, Director of IPSN in France, see themselves as the driving force behind a harmonised safety practice in Europe. Through the close co-operation of the two organisations they want to set an example of starting off a development process aimed at establishing uniform and higher stringent safety standards for nuclear power plant operation in all European countries.

Öffentlichkeit zu entsprechen. Interessierte Bürger, Politiker oder Interessierte aus dem schulischen und universitären Bereich sind die typische Klientel für diese Publikationen. Zur Erleichterung der Auswahl wurde das Publikationsverzeichnis wieder aktualisiert und auf Anfrage verschickt bzw. bei Veranstaltungen mit Außenwirkung ausgelegt.

Die „Renner“ der GRS-Publikationen im Jahre 1999 waren die Berichte „Zur Sicherheit des Betriebs der Kernkraftwerke in Deutschland“ (GRS-S-46) und die „Deutsch-französische Initiative für Tschernobyl“ (GRS/IPSN-1), die zusammen mit dem französischen Partner mehrsprachig (Deutsch, Französisch, Englisch, Russisch) herausgegeben wurde.

Notfallübung

Im Rahmen einer Notfallübung in einem deutschen Kernkraftwerk hat die GRS außer der konzeptionellen Vorbereitung

und Durchführung die Rolle der Öffentlichkeit (Presse, kommunale Behörden und Einrichtungen, regionale Organisationen etc.) simuliert. Die GRS verfügt auf Grund ihrer Erfahrung im Umgang mit der Öffentlichkeit auch in Krisensituationen über die notwendigen Kenntnisse, möglichst realitätsnah die Reaktionen und Bedürfnisse der Öffentlichkeit in einer derartigen Übung einzubringen. Der mit der Bewältigung des Notfalls beschäftigte Krisenstab der Anlage wurde permanent den bewusst als Störfaktor eingestreuten telefonischen Anfragen ausgesetzt. Aus dieser Übung sollten Erkenntnisse gezogen werden, wie stressfest die Betriebsführung in derartigen Fällen ist und ob die gegebenen Informationen situationsgerecht sind.

Erfahrungsaustausch

Die GRS steht in einem kontinuierlichen Erfahrungsaustausch mit der Fachwelt und unterhält weltweit Kontakte zu den relevanten Expertenorganisationen.

Auch in diesem Jahr nahmen GRS-Mitarbeiter Aufgaben in internationalen Gremien wahr und beteiligten sich an Seminaren, Workshops und Konferenzen anderer Organisationen. Die GRS ihrerseits lud in- und ausländische Experten zu Veranstaltungen ein, die die gesamte Bandbreite ihres Aufgabenfelds abdecken. Nachfolgend sind einige wichtige Veranstaltungen dokumentiert. Herausragende Bedeutung hatte das gemeinsam mit IPSN veranstaltete internationale „Forum für nukleare Sicherheit – EUROS SAFE“.

EUROS SAFE – Forum für nukleare Sicherheit

Die Entwicklung der Europäischen Union und ihre mögliche Erweiterung erfordern eine engere Zusammenarbeit zwischen den technischen Sicherheitsorganisationen und eine weitere Annäherung von Sicherheitspraktiken in Europa. Die Bedeutung internationaler Lösungsansätze nimmt zu, sei es bei der Alterung von Kernkraftwerken, bei Änderungen grundlegender Technologien, beim Einfluss der Deregulierung der Strommärkte, bei Erhalt und Stärkung der wissenschaftlichen und technischen Wissensbasis oder wenn es um die Notwendigkeit größerer Transparenz geht. Mit EUROS SAFE wollen GRS und IPSN auf diese Anforderungen antworten, indem sie ein europäisches Forum zu wichtigen Fragen nuklearer Sicherheit bieten. Es lag nahe, auf der Grundlage der seit über 20 Jahren veranstalteten „GRS-Fachgespräche“ dieses Forum ins Leben zu rufen. EUROS SAFE wurde zum ersten Mal in Paris am 18./19. November veranstaltet und löst die „Fachgespräche“ ab.

Zur ersten EUROS SAFE hatten sich mehr als 500 Teilnehmer angemeldet. Auch die französische Regierung war hochrangig durch das Umwelt- und das Wirtschaftsministerium vertreten. Neben den Fachbeiträgen, vorgetragen in drei parallelen Seminaren, wurden zwei Round-Table-Gespräche mit Repräsentanten einschlägiger Fachorganisationen geführt. Sie diskutierten die Themen „Sicherheitsbewertung, Kompetenz und



▲ Die Entstehung und Ausbreitung von Gasen in einem Endlager ist ein wichtiges Phänomen, das bei Langzeitsicherheitsanalysen berücksichtigt werden muss. Dazu veranstaltete ISTec am 14. und 15. April 1999 in Braunschweig einen internationalen Erfahrungsaustausch von 33 Fachleuten aus sechs EU-Ländern: das PEGASUS-PROGRESS-Meeting.

The formation and propagation of gases in a repository is an important phenomenon that has to be taken into account in a long-term safety assessment. On this topic, ISTec hosted an event for an international exchange of experience in Braunschweig on April 14 and 15, 1999 – the PEGASUS-PROGRESS-Meeting – with the participation of 33 experts from six different EU countries.

Unabhängigkeit“ und „Forschung für einen hohen Wissensstand“. Im Foyer des Konferenzhotels wurden Know-how und konkrete Projekte aus dem breiten Betätigungsfeld von GRS und IPSN mit Hilfe von Postern und PC-Demonstrationen präsentiert.

Die beiden Publikationsstände von GRS und IPSN fanden nicht nur das rege Interesse der Teilnehmer, sondern war auch allgemeiner Treffpunkt, wo persönliche Kontakte geknüpft und vertiefte Diskussionen geführt wurden.

EU-Projekt Code-Validierung

Am 28. und 29. Januar 1999 fand in Garching ein Arbeitstreffen zum EU-Projekt „Improvement of the Verification of Coupled Thermo-Hydraulics/Neutron Kinetics Codes“ statt. Die Gruppe von 20 Teilnehmern setzte sich zusammen aus Experten des Forschungszentrums Rossendorf, das auch die Projektleitung inne hatte, dessen Partnern VTT Energy (Finnland), AEA Technology (England) und der GRS. Außerdem wurden Vertreter aus osteuropäischen Instituten eingeladen, dem Nuclear Research Institute (NRI),

Rez/Tschechische Republik, dem Atomic Energy Research Institute (AEKI), Budapest/Ungarn, dem Kurtschatow Institut (KI), Moskau/Russland, dem Scientific and Technical Centre on Nuclear and Radiation Safety (STCNRS), Kiew/Ukraine und dem Institute of Nuclear Research and Nuclear Energy (INRNE), Sofia/Bulgarien.

Zielsetzung des Projekts war die Validierung von gekoppelten Codes für WWER-Anlagen, und zwar dem Systemcode ATHLET mit den 3D-Kinetikmodellen BIPR8KN vom Kurtschatow Institut, DYN3D vom Forschungszentrum Rossendorf, KIKO3D vom KFKI Budapest sowie dem finnischen Programm HEXTRAN-SMABRE von VTT. Zu diesem Zweck wurden Messungen von Betriebstransienten aus mehreren WWER-440 und WWER-1000 Reaktoranlagen gesammelt und dokumentiert. Je eine Betriebstransiente wurde für Nachrechnungen ausgewählt. Es handelte sich dabei um den Lastabwurf einer Turbine auf Eigenbedarf für einen WWER-440 und um den Ausfall einer Hauptspeisewasserpumpe für einen WWER-1000. Die GRS hatte für beide Transientenfälle Eingabedatensätze für ATHLET bereitgestellt, die

von den verschiedenen Arbeitsgruppen durch 3D-Neutronenkinetikmodelle erweitert wurden. Das Arbeitstreffen in Garching diente dazu, erste Ergebnisse der Berechnungen vorzustellen und Fragen zur Modellierung und zum Anlagenverhalten während dieser Betriebsstörungen zu diskutieren. Bereits die vorläufigen Ergebnisse zeigten, dass dieses Projekt einen wichtigen Beitrag zur Validierung der Analysemethoden zur Störfallberechnung von WWER-Anlagen liefern würde. Ergebnisse dieses Projekts werden in Kapitel 4.1 vorgestellt.

OECD-Workshop zum MSLB-Benchmarkproblem

In der GRS Garching fand am 24. und 25. März 1999 der 3. Workshop zum „PWR Main Steam Line Break Benchmark“ statt. Er gehört zu den Aktivitäten der OECD/NSC und CSNI zur Validierung von Rechenprogrammen für Störfallanalysen. Nach Treffen in Washington (1997) und Madrid (1998) kamen in Garching 35 Teilnehmer aus acht Ländern zusammen, um Ergebnisse zu diesem Benchmark zu diskutieren. Die Aufgabenstellung, die Berechnung des Störfallablaufs einer Unterkühlungsstörung des Reaktorkerns nach einem Bruch der Frischdampfleitung, ist eine Herausforderung für den Einsatz der in den letzten Jahren entwickelten gekoppelten Thermohydraulik- und Neutronenkinetik-Rechenmodelle. Die GRS nahm mit dem gekoppelten Code ATHLET-QUABOX/CUBBOX teil. Inzwischen werden weltweit Systemcodes wie RELAP, TRAC oder CATHARE mit 3D-Neutronenkinetikmodellen gekoppelt. Das Benchmark wird in drei Phasen durchgeführt:

1. Berechnung der Anlagentransiente mit Punktkinetik,
2. Berechnung des Kernverhaltens mit 3D-Neutronenkinetik bei vorgegebenen Randbedingungen,
3. Berechnung der Transiente mit den gekoppelten Codes.

Der Workshop diente zur Diskussion der bisherigen Ergebnisse zu Phase 1 und

2, sowie zur Klärung der Modellierung und der Randbedingungen. Das Benchmark trägt wesentlich dazu bei, die Genauigkeit der heute verfügbaren Rechenmodelle zu überprüfen. Der Abschlußbericht soll Mitte 2000 vorliegen.

EU-Kurs über fortgeschrittene Reaktoren

Im Auftrag der EU-Generaldirektion XII „Wissenschaft, Forschung und Entwicklung“ organisierte die GRS den EURO-COURSE-99 zum Thema „Advanced Nuclear Reactor Design and Safety“. Dieser Kurs fand vom 17. bis 21. Mai 1999 bei der GRS Garching statt und umfasste 23 Vorträge. Es war der zweite EU-Kurs dieser Art nach dem EURO-COURSE-97, der das Thema „Severe Accident Analysis“ zum Gegenstand hatte und an der Universität Madrid veranstaltet wurde.

Es konnten Referenten aus Forschungseinrichtungen und Universitätsinstituten sowie aus Industrie und Elektrizitätsversorgungsunternehmen aus mehreren europäischen Ländern gewonnen werden.

Neben einleitenden Vorträgen und einer abschließenden Diskussion beinhaltete der Kurs drei Hauptteile:

- Überblick über den Stand der Technik,
- Fortgeschrittene Reaktor-Technologien,
- Forschung für die Sicherheit fortgeschrittener Reaktoren.

Zum Kursprogramm gehörten außerdem eine Demonstration des GRS-Analysesimulators und eine Besichtigung des Kernkraftwerks Isar 2. Der Kurs richtete sich an Absolventen technisch-wissenschaftlicher Universitäten und an Wissenschaftler und Ingenieure mit guten Kenntnissen über Kerntechnik und Leichtwasserreaktoren.

PEGASUS-PROGRESS-Meeting

Wie Gase in einem Endlager für radioaktive Abfälle entstehen und wie sie sich

ausbreiten, ist ein wichtiges Phänomen, das bei Langzeitsicherheitsanalysen berücksichtigt werden muss. Dazu veranstaltete ISTec am 14. und 15. April 1999 in Braunschweig einen internationalen Erfahrungsaustausch von 33 Fachleuten aus sechs EU-Ländern: das PEGASUS-PROGRESS-Meeting. Das „Program on the Effects of Gas in Underground Storage“ (PEGASUS) umfasst alle von der EU mitfinanzierten Vorhaben zu Fragen der Gasbildung und des Gastransports in Endlagern für radioaktive Abfälle. Bestandteil dieses Programms ist das „Project of Research into Gas Generation and Migration in Radioactive Waste Repository Systems“ (PROGRESS). In diesem Projekt bearbeitete ISTec in den vergangenen drei Jahren Fragen der Modellierung der Gasbildung sowie des zweiphasigen Transports von Gas und Lauge in einem salinaren Endlager.

Das diesjährige PEGASUS-PROGRESS-Meeting war die siebte und vorerst letzte derartige Veranstaltung. In 20 Fachvorträgen – ISTec war mit drei Vorträgen vertreten – präsentierten die Teilnehmer ihre Forschungsergebnisse. Außerdem wurden als Rahmenprogramm zwei Besichtigungen des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben organisiert, um einen Eindruck von der Endlagerung in einem Salzbergwerk zu vermitteln.

Das Meeting gab einen umfassenden Überblick über den aktuellen Erkenntnisstand zu Problemen der Gasbildung und deren Bedeutung für Langzeitsicherheitsanalysen. Die auf hohem wissenschaftlichen Niveau geführten Diskussionen zeigten auf, dass in den vergangenen neun Jahren zwar deutliche Fortschritte erzielt wurden, in manchen Bereichen jedoch, insbesondere bei hochaktiven Abfällen, weiterhin Untersuchungsbedarf besteht. Es muss im Zeichen schrumpfender Budgets Wert darauf gelegt werden, dass die Umsetzung der Ergebnisse und ihr Nutzen für Sicherheitsanalysen deutlich erkennbar werden, was bei den praxisnahen Arbeiten der GRS und ISTec in der Vergangenheit schon der Fall war. Weitere Einzelheiten zu diesem Thema finden Sie in Kapitel 11.2.

Überwachung atmosphärischer Schadstoffe in Russland

Vom 1. bis 3. Oktober 1999 fand in Astrachan, Russland, ein Workshop über „Monitoring von klima- und umweltrelevanten atmosphärischen Schadstoffen in

Russland“ statt. Er war Auftakt für ein GRS-Projekt im Auftrag des BMU, das sich mit den Fragen befasst, welche rechtlichen Grundlagen für die Schadstoffüberwachung in Russland existieren, wie sie dort umgesetzt werden, welche Messnetze bereits bestehen und wie

die Schadstoffe bilanziert werden. Das Projekt ist für eine Laufzeit von zwei Jahren konzipiert. Der Workshop gehört zur deutsch-russischen Kooperation auf dem Gebiet „Umwelt und Energie“, die vom BMU geführt wird.

Communication

Press

In 1999 the public showed much interest in current issues relating to the peaceful utilisation of nuclear energy. National as well as international developments and events gave rise to a number of queries to GRS asking for technical explanation and information. It is one of the tasks of GRS to provide the public with commensurate factual information. It thereby supports the authority in questions of providing explanations of complex scientific and technical facts. Over many years, GRS has established its position as a competent contact for the general public. Its interdisciplinary scientific orientation has been of particular advantage in this respect.

Germany's nuclear phase-out dominated the public debate for months, with the media already showing a growing interest even before any concrete decisions were made. During the preparation phase of the talks between the government and the German utilities, technical questions were answered i. a. about remaining operating periods, full-load operation and interim storage.

Subsequent to the halted fuel element shipments to reprocessing plants, there was a public debate about the safety-related consequences that might result from interim storage within nuclear power plant sites if filled beyond capacity. Correspondingly, the media were eager to obtain information from GRS about the technical details of the loading process of transport flasks and to find out which corrective action would be con-

sidered against their contamination. GRS tried to satisfy this need for information as far as the state of its investigations allowed.

As the year went by, issues related to the "Year-2000 Problem" became more and more important, naturally not just restricted to national objects. Apart from answering a large number of queries by phone, GRS also provided constantly updated information material on its Internet homepage. For example, information was provided on the different safety systems in use, on the difference between digital and analogue systems, and on details of the technical demonstration of Year-2000 Conformity which the nuclear regulatory authority had required the nuclear power plants to provide. Information about international activities and meetings were also provided on the GRS homepage.

GRS was the first source to provide realistic information about the criticality accident in the JCO's fuel element factory at Tokaimura, Japan, immediately after the accident had occurred. The questions centered on the facility and the accident sequence but also more general technical questions relating to the event, such as: What is criticality? What is a criticality accident? How does a fuel element factory work? Can this also happen in Germany? The latest information and detailed technical explanations were broadcast in radio and television interviews and were publicised in the form of a press release on the Internet.

Apart from these highlights, GRS was also asked to provide information about the Chernobyl, Kozloduy, Rovno and

Khmelnitzki nuclear power plants and about the shipment of MOX fuel elements from Sellafield to Japan. Other topics of interest in 1999 were final storage and decommissioning.

Evaluation of media response

Evaluating important regional and national newspapers and magazines with regard to the field of work of GRS was continued and has become the daily routine. The relevant articles are made available in a database to all GRS personnel. Every year, the resonance of GRS activities in newspaper and other articles is issued in a special documentation report. In 1999, the number and the quality of the articles based on the technical and scientific information given by GRS was again rather impressive.

Internal Communication

Internal communication plays a special role in view of the different company locations and the variety of fields of work. Apart from the Information Technology systems, the most important instrument in this area is the company's own internal news bulletin. The latter provides the staff with the necessary information about new projects, co-operation activities, events staged by GRS, workshops, courses and other interesting information from the various areas of research and from the different GRS locations. The company magazine "SPEKTRUM", a forum for all staff members to present successfully concluded projects in detail or pass on matters of interest from their own personal range of experience, had to be discontinued already at the beginning of the year for reasons of cost.



▲ Unter der Moderation der Journalistin Marie Dominique Montel stellten die Teilnehmer am ersten Round-Table-Gespräch auf der EUROSAFE aus ihrer Sicht die Probleme und Herausforderungen dar, die sich auch unter dem Blickwinkel einer zunehmenden Globalisierung und sich verändernder gesellschaftlicher Randbedingungen für den Experten bei der Analyse und Bewertung der Kernenergie ergeben. Die Teilnehmer waren (v.l.n.r.): Daniel Quéniart, stellv. Direktor des Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) in Frankreich; Janos Gado, Direktor des Atomenergie-Forschungsinstituts in Ungarn; Lars Högberg, Generaldirektor des Swedish Nuclear Power Inspectorate; Moderatorin; Philippe Lazar, Präsident des Institut de Recherche pour le Développement in Frankreich; Pierre Govaerts, Association Vinçotte Nucléaire in Belgien und Anselm Schaefer, Abteilungsleiter für Grundsatzfragen der GRS.

Moderated by journalist Marie Dominique Montel, the participants in the first Round Table discussion at EUROSAFE explained from their point of view the problems and challenges facing the expert in connection with analyses and assessments relating to nuclear power, including the aspect of increasing globalisation and changing social boundary conditions. The participants were (from left to right): Daniel Quéniart, Deputy Director of the Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) in France; Janos Gado, Director of the Atomic Energy Research Institute in Hungary; Lars Högberg, Director General of the Swedish Nuclear Power Inspectorate; the moderator; Philippe Lazar, President of the Institut de Recherche pour le Développement in France; Pierre Govaerts, Association Vinçotte Nucléaire in Belgium, and Anselm Schaefer, Head of the Fundamental Safety Issues Department at GRS.

Internet

In 1999, GRS continued developing its Internet presence (www.grs.de), adding further up-to-date information. For example, the papers presented at EUROSAFE 1999 were already available on the net at the start of the event. The website also proved to be greatly helpful in that it carried a great deal of information accessible for press enquiries. For example, there were almost 5000 visitors to the GRS homepage in October, which correlates with the accident at Tokaimura, Japan. More and more, generally available reports are published on the website for downloading. This means that public access to these reports is greatly

improved, with printing and mailing costs being reduced at the same time.

The GRS List of Publications continues to be available for downloading. Individual publications can be ordered by e-mail.

Online services

It is indispensable for the experts at GRS to have access to the latest knowledge world-wide in their specialist field. Within the last years, the scientific and technical databases provided by national and international hosts have increasingly become an important and established

source of information. They are often a helpful supplement to personal experiences and contacts. GRS subscribes to all subject-specific database providers that cover the expert's demand for knowledge. For example, it was possible during 1999 to carry out a large number of successful scientific searches in the form of references, data compilations, company profiles, and full texts.

Information material

GRS has a large number of its publications in store in order to be able to meet the information needs of the general public. Interested members of the public, politicians or those interested from schools and universities are typical clients for these publications. The list of publications was updated to facilitate selection. It can be mailed on demand and is always on display for the taking at events that are likely to attract the public attention.

The most frequently demanded GRS publications in 1999 were the reports "On the Operational Safety of Nuclear Power Plants in Germany" (in German, GRS-S-46) and the "Franco-German Initiative for Chernobyl" (in German, French, English and Russian, GRS/IPSN-1) published jointly with the French partner IPSN.

Emergency exercise

Within the framework of an emergency exercise in a German nuclear power plant, GRS – apart from having prepared the concept and performance of the exercise – also simulated the role of the general public (press, communal authorities and institutions, regional organisations, etc.). Due to its experience in dealing with the general public, GRS is well-prepared even in situations of crisis to simulate the reactions and demands of the public in such an exercise as realistically as possible. The plant's crisis team busy 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 cases like this and whether the information provided is true to the situation.

Exchange of experience

GRS takes part in a continuous process of exchanging experience with other experts and maintains links with relevant expert organisations world-wide. Again this year, experts from GRS participated on international committees and took part in seminars, workshops and conferences conducted by other organisations. GRS on its parts invited national and foreign experts to take part in events which

importance of international solutions gains more weight, be it in connection with nuclear power plant ageing, changes of fundamental technologies, the influence of the liberalisation of electricity markets, the preservation and strengthening of the scientific and technical knowledge base, or the need for further transparency. By staging EUROS SAFE, GRS and IPSN intend to respond to these demands. It presents a European forum on important nuclear safety issues. The obvious way to go about this was to originate this forum on the basis of the "GRS-Fachgespräche" that had been held for more than 20 years. The first EUROS SAFE

concrete projects from the wide field of work of GRS and IPSN were presented in the form of poster sessions and computer demonstrations.

The two bookstalls of GRS and IPSN were not only used by the participants for stocking up with the latest publications but also served as a general meeting point where personal contacts were made and matters could be discussed in detail.

EU project on code validation

On January 28 and 29, 1999, a meeting was held in Garching with regard to the



◀ Großes Interesse fanden die umfangreichen Posterpräsentationen von GRS und IPSN, die z. T. mit PC-Anwendungen ausgestattet waren. Die Möglichkeit, dort vertiefte Fachgespräche mit den jeweiligen Experten zu führen, wurde reichlich genutzt.

The extensive poster presentations of GRS and IPSN which included computer demonstrations attracted much attention. Many participants readily took the opportunity to enter into in-depth discussions with the respective experts.

covered the whole range of its spectrum of activities. Some of the major events are presented below. Foremost is the international "Forum for Nuclear Safety – EUROS SAFE" – which was organised jointly with IPSN – definitely a highlight of the year.

EUROS SAFE – Forum for Nuclear Safety

The evolution of the European Union and its possible expansion require close co-operation among technical safety organisations and a further harmonisation of safety practices across Europe. The

was held in Paris on 18/19 November and now replaces the "Fachgespräche".

More than 500 participants registered for the first EUROS SAFE. Among them were high-ranking representatives from the French environment and economics ministries. Apart from the technical lectures – given within the framework of three parallel seminars – there were two Round Table discussions with representatives from relevant expert organisations. They discussed the topics "Expertise, competence and independence" and "Research for a high level of expertise". In the foyer of the conference hotel, know-how and

EU project "Improvement of the Verification of Coupled Thermo-Hydraulics/Neutron Kinetics Codes". The group of 20 participants was composed of experts from the Rossendorf Research Centre, in charge of project management, its partners VTT Energy (Finland), AEA Technology (England) and GRS. Also invited were representatives from East-European institutes, the Nuclear Research Institute (NRI), Rez, Czech Republic, the Atomic Energy Research Institute (AEKI), Budapest, Hungary, the Kurchatov Institute (KI), Moscow, Russia, the Scientific and Technical Centre on Nuclear and Radiation Safety (STCNRS), Kiev, Ukraine,

and the Institute of Nuclear Research and Nuclear Energy (INRNE), Sofia, Bulgaria.

The aim of the project was the validation of coupled codes for VVER plants, namely of the ATHLET system code with the 3D kinetics models BIPR8KN of the Kurchatov Institute, DYN3D of the Rossendorf Research Centre, KIKO3D of KFKI Budapest and the Finnish HEXTRAN-SMABRE code of VTT. For this purpose, measurements taken during operational transients from several VVER-440 and VVER-1000 reactor plants were collected and documented. One operational transient each was selected for re-calculations. These were the load shedding of a turbine to auxiliary power in a VVER-440 and the failure of a reactor coolant pump in a VVER-1000. For both transients, GRS had provided input data sets for ATHLET which were extended by the different working groups with 3D neutron-kinetics models. The Garching meeting served as a forum for presenting first results of the calculations and discussing questions relating to the modelling and to the plants' behaviour during the disturbance. The preliminary results already showed that this project would be an important contribution to the validation of the analysis methods for the calculation of accidents in VVER plants. Results of this project are presented in Chapter 4.1.

OECD workshop on the MSLB benchmark problem

On March 24 and 25, 1999, the 3rd Workshop on the "PWR Main Steam Line Break Benchmark" was held in Garching. It was part of the activities of the OECD/NSC and the CSNI toward a validation of computer codes for accident analysis. Following meetings in Washington (1997) and Madrid (1998), 35 participants from eight countries gathered in Garching to discuss the results of this benchmark. The task – the calculation of an accident sequence of an undercooling anomaly in the reactor core following a break of a main-steam line – is a challenge for the use of the coupled thermal-hydraulics and neutron-kinetics

calculation models that have been developed in recent years. GRS took part with the coupled ATHLET-QUABOX/CUBBOX code. System codes such as RELAP, TRAC or CATHARE are now being coupled world-wide with 3D neutron-kinetics codes. The benchmark is carried out in three phases:

1. Calculation of the plant transient with point-kinetics,
2. Calculation of the core behaviour with 3D neutron-kinetics with specified boundary conditions,
3. Calculation of the transient with coupled codes.

The workshop served as a forum for the discussion of the results of Phases 1 and 2 as well as for the clarification of the modelling and the boundary conditions. The benchmark is a major contribution to the examination of the accuracy of the calculation code available today. The final report is scheduled to be available by mid-2000.

EU course on advanced reactors

On behalf of the EU Directorate General XII "Science, Research and Development", GRS organised EURO COURSE-99 on the topic of "Advanced Nuclear Reactor Design and Safety". This course took place at GRS in Garching from May 17 to 21, 1999, and comprised 23 lectures. After EURO COURSE-97 that dealt with "Severe Accident Analysis" and was organised by Madrid University, this was the second EU course of this kind.

Lecturers from research and university institutes as well as from industry and the utilities of various European countries could be won for the presentations.

Apart from introductory presentations and a final discussion, the course had three major parts:

- Survey of the state of the art,
- Advanced reactor technologies,
- Advanced reactor safety research.

The course programme also provided a demonstration of the analysis simulator of GRS and a tour of the Isar 2 nuclear power plant. The course was intended for graduates from technical and scientific universities and for scientists and engineers with a good knowledge of nuclear engineering and light water reactors.

PEGASUS-PROGRESS meeting

The way gases are generated in a repository for radioactive wastes and how they propagate are important phenomena which must be taken into account in long-term safety assessments. On this topic ISTec staged the PEGASUS-PROGRESS meeting in Braunschweig on April 14 and 15, 1999, an international exchange of experience for 33 experts from six different EU countries. The "Program on the Effects of Gas in Underground Storage" (PEGASUS) comprises all projects co-financed by the EU on the issues of gas generation and gas transport in radioactive waste repositories. Part of this programme is the "Project of Research into Gas Generation and Migration in Radioactive Waste Repository Systems" (PROGRESS). Within the framework of this project, ISTec has over the last three years been addressing issues concerning the modelling of gas generation as well as of the two-phase transport of gas and brine in a repository in salt rock.

This year's PEGASUS-PROGRESS meeting was the seventh and so far the last event of this kind. In 20 lectures – three of them given by experts from ISTec – the participants presented the results of their research. As supporting programme, two visits to the Morsleben repository for radioactive wastes were organised in order to give an impression of final storage in an salt mine.

The meeting provided a comprehensive survey of the current state of the art concerning problems of gas generation and their relevance for long-term safety analyses. The discussions that were held at a high scientific level showed that although clear progress has been made

during the past nine years, there is still a need for further investigation in several areas, and in particular with regard to high-active wastes. In times of shrinking budgets it has to be pointed out with great emphasis that the implementation of the results and their usefulness for performing safety assessments must always be made quite clear. This has always been the case with past practical work of GRS and ISTec. Further details on this topic are presented in Chapter 11.2.

Monitoring of contaminants in the atmosphere in Russia

Between October 1 and 3, 1999, a workshop took place in Astrakhan, Russia, on the topic of "Monitoring of Climate- and Environment-Relevant Atmospheric Contaminants in Russia". It was the start of a GRS project performed for the BMU which deals with the questions of what legal basis exists for monitoring of contaminants in Russia, how is it imple-

mented, what measuring networks already exist, and how are contaminants registered and evaluated. The project is devised to run for a period of two years. The workshop is part of the German-Russian co-operation in the field of "Environment and Energy" which is spearheaded by the BMU.

H.-P. Butz, I. Monheimius

Veröffentlichungen und Vorträge

Publications and Lectures

Ackermann, L.:

Strahlenschutz in Kernkraftwerken
Landesanstalt für Personendosimetrie und Strahlenschutz-
ausbildung des Landes Mecklenburg-Vorpommern im
Rahmen der Spezialkurse für zu ermächtigende Ärzte
sowie für den Umgang mit offenen radioaktiven
Stoffen über dem 10⁵-fachen der Freigrenze und
Tätigkeiten nach § 7 AtG, Berlin-Karlshorst am
27. März, 31. August und 13. November 1999

Ackermann, L.:

Wichtige KTA-Regeln
Landesanstalt für Personendosimetrie und Strahlenschutz-
ausbildung des Landes Mecklenburg-Vorpommern im
Rahmen des Spezialkurses für den Umgang mit offenen
radioaktiven Stoffen über dem 10⁵-fachen der
Freigrenze und Tätigkeiten nach § 7 AtG, Berlin-
Karlshorst, 31. August 1999

Adrian, H.; W. Müller (ISTec); J. Thiel (BfS):

Probabilistic Safety Criteria for Nuclear Waste Repository –
Applicability for Operational Phase
*Proceedings of ESREL'99 – The tenth European Conference on
Safety and Reliability, Munich-Garching, Germany, 13–17
September 1999, A.A. Balkema/ Rotterdam, 1999*

Babst, S.; H. Hörtner; R. Stück:

Precursor Analysis for German Nuclear Power Plants
*Proceedings of ESREL'99 – The tenth European Conference on
Safety and Reliability, Munich - Garching, 13–17
September 1999, S. 1517–1522*

Bahadir, M. (TU-BS); Th. Brassler (GRS); M. Wundram; G. Schrader (TU-BS):

Chemisch-ökotoxikologische Bewertungsstrategien für
Untertagedeponien
*Jahrestagung 1999 der GDCh-Fachgruppe Umweltchemie
und Ökotoxikologie „Chemisch-biologische Teststrategien
und Bewertungskonzepte – Beiträge zur Risikoanalyse
komplexer Umweltkontaminationen, 24.–26. Oktober
1999, Jena*

Bechthold, W. (FZK/PWT+E); T. Rothfuchs (GRS); A. Poley (ECN); M. Ghoreychi (Ecole Polytechnique-Palaiseau); S. Heusermann (BGR); A. Gens; S. Olivella (UPC-Barcelona):

Backfilling and Sealing of Underground Repositories for
Radioactive Waste in Salt (BAMBUS Project), Final Report
European Commission, EUR19124 EN

Berg, H. P. (BfS); M. Röwekamp (GRS):

Fire Risk Assessment in Germany – Regulatory Guidance
and Applications
*OECD/NEA International Workshop on Fire Risk Assessment,
Helsinki, Conference Proceedings, 1999*

Bernnat, W. (IKE); S. Langenbuch (GRS); M. Mattes (IKE); W. Zwermann (GRS):

Influence of Cross-Section Data Bases on Criticality
Safety Calculations with the MCNP Monte Carlo Code
*“Sixth International Conference on Nuclear Criticality
Safety” (ICNC'99), Versailles, 20.–24. September
1999, Proceedings, Band III, S. 954–963*

Birkhofer, A.:

How to Balance Safety against Economic Pressure?
*Forum Engelberg “Risk and Safety of Technical Systems in
View of Profound Changes”, Zürich, Schweiz, 24.–26. März
1999*

Birkhofer, A.:

Kompetenz und Sicherheit beim Ausstieg aus der
Kernkraft
Trend Nr. 78 (I. Quartal 1999), S. 55–58

Birkhofer, A.:

Defense in Depth: Prevention and Mitigation
Nuclear Energy and the Environment: An International
Perspective on Reactor Safety
*1st Workshop on Nuclear Energy and Environment Series,
Tsinghua-University and MIT, Beijing, China, 26.–27.
April 1999*

Birkhofer, A.:

Kernenergie und Reaktorsicherheit: Nationale und
internationale Perspektiven
*Rundgespräch „Zur Ökonomie und Ökologie künftiger
Stromversorgung“ Bayerische Akademie der Wissenschaften,
München, 29. Juni 1999*

Birkhofer, A.:

The Most Important Differences in Western and Original
Soviet Views in the Field of Nuclear Safety
*Loviisa Nuclear Safety Forum, Loviisa, Finnland, 05.–07.
07.99, Summary of the Sessions, Session 2 “Safety of
Russian Nuclear Power Plants”, Enclosure 4*

Birkhofer, A.:

1. International Safety Approaches
2. East European Reactors
*Nuclear Power Reactor Safety Course, Massachusetts
Institute of Technology, Cambridge, USA, 19. Juli 1999*

Birkhofer, A.:

Deutscher und internationaler Stand der Sicherheit in
der Kerntechnik
*Energiekongress der Bayerischen Staatsregierung
„Energieversorgung und Klimaschutz – Perspektiven einer
nachhaltigen Entwicklung“, Europäisches Patentamt,
München, 19. November 1999*

Blömer C.; C. König (GKW); J. Larue; Th. Beuth (GRS):

A Three-dimensional Model for Radionuclide Transport
in Groundwater and its Application to an Industrial
Settling Point
*Uranium Mining and Hydrogeology II, Proceedings of the
International Conference and Workshop, Freiberg,
Germany, September 98, Verlag Sven von Loga, Köln,
1998*

Bogorinski, P.; J. Larue; B. Pöhl; K.-J. Röhlig (GRS); R. Thetford; I. Cox; C. Crookshanks; P. Holden; J. Locke (AEAT); E. Sobotovich; N. Golovko; V. Koval; V. Skvortsov (SSCER); L. Bogdan (MEPNS); P. Korchagin (MES); Y. Yakovlev; P. Kuhar (SCG):
Feasibility Study for an Underground Repository for
Long-Lived Non-heat-generating Radioactive Waste
in Ukraine. Final Report, CEC-Contract B7-6340/95/
001028/MAR7C3
EC, Luxembourg 1999, EUR 17631 EN

Brasser, Th.:

Kriterien für die Untertagedeponierung von MVA-
Schlacken
*Deponierung von vorbehandelten Siedlungsabfällen –
Veröffentlichungen des Zentrums für Abfallforschung
der Technischen Universität Braunschweig, Heft 14,
Braunschweig, 1999, S. 181–188*

Brasser, Th.:

Underground Waste Disposal: A Potential Technology
for Reducing Pollution of the Biosphere
*10th International Symposium on “Environmental Pollution
and its Impact on Life in the Mediterranean Region,
October 2nd to 6th, 1999, Alicante, Spain*

Brewitz, W.; Th. Brassler:

Essential Tasks for Underground Disposal of Hazardous
and Radioactive Waste
Fresenius Envir. Bull., 8 (5/6), 1999, pp. 321–328

Brewitz, W.; T. Rothfuchs (GRS); F. Huertas (ENRE-SA); B. Neerdael (SCK/CEN):

In-Situ Testing of Underground Barrier Systems in
View of PA-Relevant Parameters
*EURADWASTE'99, Luxembourg, 15–17 November
1999*

Bubelis E.; R. Pabarcus (ISAG); S. Langenbuch, M. Clemente, K. Velkov (GRS):

Analysis of Nuclear Characteristics of Ignalina-RBMK
using New Elements with 2.4% Enrichment and Erbium
*Jahrestagung Kerntechnik '99, 18.–20. Mai 1999,
Karlsruhe, S 45–48*

Buhmann, D.:

Das Programmpaket EMOS. Ein Instrumentarium zur
Analyse der Langzeitsicherheit von Endlagern.
*Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)
mbH, GRS-159, Braunschweig, 1999*

Buhmann, D.:

Relevance of Partitioning and Transmutation to Long-
term Safety of a Repository in Rock-salt under
Realistic Disposal Conditions
*Proceedings of the 7th International Conference on
Radioactive Waste Management and Environmental
Remediation (ICEM), 26.–30. September, 1999, Nago-
ya, Japan.*

Buhmann, D.:

Relevanz des Versatzes für die Langzeitsicherheit
*Workshop des BfS „Eigenschaften von Salzgrus als
Versatzmaterial im Wirtsgestein Salz“ in Salzgitter-
Lebenstedt, 18./19. Mai 1999*

Buhmann, D.; L. Lührmann; U. Noseck:

Performance Assessment Methodology at GRS and
Application to German Repositories in Salt Rock and
Hard Rock
*Workshop des Nuclear Research Institute in Rez
(Tschechien) “Scientific Aspects of Spent Fuel Dis-
posal”, 26. Januar 1999*

Clément, B.; Ch. Ktorza, (IPSN); A. V. Jones, (JRC Ispra); K. Trambauer (GRS):

The Phébus Fission Products Programme – Experi-
ments and Evaluation
EUROSAFE 1999, Paris, 18./19. November 1999

Damette, G. (IPSN); D. Bachner (GRS); O. Sevas-tyuk (SSTC):

Support in Licensing Activities Related to Decommissioning of Chernobyl NPP
EUROSAFE 1999, Paris, 18./19. November 1999

Fein, E.:

Entwicklung eines Programms zur dreidimensionalen Modellierung des Schadstofftransportes
Statusgespräch „Untertägige Entsorgung“, Clausthal-Zellerfeld, 14. und 15. September 1999, Forschungszentrum Karlsruhe, *Wissenschaftliche Berichte FZKA-PTE Nr. 6*, 1999, S. 439–449

Fein, E.; H. Kull:

HRL Äspö Sweden: Experimental and Modelling Approaches with Respect to Two-Phase Flow Conditions in Granite
EUROSAFE 1999, Paris, 18./19. November 1999

Fein, E. (GRS); K. Schelkes (BGR):

Development of a Fast Computer Code for Salt-Water/Fresh-Water Movement in Large Complex Heterogeneous Three-Dimensional Groundwater Systems. Background, Features, and Applications
15th Salt-Water Intrusion Meeting, May 25–29, 1998, Gent (Belgien), *Natuurwetenschappelijk Tijdschrift Flemish Journal of Natural Science*, Vol. 79, (1999), No. 1–4, pp 48–54

Fein, E.; A. Schneider:

d³f – Ein Programmpaket zur Modellierung von Dichteströmungen. Abschlußbericht
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-139, Braunschweig, 1999

Fein, E.; R. Storck (GRS); H. Klinge (BGR); K. Schelkes (BGR); J. Wollrath (BfS):

The Transport Model for the Safety Case of the Konrad Repository and Supporting Investigations
4th GEOTRAP Workshop “Confidence in Models of Radionuclide Transport for Site-Specific Performance Assessment”, Carlsbad, New Mexico, USA, 14.–17. Juni 1999

Fichot, F. (IPSN); K. Trambauer (GRS):

Core Degradation Modelling with ATHLET-CD and ICARE2
Poster-Presentation, EUROSAFE 1999, Paris, 18./19. November 1999

Fischer-Appelt K.; J. Larue (GRS); G. Henze (BfS); J. Pinka (G.E.O.S.):

Analyses Concerning the Estimation of the Release Behaviour of Heaps of the Former Mining Activities and Uranium Ore Mining
4th OECD/NEA GEOTRAP Workshop, Carlsbad, New Mexico, USA, 15–17 June 1999

Fischer-Appelt, K.; B. Baltes; J. Larue:

Analyses Concerning the Estimation of the Release Behaviour of Heaps of the Former Mining Activities and Uranium Ore Mining
Poster anlässlich der 7. internationalen Konferenz “Chemistry and Migration Behaviour of Actinides and Fission Products in the Geosphere (MIGRATION 99)”, 24. September–01. Oktober 1999, Lake Tahoe (USA)

Fischer-Appelt, K.; B. Baltes; J. Larue:

Geochemische Untersuchungen an Bergehalden des Uranbergbaus als Grundlage für Modellrechnungen zur Quelltermbestimmung
4. Bochumer Fachtagung „Grundwassermodellierung“, Bochum, 18./19. November 1999

Frisch, W.:

Review of Power Reactor Design
IAEA Interregional Training, Course on Instrumentation and Control of Nuclear Power Plants, Karlsruhe, Germany, 25. Oktober–19. November 1999

Frisch, W. (GRS); P. Friedmann (Siemens):

German R&D Activities Related to Advanced Technologies for LWRs
8th Meeting of the IAEA-IWR-LWR, Vienna, May 18–20, 1999

Frisch, W. (GRS); G. Gros (IPSN):

French-German Safety Philosophies, Approaches and Strategies
Eurocourse 99 on Advanced Nuclear Reactor Design and Safety, Garching, Germany, May 17–21, 1999

Frisch, W. (GRS); G. Gros; F. Rollinger (IPSN); M. Simon (GRS):

General Safety Approach (Objectives and Principles) Workshop of European Safety Authorities
“Development and Harmonisation of French-German Safety Requirements” March 02–03, 1999, Brussels, Belgium

Frisch, W. (GRS); G. Gros; F. Rollinger (IPSN); M. Simon (GRS):

Recent Achievements within the French-German Safety Approach for Future PWRs
SMIRT 15, Seoul, Kore, August 15–20, 1999

Frisch, W. (GRS); G. Gros; F. Rollinger (IPSN); M. Simon (GRS):

Safety Improvement of Future Reactors by Enhancement of the Defence in Depth Principle
EUROSAFE 1999, Paris, 18./19. November 1999

Frisch, W.; K. Kotthoff; M. Maqua:

Analyzing NPP Incidents: Lessons Learned
Nuclear Europe Worldscan, Vol. XIX, No. 1–2, January/February 1999

Gay, D. (IPSN); U. Noseck (GRS); P. Baudoin; F. Besnus (IPSN); L. Lüthmann; R. Storck (GRS):

Lessons from the SPA European Performance Assessment Exercise for Spent Fuel in Granite,
EUROSAFE 1999, Paris, 18./19. November 1999

Gmal, B.; E. F. Moser; W. Weber (GRS); J. Thiel (BfS):

Criticality Safety Analysis for the Post-Operational Phase of a Final Repository in Germany
Jahrestagung Kerntechnik 99, 18–20. Mai 1999 Karlsruhe, Tagungsbericht S. 363–365. ICNC’99 Proceedings of the Sixth International Conference on Nuclear Criticality Safety, September 20–24, 1999, Palais des Congrès, Versailles, France, pp. 994–001

Gmal, B.; G. Pretzsch; E. F. Moser; U. Quade (GRS):

Investigation of the Criticality Behaviour of the Fuel Containing Lava Masses inside the Chernobyl Shelter
ICNC’99 Proceedings of the Sixth International Conference on Nuclear Criticality Safety, September 20–24, 1999, Palais des Congrès, Versailles, France, pp. 199–203

Grebner, H.; C. Müller; J. Sievers:

Strukturmechanisches Verhalten einer Kreislaufschleife eines DWR mit postuliertem Durchriss bei Berücksichtigung einer realistischen Leckrate
Jahrestagung Kerntechnik ’99, Tagungsband S. 657–661

Großpietsch, K. (GMD); F. Saglietti (ISTec):

Der Fachauschuß Verlässlichkeit und Fehlertoleranz
Informationstechnik und Technische Informatik (it + ti), Nr. 3, Oldenbourg Verlag, 1999, S. 43–46

Hagemann, S. (GRS); H. K. Cammenga (TU Braunschweig); H.-J. Herbert (GRS):

Zur Bleilöslichkeit in salinaren Lösungen
Umwelt 2000 – Geowissenschaften für die Gesellschaft, Tagung am 22.–25. September 1999, Halle (Saale). J. Härtling; M. Huch; J. Matschullat (Hrsg.), Hannover, 1999, S. 52

Hesse, U.; B. Gmal; Th. Voggenberger; M. Baleanu; W. Zwermann; S. Langenbuch:

KENOREST, A New Criticality and Inventory Calculation System, Based on KENO and OREST
ICNC’99, Sixth International Conference on Nuclear Criticality Safety, Proceedings Vol. I–IV, Palais de Congrès, Versailles, France, Sept. 20–24, 1999, pp. 48–56

Hirsehorn, R.-P.; B. Boese; D. Buhmann:

LOPOS: Programm zur Berechnung der Schadstoff-freisetzung aus netzwerkartigen Grubengebäuden
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-157, Braunschweig, 1999

Höfler, A.; H. Schulz:

An Integrative Approach to Assess the Reliability of Pipeline Systems
Presentation and Paper, 3rd International Conference “Pipeline Safety”, Moscow, Russia, September 06–09, 1999

Hoertner, H.; S. Babst:

Results of the Precursor Analysis for German Nuclear Power Plants
Proceedings of the International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment PSA’99, Washington DC, August 22–26, 1999, pp. 731–737

Jakubowski, Z.; D. Beraha:

The Simulator ATLAS: A Tool for Safety Analysis in Nuclear Power Plants
Modelling and Simulation: A Tool for the next Milenium
13th European Simulation Multiconference 1999, ESM’99, June 1–4, 1999, Warsaw, Poland, A Publication of the Society for Computer Simulation International, Printed in Delft, the Netherlands, Volume II, pp. 261–265

Jendrich, U. (GRS); C. English (AEA-T); N. Karpunin (SEC NRS); S. Lomakin (SEC NRS); A. Prosvirin (Gosatmnadzor); H. Schulz (GRS); K. Wallin (VTT):

Licensing Related Assessment of RPV Embrittlement of VVER 440/230 units
IAEA Specialists Meeting, “Irradiation Embrittlement and Mitigation”, Madrid, Spanien, 26.–29. April 1999, IAEA Wien, 1999, S. 298–307

Jockwer, N.; E. Fein; R. Mieke; I. Müller-Lyda:

Untersuchungen zum Zweiphasenfluß und diffusiven Transport in Tonbarrieren und Tongesteinen
Statusgespräch „Untertägige Entsorgung“, Clausthal-Zellerfeld, 14. und 15. September 1999, Forschungszentrum Karlsruhe, *Wissenschaftliche Berichte FZKA-PTE Nr. 6*, 1999, S. 339–406

Jonczyk, J.:

Reassessment of Seismic Loads in Conjunction with Periodic Safety Reviews
Nuclear Engineering and Design 192 (1999), pp. 155–165

Jungclaus, D.; F. Michel; H. Schulz:

Operating Experience with Pressurized Components of German Light-Water-Reactors
Nuclear Engineering and Design 192 (1999), pp. 331–335

Kafka, P.:

Significants of Process Attributes for Software Reliability
Round Table Discussion, ESREL’99 Garching, TUM, September 13–17, 1999, Editorial, VM Kurier, Düsseldorf, Ausgabe Nr. 58–59, September 1999

Kafka, P.:

How Safe is Safe Enough? – An Unresolved Issue for All Technologies
Panel Discussion, ESREL’99 Garching, TUM, September 13–17, 1999

Kafka, P.:

Zuverlässigkeitsmanagement in der Produktentwicklung
Seminar 48-31-01, VDI Bildungswerk, Düsseldorf, 28./29. Oktober 1999

Kafka, P. (GRS), A. Gomez Cobo (IAEA):

Optimisation of Testing and Maintenance of Safety Related Equipment: An IAEA Research Project
Paper, ESREL'99 Garching, TUM, September 13–17, 1999, Proceedings of ESREL'99, A. A. Balkema, Rotterdam, 1999, pp. 241–246

Lange, F.:

Kontamination bei Brennelement-Transporten
Forum im Pressehaus Bonn, Informationskreis Kernenergie, 28. Januar 1999

Lange, F.:

Radioaktive Verunreinigung auf Brennelement-Transportbehältern, Castor u.a.
Haus der Technik in Essen, VDI Arbeitskreis Energietechnik, 3. Februar 1999

Lange, F. (GRS); G. Sert ; B. Laurent (IPSN):

Kontaminierte Transportbehälter: Probleme und Lösungen in Deutschland und Frankreich
EUROSAFE 1999, Paris, 19. November 1999

Lange, F. (GRS); L. Mädler; W. Koch (FHG); K. Husemann (Universität Freiberg):

In Situ Aerodynamic Size Classification of Aerosols in the Size Range between 01. and 100 mm for Dustiness Tests and Powder Characterization
J. Aerosol Sci. Vol. 30, No. 4, 1999, pp. 451 – 465

Larue J.; K. Fischer-Appelt; B. Baltes:

Analyses Concerning the Estimation of the Release Behaviour of Heaps of the Former Mining Activities and Uranium Ore Mining
Poster anlässlich des 2. internationalen Karlsruher Workshops "Mineral/Water Interactions Close to Equilibrium", Speyer, 25./26. März 1999

Lorenz, S.; W. Müller:

Modelling of Two-phase Flow in Salt
PEGASUS PROGRESS Meeting, Braunschweig, 14./15. April 1999

Lorenz, S.; W. Müller:

Predictive Determination of Gas Generation and Comparison with In-situ Measurements
5th International Workshop on Design and Construction of Final Repositories, Oxford, 20.–22. September 1999

Lorenz, S.; W. Müller:

The Influence of Gas Formation and Transport on the Design of a Final Repository
EURADWASTE '99, Luxemburg, 16./17. November 1999, Proceedings of ENS TOPSEAL '99, Antwerpen, Vol. II, Belgian Nuclear Society, Brüssel, 1999, S. 324

Michel, F.; H. Reck; H. Schulz:

Experience with Piping in German NPPs with Respect to Ageing-related Aspects
Proc. SMIRT 15–11th Post Conference Seminar 2, "Current Issues in the Evolution of Risk-Informed and Performance-Based Integrity Engineering"; Tokyo, August 1999, pp. 113–127

Müller, W.:

Zweiphasige Modellierung des Fluid- und Radionuklidtransports in Salzgrus
BfS-Workshop „Eigenschaften von Salzgrus als Versatzmaterial im Wirtsgestein Salz“, Salzgitter, 18./19. Mai 1999

Müller, W.; H. Kannen:

Correlation between Experimental Gas Generation Measurements and Characteristic Waste Parameters
PEGASUS PROGRESS Meeting, Braunschweig, 14./15. April 1999

Müller, W.; H. Kannen; B. Schäfer:

Gas Generation of Radioactive Wastes – Comparison between Laboratory Experiments and Measurements on Real Waste
Proceedings of "7th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation", Nagoya, ASME International, 1999

Müller-Lyda, I.; H. Birtler; E. Fein:

Ableitung von Permeabilitäts-Porositätsrelationen für Salzgrus
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-148, Braunschweig, 1999

Noseck, U.; W. Brewitz:

Long-Term Safety of Underground Repositories: Key Issue for Research and Development
A Satellite Conference of the World Conference on Science "The Geology of Today for Tomorrow", Budapest, 21.–22. June 1999.

Noseck, U.; L. Lührmann; R. Storck:

Spent Fuel Performance Assessment for a Generic Repository in Crystalline Formations in Germany
Euradwaste-99, Luxemburg, 15.–17. November 1999

Noseck, U.; L. Lührmann; Th. Brassler:

Geochemical Far-Field Processes in Performance Assessment for Underground Radioactive Waste Repositories.
Czechoslovak Journal of Physics, Vol. 49, 1999, pp. 189–195

Olma, B.J.; B. Schütz (ISTec):

Status and Operational Experience with Acoustic Monitoring of Reactors Primary Systems
Progress in Nuclear Energy, Vol. 34, No. 3, 1999, pp. 299–309

Pudewills, A. (FZK/INE); T. Rothfuchs (GRS):

Post-Test Thermomechanical Analyses for TSS-Experiment and Comparison with In-situ Measurements
Proc. of MECASALT 5 Conference, Bukarest, August 1999

Reck, H.; F. Michel:

Generic Evaluation of Operating Experience with Passive Mechanical Components
EUROSAFE 1999, Paris, 18./19. November 1999 – Poster Session

Reer, B. (PSI); O. Sträter (GRS); V. Dang; S. Hirschberg (PSI):

A Comparative Evaluation of Emerging Methods for Errors of Commission Based on Applications to the Davis-Besse (1985) Event
PSI, Schweiz, Nr. 99-11 (ISSN 1019-0643)

Rohde, U. (FZR); S. Langenbuch (GRS):

Gekoppelte Berechnungen von Thermohydraulik und Neutronenkinetik
Jahrestagung Kerntechnik'99, Karlsruhe, 18.–20. Mai 1999

Rodwell, W.R.; A.W. Harris (AEA Technology); S.T. Horseman (BGS); P. Lalieux (OECD/NEA); W. Müller (ISTec); L. Ortiz Amaya (SCK/CEN Mol); K. Pruess (LBL):

Gas Migration and Two-Phase Flow through Engineered and Geological Barriers for a Deep Repository for Radioactive Waste – A Joint EC/NEA Status Report
EUR 19122 EN, Brüssel, 1999

Röhlig, K.-J.:

Geostatistical Analysis of the Gorleben Channel
GeoENV98. Second European Conference on Geostatistics for Environmental Applications. Valencia, 18.–20. November 1998. Kluwer Academic Publishers, Dordrecht, Boston, London, 1999, pp. 319–330

Röhlig, K.-J.:

Zur räumlichen Variabilität an Standorten für Endlager radioaktiver Abfälle
BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz 1999, BMU-199-529

Röhlig, K.-J.; B. Baltes; A. Becker; P. Bogorinski; H. Fischer; K. Fischer-Appelt; V. Javeri; L. Lambers; K.-H. Martens; G. Morlock; B. Pörtl:

Sicherheit in der Nachbetriebsphase von Endlagern für radioaktive Abfälle. Abschlußbericht
BMU-Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz 1999, BMU-199-535

Röhlig, K.-J.; B. Baltes (GRS); A. Nies (BMU):

Development of Scenarios for Radioactive Waste Repositories from a Regulatory Point of View: Status of Discussion in Germany
OECD NEA Workshop on Scenario Development, Madrid, 10–12 May 1999

Röhlig, K.-J.; B. Pörtl:

Investigation of Parameter and Model Uncertainties for Groundwater and Solute Transport Models Based on Conditional Indicator Simulations. A Case Study Using Data from the Gorleben Site
4th OECD/NEA GEOTRAP Workshop. Carlsbad, New Mexico, USA, 15–17 June 1999

Röhlig, K.-J.; B. Pörtl:

Evaluation of Transport Model Uncertainties Using Geostatistical Methods: A Case Study Based on Borehole Data from the Gorleben Site
StatGIS 99 – Geostatistik und GIS. St. Georgen, Österreich, 20./21. September 1999

Röwekamp, M.

Operating Experience with Fire Dampers in German NPP
Fire & Safety '99, Frankfurt, 8.–10. Februar 1999

Röwekamp, M. (Hrsg.); u.a.:

Proceedings of the SMIRT Post Conference Seminar No. 6
SMIRT, Post Conference Seminar No. 6, Garching (GRS), 6./7. September 1999

Röwekamp, M.:

Summary of Fire Code Experience in Germany Proposal for Project in Future Collaboration
Planning Meeting for International Fire Model Project, University of Maryland, College Park, MD (USA), 25./26. Oktober 1999

Röwekamp, M.

Human Factors in NPP Fire Incidents
NEI Fire Protection Information Forum, St. Petersburg, FL (USA), 18.–20. Oktober 1999

Röwekamp, M.; H. Liemersdorf:

Zuverlässigkeit von Brandschutzeinrichtungen in KKW
VGB-Fachtagung, Essen, 4. Februar 1999, VGB-Zeitung, Essen, 1999

Röwekamp M.; H. Liemersdorf:

Operating Experience with Fire Dampers in German NPP
Fire & Safety '99, Conference Proceedings, Wilmington Publishing Ltd., Dartford, UK, 1999

Röwekamp, M.; H. Liemersdorf:

PSA Study for an Exemplary Plant Location of German PWR Built to Earlier Standards
OECD/NEA International Workshop on Fire Risk Assessment, Helsinki, Conference Proceedings, 1999

Röwekamp M. (GRS); D. Hosser; J. Will (iBMB, TU Braunschweig):

German Cable Fire Testing Program: Cable Fire Experiments and Qualification of Cable Coatings with Different Methods
NEI Fire Protection Information Forum, St. Petersburg, FL (USA), 18.–20. Oktober 1999

Rothfuchs, T. (GRS); A. Gens (UPC); A. Poley (ECN), A. Pudewills (FZK/INE):
"In-situ Measurement and Modelling of Crushed Salt Compaction – The BAMBUS-Project –",
EURADWASTE'99, Luxembourg, 15–17 November 1999

Rothfuchs, T.; H.-K. Feddersen; K.-P. Kröhn; R. Mieh; K. Wieczorek:
The DEBORA-Project: Development of Borehole Seals for High-Level Radioactive Waste – Phase II, Final Report,
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, GRS-161

Saglietti, F. (ISTec):
Formal and Informal Methods for Software V&V: Strengths, Limits and Complementarity
Workshop on Verification of Digital and Hybrid Systems, Tata Institute for Fundamental Research (TIFR), Bombay, 11. Januar 1999

Saglietti, F. (ISTec):
Systematische Verfahren zur Unterstützung der Analyse, des Entwurfs und der Validierung eingebetteter sicherheitsrelevanter Systeme
Kolloquium, Technische Universität Darmstadt, Fachbereich Informatik, Darmstadt, 7. Juni 1999

Saglietti, F. (ISTec):
Statistical Significance of Process Attributes
European Safety and Reliability Conference (ES-REL'99), Garching, 14. September 1999

Saglietti, F. (ISTec):
Systematische Vorgehensweisen zur Analyse, zum Entwurf und zur Validierung hochzuverlässiger Echtzeitsysteme
Gastvortrag, Johannes-Kepler-Universität Linz, Fachbereich Informatik, Linz, 10. Dezember 1999

Saglietti, F. (ISTec):
Software Certification for Embedded Systems: Statistical Significance of Non-Operational Experience
Proceedings International Software Assurance & Certification Conference (ISACC'99), edited by Reliable Software Technologies (RST) and National Institute of Standards and Technology (NIST), Section A2, Washington 1999

Saglietti, F. (ISTec):
Combination of Formal and Informal Approaches to Validate Embedded Software
Tagungsband GI-Workshop Sicherheit und Zuverlässigkeit software-basierter Systeme, ISTec, Garching 1999, S. 153–167

Saglietti, F. (ISTec); W. Goerigk (Universität Kiel), Hrsg.:
Sicherheit und Zuverlässigkeit software-basierter Systeme
Institut für Sicherheitstechnologie, Garching 1999, ISBN-2-00-004872-3

Sander, W.:
Wirksamkeit der Abdichtung von Versatzmaterialien – Geochemische Untersuchungen zum Langzeitverhalten von Salzversatz mit Zuschlagstoffen.
Viertes Statusgespräch zu FUE-Vorhaben auf dem Gebiet der Entsorgung gefährlicher Abfälle in tiefen geologischen Formationen
Clausthal-Zellerfeld, 14./15. September 1999, Wissenschaftliche Berichte FZKA-PTE Nr. 6, 1999, S. 315–328

Schäfer, B.; W. Müller (ISTec); G. Stepan (GNS):
Activity Determination of Radionuclides Inaccessible to Measurement in Radioactive Waste
Proc. ENS TOPSEAL '99, Antwerpen, Vol. I, Belgian Nuclear Society, Brüssel, 1999, p. 125

Schimpfke, D.; H. Grebner; A. Höfler:
Simulation of the Structure-Mechanical Behaviour of a PWR Coolant Loop under Extreme Loads
Nuclear Engineering and Design 190 (1999), pp. 117–126

Schulz, H.:
FISA 1999—Challenges left in the Areas of Materials Ageing and Plant Modernisation
European Commission, Symposium Luxembourg, Nov. 29, 1999–Dec. 1, 1999

Sievers, J.; H. Schulz (GRS); B.R. Bass; C.E. Pugh (ORNL):
Final Report on the International Comparative Assessment Study of Pressurized-Thermal-Shock in Reactor Pressure Vessels (RPV PTS ICAS)
NEA/CSNI/R (99) 3, September 1999

Sievers, J. (GRS); B. R. Bass (ORNL); A.G. Miller (OECD):
Activities of the OECD Nuclear Energy Agency in the Area of RPV PTS Fracture Mechanics Analysis
Paper G2-A2-FR, Transaction of 15th Intern. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMIRT-15), Seoul, August 1999, Volume V Div. G, pp. V209–V216

Sievers, J.; H. G. Sonnenburg:
Modelling of Thermal-hydraulic Loads and Mechanical Stresses on Reactor Pressure Vessels
EUROSAFE 1999, Paris, 18./19. November 1999

Skorek T.:
Modelling of Two-Phase Flow Splitting at Vertical T-junctions
Proc. of 2nd International Symposium on Two-Phase Flow Modelling and Experimentation, Pisa, Italy, May 23–26, 1999

Sonnenburg, H.G.:
The Adequacy of Methods Used for the Approval of High Burn-up Core Loading
Paper presented at the IAEA/CNEA Technical Committee Meeting, San Carlos de Bariloche, Argentina, 15.–19. November 1999

Sonnenburg, H.G.; J. Sievers:
Thermohydraulische Belastungen und strukturmechanische Beanspruchungen von Reaktorbehältern
Jahrestagung Kerntechnik '99, Fachsitzung „Neue Ergebnisse aus F+E zur Fluidodynamik und Reaktorphysik“, Inforum Code 810, 1999

Sonnenkalb, M.:
Application of MELCOR 1.8.4 for German PWR
7. MELCOR Cooperative Assessment Program (MCAP) Meeting, Albuquerque, New Mexico, April 28–30, 1999

Sträter, O.:
Methodik zur Untersuchung menschlicher Zuverlässigkeit in technischen Systemen
AT Automatisierungstechnik 4/99, Oldenbourg, München, S. 171 ff.

Sträter, O. (GRS); B. Reer (PSI):
A Comparison of the Application of the CAHR Method to the Evaluation of PWR- and BWR-events and Some Implications for the Methodological Development of HRA
Modarres, M. (Ed). PSA'99 – Risk-Informed Performance-Based Regulation, American Nuclear Society, LaGrange Park, Illinois, USA

Sträter, O. (GRS); B. Reer, V. Dang, S. Hirschberg (PSI):
Methods, Case Studies, and Prospects for an Integrated Approach for Analyzing Errors of Commission.
Schueller, G. & Kafka, P. (Eds.) Safety and Reliability, Balkema, Rotterdam p. 699

Sträter, O. (GRS); B. Reer, V. Dang, S. Hirschberg (PSI):
Methoden zur Analyse von kognitiven Fehlern: Ergebnisse einer ersten Anwendung von Methoden und Ausblicke auf zukünftige Arbeiten
4. Expertengespräch „Mensch-Maschine-Wechselwirkung“, 14./15. April 1999, BFS KT-22/99, BfS Salzgit-ter, Germany

Teschendorff, V. (GRS); J.-C. Micaelli (IPSN):
Code Validation and Uncertainty Evaluation for Best-Estimate Analyses
EURO-COURSE "Advanced Nuclear Reactor Design and Safety", GRS, Garching, Germany, 1–21 May 1999

Volckaert G.; D. Mallants (SCK.CEN); R. Bush (AEAT); L. Lambers (GRS):
Long-Term Environmental Impact of Underground Disposal of P&T Waste
Proceedings of the 5th International Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Mol, Belgium, November 25–27, 1998, co-organised by EUR 18898 EN. OECD/NEA und CEC, Paris und Luxembourg, 1999

Wach, D. (ISTec):
Independent Generic and Plant-Specific System Qualification – A Methodology for Cost-Effective Assessment of Software-Based I&C Systems Important to Safety
IAEA Specialists's Meeting "Modernization of Nuclear Power Plant Instrumentation and Control Systems", Buenos Aires, Argentina, 1–3 June, 1999, Proceedings International Atomic Energy Agency (IAEA-IWG-NPPCI-99/SP-384.50), S. 50–60

Wach, D. (ISTec):
German National Report on Instrumentation and Control Activities in Nuclear Power Plants
Regular Meeting of the International Working Group on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation (IWG-NPPCI), Vienna, Austria, 18–20 May, 1999

Weber, G. (GRS):
Validation of the Fibrous Filter Model in FIPLOC
European Aerosol Conference '99, Prague, Czech Republic, 6–10 Sept. 1999

Weiß, D.; J. Larue (GRS); G. Kießig (WISMUT):
Methods for Storage and Disposal of Residues from Waste-water Treatment of Former Uranium Mining and Milling Facilities in Germany
Proceedings, Abstracts of II. International Symposium on Technologically Enhanced Natural Radiation (TENR II), Rio de Janeiro – Brazil, September 12–17, 1999

Wernicke, R. S.:
Stellungnahme zum Stand der Entwicklung des Verfüll- und Verschleißkonzeptes des Endlagers Morsleben (ERAM)
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1999-539, 1999, S. 22

Wieczorek, K.; J. Droste; U. Zimmer:
Hydraulic Investigation of the Excavation Disturbed Zone Around Drifts in Rock Salt
Waste Management '99, Tucson, Arizona, February 28 – March 4, 1999, WM Symposia, Inc., 1999

Wieczorek, K.; U. Zimmer:
Untersuchungen zur hydraulisch wirksamen Auflockerungszone um Endlagerbereiche im Salinar in Abhängigkeit vom Hohlraumabstand und Spannungszustand (02 E 9118)
„Untertägige Entsorgung“ – Viertes Statusgespräch zu FUE-Vorhaben auf dem Gebiet der Entsorgung gefährlicher Abfälle in tiefen geologischen Formationen, Clausthal Zellerfeld, 14. und 15. September 1999, Forschungszentrum Karlsruhe, Wissenschaftliche Berichte FZKA-PTE Nr. 6, 1999, S. 79–90

Wieczorek, K.; U. Zimmer:

Hydraulic Behavior of the Excavation Disturbed Zone Around Openings in Rock Salt
ICEM'99 – 7th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation, Nagoya, Japan, September 26–30, 1999, JSME/ASME International, 1999

Woltereck, M.; A. Scharrenbroich (TUM); P. Kafka (GRS):

An Improved Component Availability Model as a Contribution to the Risk Monitoring System RELADS
ESREL'99 Garching, TUM, September 13–17, 1999, Proceedings, pp. 445–450

Zwermann, W.:

VVER Fuel Element Benchmark Calculations
"Technical Meeting on Reactor Safety Studies for MOX Fuel with Weapons-Grade Plutonium in VVER", GRS, Berlin, 25.–27. Januar 1999

VVER Fuel Element Benchmark Calculations – Continued

"Technical Meeting on Reactor Safety Studies for MOX Fuel with Weapons-Grade Plutonium in VVER", Cadarache – Castel, 21.–23. April 1999

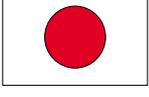
Zwermann, W.:

Benchmark Calculations with the Monte Carlo Code MCNP and Nuclear Point Data based on JEF-2.2 and ENDF/B-VI

"Seminar on Methods of Calculation, Nuclear Data, and Experiments for the Problem of U-Pu Use in PWR (VVER) – ISTC projects", RDIPE Institute Moskau, 22.–23. März 1999

Zusammenarbeitsverträge der GRS mit ausländischen Organisationen

Co-operation Agreements between GRS and Foreign Organisations

Partnerland/Organisation <i>Partner country/Organisation</i>	Abschluss <i>Date of conclusion</i>	Gegenstand des Abkommens <i>Subject of agreement</i>
 Argentinien ARN	24.09.98	Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety
 Brasilien CNEN	02.10.97	Exchange of Technical Information and Co-operation in Regulatory and Safety Research Matters
 China NNSA	15.07.98	Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety
 Finnland FORTUM (IVO)	01.10.98	Consulting Services Agreement
 Frankreich IPSN	29.07.98	Vereinbarung über Zusammenarbeit von IPSN und GRS
 IPSN	15.07.97	Deutsch-französische Initiative zu Tschernobyl
 Großbritannien HSE	21.07.98	Arrangement on Technical Co-operation and Exchange between GRS and HSE in the Field of Nuclear Safety Research
 Japan NUPEC	25.06.91	Agreement on Information Exchange and Co-operation (Gültigkeit gekoppelt an Vereinbarung zwischen BMFT und MITI)

Partnerland/Organisation <i>Partner country/Organisation</i>	Abschluss <i>Date of conclusion</i>	Gegenstand des Abkommens <i>Subject of agreement</i>
 Korea KINS	25.09.98	Arrangement on Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety
KAERI	29.06.98	Agreement on Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Reactor Safety Research
 Niederlande KFD	30.10.92	Rahmenvereinbarung über die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit und des Strahlenschutzes
 Rumänien CNCAN	10.11.98	Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit
 Russische Föderation RRC KI, GRS, IPSN, RISKAUDIT	16.09.96	General Agreement on Scientific and Technical Co-operation
 Spanien CSN	21.09.98	Consulting Services Concerning Nuclear Safety
 Türkei TAEK	14.01.98	Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety; Consultancy and Service Agreement
 Ukraine Nationale Akademie der Wissenschaften	25.11.93	General Agreement on Scientific and Technical Co-operation
 USA DOE (CAO)	22.01.99	Memorandum of Understanding (on Radioactive Waste Management)
USNRC	23.07.98	Co-operation on Probabilistic Risk Assessment and Related Safety Research
 OECD OCDE	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
	01.09.98	Agreement on the Lower Head Failure Project – A Project for the Experimental Investigation of Creep Behaviour of Reactor Vessel Lower Head

Legende: Vertragspartner / Legend: Partner of Co-operation

ARN	Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentinien
CNCAN	National Commission for Nuclear Activities Control, Rumänien
CNEN	Comissão Nacional de Energia Nuclear, Brasilien
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear, Spanien
DOE (CAO)	U.S. Department of Energy, Carlsbad Area Office
HSE	Health and Safety Executive, Großbritannien
IPSN	Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, Frankreich
FORTUM	Fortum Engineering Ltd, Finnland
KAERI	Korea Atomic Research Institute
KINS	Korea Institute for Nuclear Safety
KFD	Ministerie van Sociale Zaken en Werkgelegenheid, Kernfysische Dienst, Niederlande
MITI	Ministry of International Trade and Industry, Japan
NNSA	National Nuclear Safety Administration, Volksrepublik China
NUPEC	Nuclear Power Engineering Center, Japan
RISKAUDIT	RISKAUDIT IPSN/GRS International (EWIV), Frankreich
RRC KI	Russian Research Centre "Kurchatov Institute", Russische Föderation
TAEK	Turkish Atomic Energy Authority
USNRC	United States Nuclear Regulatory Commission, USA
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Tel.: +49 - (0)221 - 20 68 - 0
Fax: +49 - (0)221 - 20 68 - 888

Forschungsgelände
85748 Garching b. München
Tel.: +49 - (0)89 - 32 00 4 - 0
Fax: +49 - (0)89 - 32 00 4 - 599

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

Internet: www.grs.de