



**Jahresbericht
2005/2006**

Annual Report
2005/2006



IMPRESSUM

Herausgeber / *Published by:*

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Abt. Kommunikation

Ltg.: Dr. Heinz-Peter Butz

Redaktion / *Technical Editors:*

Dr. Heinz-Peter Butz, Dipl.-Geol. Gabriele Berberich (Erfstadt-Gymnich)

Satz / *Layout:*

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

Übersetzung / *Translation:*

Frank Janowski-Hansen M.A.,

Dipl.-Übers. Erika Schild

Druck / *Printed by:*

Moeker Merkur Druck GmbH (Köln)

Bildnachweis / *Photo Credits:*

GRS-Archiv, Dr. Heinz-Peter Butz (GRS), Dipl.-Geol. Gabriele Berberich (Erfstadt-Gymnich),

D. Calma (IAEA), Dr. B. Münzer (FU Berlin)

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

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

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

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



Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) mbH

**Jahresbericht
2005/2006**

Annual Report
2005/2006

Inhalt

1	Einführung	4
2	Organisation und wirtschaftliche Entwicklung	12
3	Reaktorsicherheitsforschung	18
	3.1 Rechenmethodik zur nuklearen Kernauslegung und Störfallsimulation – Gegenwärtiger Stand und aktuelle Entwicklungen	32
	3.2 Nachrechnung und Unsicherheitsanalyse des Versuchs Quench-07 mit dem System-Code ATHLET-CD	40
	3.3 Konsolidierung der Module in ASTEC für die Simulation der Schmelze-Beton-Wechselwirkung	48
4	Endlagersicherheitsforschung: Zum Transport von Schadstoffen in Endlagersystemen	54
	4.1 Szenarien für Uran-Transport und -Rückhaltung in natürlichen Gesteinen: „Natürliche Analoga“ in Bayern und der Tschechischen Republik	62
	4.2 Modellierung des Schadstofftransports für Endlager in Tongesteinen	72
	4.3 Fortschritte bei der Kopplung von thermodynamischer Gleichgewichtsmodellierung und Programmen für den Stofftransport im Nahbereich eines Endlagers	80
5	Reaktorsicherheitsanalysen	88
	5.1 Generische Fragen zur Verstopfung der Sumpfsiebe	102
	5.2 Probabilistische Brandanalysen – Methoden und Ergebnisse	110
6	Schwerpunkte der GRS auf dem Gebiet der Ver- und Entsorgung und des Strahlenschutzes	116
	6.1 Joint Convention 2006: Zweite Überprüfungskonferenz zum internationalen Abkommen über die Sicherheit der nuklearen Entsorgung	126
	6.2 Radiologische Konsequenzenanalyse der brandbedingten Freisetzung aus Behältern mit radioaktivem Material	132
	6.3 Konzept zum Einsatz elektronischer Personendosimeter als amtliche elektronische Personendosimeter – Ein Beitrag der GRS zur Verbesserung der Strahlenschutzkontrolle	138
	6.4 Endlagersicherheit durch Isolation: Welche Indikatoren sind für eine Bewertung der Sicherheit eines Endlagers für radioaktive Abfälle in der Nachbetriebsphase geeignet?	144
7	Projekte, Internationales und Zukunftsaufgaben	154
	7.1 Statusbericht zum Wissensmanagement bei der GRS	156
	7.2 Internationale Programme	160
	7.3 Aktualisierung des untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerks – Übersicht über den Stand der Arbeiten	172
8	Stabsstelle Recht und Technik	180
9	Kommunikation	186
10	Projektträgerschaft	220
11	Arbeiten des Instituts für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH	226
12	Anhang: Zusammenarbeitsverträge der GRS mit ausländischen Organisationen	240

Contents

1	Introduction	5
2	Organisation and Economic Development	13
3	Reactor Safety Research	19
	3.1 Calculation methodology for nuclear core design and accident simulation – current status and recent developments	33
	3.2 Post-Test Calculation and Uncertainty Analysis of the Experiment Quench-07 with the System Code ATHLET-CD	41
	3.3 Consolidation of the Modules in ASTEC for the Simulation of the Melt-Concrete Interaction	49
4	Repository Safety Research: on the Transport of Contaminants in Repository Systems	55
	4.1 Uranium transport and retention scenarios in naturally occurring rock types: “Natural Analogues” in Bavaria and the Czech Republic	63
	4.2 Modelling of contaminant transport for repositories in clay formations	73
	4.3 Progress made with the coupling of thermodynamic equilibrium models and codes modelling mass transport in the near-field of a repository	81
5	Reactor Safety Analyses	89
	5.1 Generic issues on sump strainer clogging	103
	5.2 Probabilistic fire risk analyses – methods and results	111
6	Major GRS Activities in the Field of Nuclear Fuel Supply, Waste Management and Radiation Protection	117
	6.1 Joint Convention 2006: second review conference concerning the international agreement on safety of nuclear waste disposal	127
	6.2 Analysis of the radiological consequences of a fire-induced release from containers holding radioactive material	133
	6.3 Programme for the use of electronic personal dosimeters as official electronic personal dosimeters – a contribution by GRaS to the improvement of radiation protection control	139
	6.4 Repository safety by isolation/containment: which indicators are suitable for assessing the safety of a repository for radioactive waste in the post-operational phase?	145
7	Projects, International Programmes and Future Tasks	155
	7.1 Status report on knowledge management at GRS	157
	7.2 International programmes	161
	7.3 Updating of the nuclear non-mandatory guidance instruments – A survey of the state of the work	173
8	Technology and Law Staff Unit	181
9	Communication	187
10	Project Management Agency	221
11	Activities of the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH	227
12	Annex: Co-operation Agreements between GRS and Foreign Organisations	241

1

Einführung

Die GRS kann wieder erhebliche Fortschritte bei der Klärung sicherheitstechnischer Fragen zur Reaktorsicherheit und Entsorgung anhand repräsentativer Projekte verzeichnen. Dies ist insofern bemerkenswert, da sie in den letzten Jahren etliche Hürden nehmen musste. Vor allem die über viele Jahre stetige Abnahme der Forschungsmittel des Bundes, die aktuell jedoch wieder eine leicht steigende Tendenz aufweisen, die offene Situation bei der Endlagersuche, das verstärkte altersbedingte Ausscheiden von erfahrenem Personal stellte die GRS immer wieder vor neue Herausforderungen. Gleichwohl ist es im Einvernehmen mit unseren Gesellschaftern und unserem Aufsichtsrat gelungen, die GRS mittelfristig in ihrer personellen Ausstattung zu stabilisieren und dadurch ihre fachliche Kompetenz zu sichern, zum Teil sogar auszubauen.

Die Herausforderungen für die GRS sind vielfältig. Sie ergeben sich z. B. aus der internationalen Weiterentwicklung in Wissenschaft und Technik. So haben sich z. B. die europäischen Regulatoren in der „Western Nuclear Regulatory Association“ (WENRA) zusammengeschlossen. Die Betreiber kerntechnischer Anlagen in Europa haben daraufhin unter FORATOM die technisch ausgerichtete Gruppe ENISS gebildet. Ein Ziel der GRS ist daher neben der fachlich fundierten Beratung und Forschung für den Bund, sich als europäisch agierende Gesellschaft zu etablieren. Auf dieses Ziel ausgerichtet sind unsere Aktivitäten zu EUROS SAFE, die Bildung eines europäischen TSO-Netzwerks (TSO = Technical Safety Organisations), die Unterstützung des Bundes bei internationalen Konventionen und WENRA-Projekten sowie unsere Arbeiten als Kompetenzträger Osteuropa.

Nach der Gründung von EUROS SAFE als Kooperation zwischen GRS und IRSN im Jahr 1999 hat sich der „EUROS SAFE-Approach“ mittlerweile zu einer europäischen Initiative entwickelt mit dem Ziel, die sicherheitstechnischen Vorgehensweisen in Europa zu harmonisieren. Das aus sieben europäischen Organisationen „Technical Safety Organisations“ besetzte Programmkomitee – AVN (Belgien), CSN (Spanien), GRS, HSE (Großbritannien), IRSN (Frankreich), SKI (Schweden) und VTT (Finnland) – bestimmt die fachliche Ausrichtung des EUROS SAFE-Forums und setzt dementsprechend den inhaltlichen Rahmen der Fachpublikation EUROS SAFE-Tribune und der EUROS SAFE-Website. Das EUROS SAFE-Forum 2006 unter dem Generalthema „Radioactive Waste Management: Long Term Safety Requirements and Societal Expectations“ fand öffentlichkeitswirksam mit großer internationaler Beteiligung am 13. und 14. November in Paris statt.

Im Mai 2006 wurde, vor dem Hintergrund des weiter zusammenwachsenden Europas, die Keimzelle für ein TSO-Netzwerk gegründet, bestehend aus der GRS, IRSN und AVN. Erste Aktivitäten konzentrierten sich darauf, die Kontakte zur Europäischen Kommission zu intensivieren und die Nutzung der Betriebserfahrung aus europäischen Kernkraftwerken zu verbessern. Das Netzwerk unterstützt intensiv den Aufbau eines internationalen „Operating-Experience-Feedback“-Systems (OEF), dessen Vorsitz die GRS innehat. Es ist für weitere Teilnehmer offen.



Lothar Hahn
Technisch-wissenschaftlicher Geschäftsführer
Technical and Scientific Director

Introduction



Hans J. Steinhauer
Kaufmännisch-juristischer Geschäftsführer
Commercial Legal Director

As in previous years, GRS can once again look back on a period marked by considerable progress made by its experts in connection with the clarification of safety-related issues concerning nuclear safety and waste management. This annual report contains articles on a range of representative projects in these fields. The fact that progress could be made is particularly remarkable in the face of the many obstacles our company had to face in recent years. Posing new challenges were above all the constantly decreasing government research funds over many years – which are currently showing a slowly rising trend again – as well as the unresolved situation of finding a German repository and the growing number of retirements of experienced personnel. Nevertheless, we have managed in consensus with our shareholders and our supervisory board to stabilise our human resources in the medium term and thereby to maintain and in some areas even to expand our competence.

The challenges GRS faces are manifold. They arise e.g. from international developments of the state of the art in science and technology. When some time ago the European nuclear regulators joined forces in the Western Nuclear Regulatory Association (WENRA) and the nuclear power plant operators in Europe subsequently formed the technically oriented ENISS group under the umbrella of FORATOM, GRS no longer focused solely on being the technical advisor to the Federal Government but also concentrated on getting established as a European player. With this aim in sight, we are firmly committed to our activities relating to EUROSAFE, the formation of a European TSO (Technical Safety Organisation) Network, the support of the Federal Government in the context of international conventions and WENRA projects, and our work as key experts for nuclear safety in Eastern Europe.

Since the foundation of EUROSAFE as a co-operative effort of GRS and IRSN in the year 1999, the “EUROSAFE Approach” has in the meantime developed into a European initiative with the aim to harmonise technical safety practices in Europe. The Programme Committee, which is composed of members from seven European Technical Safety Organisations - AVN (Belgium), CSN (Spain), GRS, HSE (Britain), IRSN (France), SKI (Sweden) and VTT (Finland) – decides the technical orientation of the EUROSAFE Forum and correspondingly defines the content of the journal “EUROSAFE Tribune” as well as of the EUROSAFE website. Under the general motto “Radioactive Waste Management: Long Term Safety Requirements and Societal Expectations”, the EUROSAFE Forum 2006 took place in Paris on 13 and 14 November of that year, attracting a large international audience and the interest of the general public, too.

In May 2006, against the background of the further enlarging European Union, the fledgling TSO network was formed by GRS, IRSN and AVN. Its first activities concentrated on intensifying existing contacts with the European Commission and on improving the use of operating experience from European nuclear power plants. The Network actively supported the creation of an international “Operating Experience Feedback” (OEF) system, which GRS presides and which is open to further participants.

Unsere internationalen Aktivitäten haben einen weiteren Schwerpunkt in Osteuropa. Als Kompetenzträger Osteuropa unterstützt die GRS die Aufsichtsbehörden der mittel- und osteuropäischen Staaten. Bei diesen Arbeiten werden die mit Bundesmitteln entwickelten Kompetenzen zur Erhöhung der nuklearen Sicherheit in Mittel- und Osteuropa genutzt.

Neben diesen internationalen Aktivitäten unterstützt die GRS die Bundesregierung bei seinen Verpflichtungen, die sich aus der „Convention on Nuclear Safety“ ergeben. Die GRS unterstützt das BMU bei der Erstellung des nationalen Reports, bei der Auswertung des Reports anderer Mitgliedsstaaten und bei den anschließenden Fachdiskussionen während der Überprüfungskonferenz. Bei der zweiten Überprüfungskonferenz zur „Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management“ 2006 in Wien unterstützte die GRS das BMU in gleicher Weise und stellte zudem den Koordinator einer Ländergruppe.

Die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten im Auftrag des BMWi zur Sicherheit von Kernkraftwerken haben sich in jüngster Zeit wieder stabilisiert und sind ein wesentlicher Baustein unserer Kompetenz. Das Codesystem wurde weiter entwickelt, um Betriebsstörungen bis hin zu Unfällen mit Kernschmelzen zu simulieren und, darauf basierend, Sicherheitsbewertungen durchzuführen. Konkrete Anwendungen waren insbesondere sicherheitstechnische Fragestellungen infolge von Änderungen in den Anlagen, wie Leistungserhöhungen, Einsatz neuer Brennelemente mit höherer Anreicherung, korrosionsfeste Hüllrohrwerkstoffe und längere Einsatzzeiten von Brennelementen.

Bei der Validierung der Codes steht der internationale Vergleich im Rahmen von Benchmarks und Standardproblemen im Vordergrund. Beachtliche Fortschritte wurden insbesondere bei der Simulation der Neutronenkinetik erzielt, die im Rahmen der dreidimensionalen Simulation von kritischen Experimenten und bei internationalen Benchmarks unter Beweis gestellt wurden. Ziel der Arbeiten ist es, die Neutronenkinetik eines Reaktors in unterschiedlichen Betriebs- und Störfallzuständen genauer vorhersagen zu können.

Hochauflösende dreidimensionale Strömungsrechnungen (Thermofluiddynamik) mithilfe der sogenannten CFD-Codes (CFD = Computational Fluid Dynamics) finden zunehmend Eingang in die Sicherheitsanalysen. Neue Forschungsarbeiten gehen dahin,

die ursprünglich für einphasige Strömungen entwickelten Rechenprogramme für zweiphasige mehrdimensionale Strömungen mit Phasenübergängen zu erweitern und zu validieren. Ein Ziel ist, die bestehenden System-Rechenprogramme, wie ATHLET, mit CFD-Programmen zu koppeln. Bei der Weiterentwicklung und Validierung dieser Codes arbeitet die GRS eng mit Forschungseinrichtungen im In- und Ausland zusammen. So wurde z. B. ein deutscher Verbund aus Forschungsinstituten und Software-Entwicklern etabliert.

Eine besondere Stärke der GRS ist es, Erkenntnisse aus der Forschung mit denen aus der Betriebserfahrung zusammenzuführen. Hieraus ergeben sich einerseits Impulse für neue Forschungsansätze, andererseits Hinweise für praktische Sicherheitsverbesserungen in den Anlagen. Einen Schwerpunkt bilden Analyse und Bewertung von Betriebserfahrungen mit übergreifender sicherheitstechnischer Bedeutung und daraus abgeleitete Empfehlungen für Verbesserungen in Form sogenannter Weiterleitungsnachrichten. Hierbei unterstützt die GRS das BMU. Zunehmende Bedeutung haben dabei Fragestellungen, die sich dadurch ergeben, dass Empfehlungen in der Regel zwar umgesetzt, oftmals jedoch durch unterschiedliche technische und/oder administrative Maßnahmen realisiert wurden. Hierbei berät die GRS das BMU in Fragen der sicherheitstechnischen Relevanz.

Die Sicherung der in Kernkraftwerken eingesetzten Informationstechnologie gewinnt zunehmend an Bedeutung. Alle Kernkraftwerke verfügen über Datennetze, die überwiegend auch ans Internet angeschlossen sind. Daraus ergeben sich neue Szenarien für Angriffe von Außen. Im Auftrag einer Aufsichtsbehörde hat die GRS die Maßnahmen zum Schutz der Betriebsführungssysteme der in dem Bundesland vorhandenen Kernkraftwerke überprüft. Auf diesem Arbeitsfeld berät die GRS das BMU bei der Erstellung von Richtlinien zum Schutz der Datennetze in kerntechnischen Anlagen.

Die Aktualisierung des Kerntechnischen Regelwerks im Auftrag des BMU ist eine der Aufgaben, bei denen alle Kompetenzfelder der Reaktorsicherheit gefordert sind. In diesem Vorhaben wird das untergesetzliche Regelwerk oberhalb der KTA-Regeln fortgeschrieben. Die GRS führt diese Überarbeitung unter Beteiligung des Öko-Instituts und des Physikerbüros Bremen durch. Das neue Regelwerk mit dem Titel „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ soll das vorhandene kerntechnische Regelwerk ablösen. Gegenüber

Our international activities have a further focus, namely on Eastern Europe. Being key experts for nuclear safety in Eastern Europe, GRS provides support to the regulatory authorities in the countries of Central and Eastern Europe. These activities draw on the competences developed with the help of government funding to enhance nuclear safety in Central and Eastern Europe.

Apart from these international activities, GRS supports the Federal Government in fulfilling its obligations under the Convention on Nuclear Safety. GRS assists the BMU in preparing the German National Report, evaluating the reports of other Signatory States, and in the subsequent technical discussions during the Review Conference. At the second Review Conference under the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, which took place in Vienna in 2006, GRS gave the same kind of support to the BMU and also provided one of its experts as coordinator of a Country Group.

BMWi-sponsored research and development regarding the safety of nuclear power plants has recently become a more stable field of activity and is a major building block of our competence. The system of computer codes was developed further to simulate events from operational incidents up to accidents involving core damage and to perform safety assessments on this basis. In concrete terms, these codes were applied in connection with safety-related issues that arose as a result of plant modifications, such as capacity increases, the use of new fuel elements with higher enrichment factors, corrosion-proof cladding materials, and longer fuel element residence times.

In connection with code validation, the focus is on international comparisons within the framework of benchmarks and standard problems. Considerable progress has been made in particular in the simulation of neutron kinetics, which was demonstrated as part of the three-dimensional simulation of critical experiments and at international benchmarks. The aim of the work is to predict more exactly the neutron kinetics of a reactor under different operating and accident conditions.

High-resolution three-dimensional flow calculations (thermofluid dynamics) with the help of so-called CFD (computational fluid dynamics) codes are more and more frequently applied in safety analyses. New

research is currently aiming at expanding and validating the codes originally developed for single-phase flows for application to multi-dimensional flows with phase transitions. One of the objectives in this context is to couple existing system codes like ATHLET with CFD codes. In developing and validating these codes, GRS collaborates closely with research institutes at home and abroad. Among other things, this has resulted in the creation of a German association of research institutes and software developers.

A special strength of GRS is to combine findings from research and from operating experience. This results on the one hand in impulses for new research and on the other hand in practical safety improvements of operating plants. One focus is on the analysis and assessment of operating experience with generic safety significance and derived recommendations for improvements, communicated in the form of so-called Information Notices. This is one of the areas where GRS provides support to the BMU. Here, more and more frequently issues arise that are due to the fact that although recommendations are as a rule implemented, they are often put into practice by different technical and/or administrative measures. The corresponding safety relevance of such different realisations is i.a. the subject of the expert advice given by GRS to the BMU.

A further field that is growing in importance is the physical protection of the information technology applied in nuclear power plants. All nuclear power plants have their own data networks, and most of them also are connected to the Internet. This has created new scenarios for attacks from outside. With funding from one regional authority, GRS has analysed the measures in place to protect the operational management systems of the nuclear power plants in the Land concerned. At national level, GRS advises the BMU in the preparation of guidelines relating to the protection of the data networks in nuclear facilities.

The updating of the nuclear non-mandatory guidance instruments, an activity funded by the BMU, is one of the tasks where all areas of competence of reactor safety are involved. This project is about the updating of the non-mandatory guidance instruments which in the hierarchy of codes and guides are located above the KTA Safety Standards. Also involved apart from GRS are the Institute of Applied Ecology and the "Physikerbüro Bremen" consultancy. The new set of non-mandatory guidance instruments,

dem bestehenden Regelwerk berücksichtigt es auch Siedewasserreaktoren, den Nichtleistungsbetrieb, die Ebene 4 des Sicherheitskonzepts, neuere technisch-wissenschaftliche Entwicklungen wie digitale Leittechnik sowie die Methoden der Nachweisführung.

Die Module des Regelwerks sind, einschließlich einer umfangreichen Dokumentation, im Internet (<http://regelwerk.grs.de>) verfügbar. Für die internationale Diskussion werden sie ins Englische übersetzt. Die geplanten Erörterungs- und Beteiligungsprozesse sollen zu einer abschließenden Fassung, Rev. C, der Module führen. Diese Arbeiten sind für die GRS von strategischer Bedeutung, da in diesem Vorhaben umfassend der Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit ermittelt und dokumentiert wird.

Die Überarbeitung des Kerntechnischen Regelwerks ist zudem im Zusammenhang mit Anforderungen aus dem Zusammenschluss der europäischen Regulatoren (WENRA) zu sehen. Im Rahmen dieser Gruppe werden Anforderungen an die nationalen Regelwerke in Europa definiert, sogenannte Referenz-Levels, deren Erfüllung in einem nationalen Anpassungsplan einschließlich einer Umsetzung bis spätestens 2010 aufzuzeigen ist. Auch in diesem Bereich hat die GRS das BMU unterstützt.

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

baren nuklidspezifischen Dosen mit den sicherheitsbezogenen Planungszielen in Bezug zu setzen, um die Einhaltung der gesetzlichen Grenzwerte zu prüfen.

Die GRS unterstützt das BMU auch bei der Fortentwicklung sicherheitstechnischer Regeln für die Endlagerung radioaktiver Abfälle. Im seinem Auftrag hat die GRS einen Vorschlag erarbeitet, der die deutschen Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk aktualisiert, präzisiert und weiterentwickelt. Zusammen mit Vertretern des BMU, des BfS und der schweizerischen Genehmigungsbehörde HSK wurde der GRS-Entwurf diskutiert. Eine Leitlinie zum Nachweis der Langzeitsicherheit von Endlagern ist noch in Bearbeitung.

Die GRS – bereits seit 1997 nach der internationalen Norm für Qualitätsmanagement ISO-9001/1994 zertifiziert – erhielt Ende 2003 die Zertifizierung nach ISO-9001/2000, einer prozessorientierten Ausrichtung, die zu einer grundsätzlichen Neugestaltung der Struktur, Umsetzung und Dokumentation des Qualitätsmanagement-Systems der GRS führte. Im Dezember 2006 fand ein erfolgreiches Wiederholungsaudit nach ISO-9001/2000 statt. Die in den Audits ausgesprochenen Empfehlungen dienen der ständigen Verbesserung unseres Qualitätsmanagements und der gesamten Tätigkeit der GRS. Hierzu zählt z. B. die Definition von Indikatoren, die eine Bewertung der internen Prozesse und damit die Ableitung von Verbesserungsmaßnahmen zulassen.

Die GRS hat bereits im Jahr 2003 mit dem Aufbau eines Wissensmanagements begonnen, um die wissenschaftlich-technische Kompetenz der GRS auch in Zukunft sicherzustellen. Wissensmanagement ist deshalb eine unserer wichtigen strategischen Aufgaben. In einer Wissensgesellschaft wie der GRS ist dabei das Informationsmanagement, ein Teilbereich des Wissensmanagements, von zentraler Bedeutung. Deshalb haben wir ein Intranet-Portal eingerichtet, das Ausgangspunkt für den Zugriff auf alle relevanten Informationen in der GRS ist. In freigegebene Bereiche, z. B. in spezielle Datenbanken, kann, bei entsprechender Zulassung, auch von außerhalb Einsicht genommen werden. Die GRS kann auf diese Weise Datenbanken zentral bereitstellen und als Vermittler von aktuellen technisch-wissenschaftlichen Informationen tätig werden. An der Einrichtung eines integrierten Gesamtsystems, das Wissens- und Informationsmanagement umfasst, wird weiter gearbeitet.

entitled “Safety Requirements for Nuclear Power Plants”, is to replace the existing non-mandatory guidance instruments. Contrary to the latter, the updated non-mandatory guidance instruments also consider boiling water reactors, low-power and shutdown states, the fourth level of the “defence-in-depth” concept, recent scientific and technical developments, and the methods of safety demonstration.

The individual modules of the non-mandatory guidance instruments are available on the Internet at <http://regelwerk.grs.de>, including ample documentation. They are also in the process of being translated into English for international discussion. The planned hearings and participation processes are to result in a final version of the modules, referred to as Rev. C. These activities are of strategic importance to GRS as in this project, the state of the art in science and technology in the field of reactor safety is comprehensively determined and documented.

The updating of the nuclear non-mandatory guidance instruments also has to be seen in connection with the requirements resulting from the association of the European regulators (WENRA). This group is defining requirements - so-called reference levels - for the national nuclear regulations in Europe which have to be shown to be fulfilled in a national adaptation plan and implemented by the year 2010 at the latest. Here, too, GRS has given major support to the BMU.

Key activities in the waste management field of activity are research and development relating to the safety of interim storage facilities and repositories, the assessment of their safety, and the analysis of the transport of radioactive materials from the geosphere into the biosphere. GRS performs both analytical and experimental studies into how radioactive waste behaves when disposed of in different kinds of host rock. The aim is to be able to assess and predict the long-term containment of the contaminants over geological periods with regard to the safety of man and the environment. For this purpose, the relevant technical design features and safety-relevant components are simulated in numerical models, with their material properties also taken into account. On this basis, the evolution of the repository under the normal conditions of the surrounding rock mass and the operability and functional efficiency of the different technical and geological barriers is simulated. What is worth pointing out in this context is the further development of the simulation models in the direction of three-dimen-

sional simulation of the dispersion mechanisms in the geosphere. The aim is to correlate the thus calculated nuclide behaviour and any possibly derivable nuclide-specific doses with the safety-related planning level in order to check whether mandatory limits are kept.

GRS also assists the BMU in the further development of safety-related rules for the disposal of radioactive waste. Funded from the BMU's budget, GRS has prepared a draft proposal in which the German safety criteria for the disposal of radioactive waste in a mine are updated, rendered more precise, and developed further. This draft was discussed with representatives from the BMU, the BfS and the Swiss licensing authority HSK. A guideline on demonstrating the long-term safety of a repository is still under preparation.

Following its original certification according to the international quality management standard ISO-9001/1994 in the year 1997, GRS was again certified according to ISO-9001/2000, a more process-oriented variant, at the end of 2003. This led to a fundamental reshaping of the structure, implementation and documentation of the quality management system of GRS. In December 2006, a successful repeat audit according to ISO-9001/2000 took place. The recommendations made in the audits serve for the continual improvement of our quality management and of the entirety of all activities of GRS. This includes e.g. the definition of indicators that allow an assessment of the internal procedures and therefore the derivation of measures for their enhancement.

As early as in 2003, GRS began building up a knowledge management system to ensure that its scientific and technical competence will be maintained in the future. Knowledge management is therefore also one of our key strategic tasks. In a knowledge-based company like GRS, information management – a subarea of knowledge management – plays a central role. We have therefore set up an intranet portal as a starting point for access to all relevant information within GRS. There are shared areas, e.g. special databases, which can also be viewed from outside, if corresponding permits have been obtained. This way, GRS can provide public databases and act as a broker of the latest scientific and technical information. Efforts are still going on to establish an integrated overall system comprising both knowledge and information management.

The relevance of knowledge management to GRS also becomes clear if one considers the fact that over

Die Relevanz des Wissensmanagements für die GRS wird auch dadurch deutlich, dass in den kommenden fünf Jahren rund 60 wissenschaftlich arbeitende Kolleginnen und Kollegen die GRS aus Altersgründen verlassen. Um jedoch die Aussagefähigkeit der GRS zu erhalten, ist es unser Ziel, einen Stand von etwa 300 wissenschaftlichen Mitarbeitern zu erhalten. Nur so können die relevanten Kompetenzfelder der nuklearen Sicherheit fachlich ausreichend besetzt werden. Daraus leitet sich unmittelbar die Aus- und Weiterbildung neu eingestellter Kolleginnen und Kollegen als ein wesentliches Element des Wissensmanagements ab. Unsere Ausbildungsmodule, in denen konzentriert das Wissen über das Unternehmen selbst und die physikalisch-technischen Grundlagen der Kerntechnik vermittelt werden, haben sich in dieser Hinsicht sehr bewährt. Mit ihnen wird eine fundierte Grund- und Facheinweisung sichergestellt. Die Vermittlung von kerntechnischem Basiswissen ist infolge der kaum mehr vorhandenen spezifischen Ausbildung an den Hochschulen ein generelles Problem in Deutschland. Die GRS begrüßt daher nachdrücklich die Initiative der nordrhein-westfälischen Landesregierung, Lehrstühle auf dem Gebiet der Kernenergie an der RWTH Aachen einzurichten bzw. weiter zu fördern.

Seit dem 1. August 2006 ist Herr Hans Steinhauer kaufmännisch-juristischer Geschäftsführer der GRS, der bisher die Stabsabteilung Technik und Recht in der GRS geleitet hat. Er trat die Nachfolge von Herrn Dr. Walter Leder an, der Ende 2005 ausschied.

Wir sehen die GRS auf einem guten Weg in die Zukunft. Wir werden uns neuen Herausforderungen stellen, die sich vor allem durch ein weiteres Zusammenwachsen Europas ergeben, und diese dynamisch angehen. Wir werden weiterhin ein zuverlässiger Partner in Fragen der Sicherheit, der Entsorgung und der Umwelt sein. ■

the coming five years, around 60 of our scientific staff will leave GRS and go into retirement. To maintain the ability of GRS to produce reliable results, however, our aim is to keep up a level of around 300 scientific staff. Only this way can the relevant fields of competence in nuclear safety be sufficiently manned. A logical and immediate consequence of this insight is the special training and further qualification of new members of staff as an essential element of knowledge management. Our in-house training modules, which concisely impart knowledge about our company as well as the physical and technical basics of nuclear technology, have proved enormously useful in this respect. They ensure a sound introduction to our company structure and the subject matter we are dealing with. Generally in Germany, there is the problem that basic nuclear knowledge is rather difficult to come by owing to the fact that there are hardly any special courses offered in this field by the universities. GRS therefore emphatically welcomes the initiative taken by the government of North Rhine-Westphalia to establish new chairs of nuclear energy at RWTH Aachen University and keep supporting the existing ones.

On 1 August 2006, Hans Steinhauer – the former Head of the Technology and Law Staff Unit – became the new managing director of GRS in charge of commercial and legal affairs. He succeeded Dr. Walter Leder, who left our company at the end of 2005.

We believe that GRS is moving in the right direction. We are going to face any future challenges that will arise in particular as a result of the process of the countries of Europe growing ever closer together, and we will take a dynamic approach to tackle these challenges. We shall continue to be a reliable partner on all issues of safety, waste management, and the environment. ■

Lothar Hahn

Hans J. Steinhauer

Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln, den 22. April 2007



Die GRS in ...



Moskau ●



Kiew ●



Braunschweig ●
Berlin ●
Köln ●
Paris ●
Garching ●



2

Organisation und wirtschaftliche Entwicklung



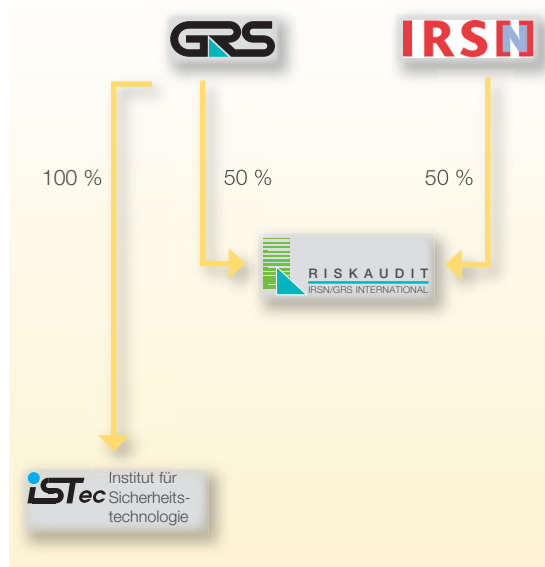
Dr. Manfred Banaschik

Struktur

Die GRS ist eine wissenschaftliche, weitgehend von der öffentlichen Hand getragene gemeinnützige Gesellschaft. Sie ist in Forschung und Entwicklung auf den Gebieten der kerntechnischen Sicherheit, des Strahlenschutzes und der Entsorgung sowie der Anlagensicherheit und der Umwelt tätig. Der Gesamtumsatz im Jahre 2005 belief sich auf 49 Mio. €.

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

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



Die Gesellschafter der GRS sind:

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

Die Organe der Gesellschaft sind:

- die Gesellschafterversammlung,
- der Aufsichtsrat:
Parlamentarische Staatssekretärin
Simone Probst (Vorsitzende bis 22.12.2005),
Parlamentarischer Staatssekretär
Michael Müller (Vorsitzender ab 22.12.2005),
Prof. Dr.-Ing. Bruno O. Braun
(Stellvertretender Vorsitzender),
- die Geschäftsführer:
Dipl.-Physiker Lothar Hahn,
Dr. jur. Walter Leder (bis 31.12.2005),
Hans J. Steinhauer (ab 01.08.2006).

Tochtergesellschaften

Institut für Sicherheitstechnologie GmbH (ISTec)

Das Institut für Sicherheitstechnologie ist eine Tochter der GRS mit Sitz in Garching bei München. ISTec zählt zu den führenden Anbietern von Diagnose- und Sicherheitstechnik. ISTec bündelt jahrzehntelange Erfahrungen in Forschung, Entwicklung, Implementierung und Prüfung fortschrittlicher Sicherheitstechnologien. ISTec bietet Beratungs- und Prüfungsleistungen bei der Einführung neuer Technologien, umfassenden

Organisation and Economic Development

I Structure

GRS is a scientific non-profit organisation, mainly funded by the Federal Government. It is engaged in research and development in the fields of nuclear safety, radiation protection and waste management as well as in the physical protection of technical facilities and in environmental issues. In 2005, the total turnover amounted to 49 Mio €.

GRS has about 400 employees, more than 300 of them scientists of the fields physics, mechanical engineering, process engineering, civil engineering, geotechnics, electrical engineering, nuclear engineering, meteorology, chemistry, geochemistry, biology, mathematics and computer science as well as jurisprudence and business economics.

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

The shareholders of GRS are

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

The Executive Bodies are

- the Meeting of Shareholders,
- the Supervisory Board:
Parlamentarische Staatssekretärin Simone Probst (Chairwoman up to 22.12.2005),
Parlamentarischer Staatssekretär Michael Müller (Chairman since 22.12.2005),
Prof. Dr.-Ing. Bruno O. Braun (Vice-Chairman),
- the Managing Directors:
Dipl.-Physiker Lothar Hahn,
Dr. jur. Walter Leder (up to 31.12.2005),
Hans J. Steinhauer (since 01.08.2006).

Auftraggeber/Customer	Anteile (%)/Share (%)		
	2003	2004	2005
BMU	46	47	50
BMBF + BMWi	29	26	24
AA	5	8	9
Sonstige öffentliche Auftraggeber und TÜVe <i>Other public-sector customers and Technical Inspection Organisations (TÜVe)</i>	10	8	7
Ausländische Auftraggeber (u.a. EU) <i>Foreign customers (i.a. EU)</i>	8	10	8
Sonstige Auftraggeber <i>Others</i>	2	1	2

◀ Die erzielten Umsätze des Geschäftsjahres 2005 prozentual im Vergleich zu den Vorjahren
The turnover reached in fiscal year 2005 in percentiles in comparison to previous years

Service bei Betrieb und Nutzung sowie ganzheitliche eigene technische Lösungen, die sowohl Systeme zur Schadensdiagnose als auch DV-gestützte Überwachungssysteme umfassen.

RISKAUDIT IRSN/GRS International (EWIV)

Die Europäische Wirtschaftliche Interessenvereinigung RISKAUDIT ist eine gemeinsame Gründung der GRS und ihres französischen Partners Institut de

Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) mit Sitz in Paris. RISKAUDIT ist Koordinierungsstelle für sicherheitsorientierte Ostprojekte von Vorhaben der EU und der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE) und Repräsentant in der von der Europäischen Kommission gegründeten technischen Gutachterorganisation (Technical Safety Organisation Group – TSOG). RISKAUDIT betreibt für die Kooperation von GRS und IRSN mit Osteuropa gemeinsame Büros in Moskau und Kiew. ■

I Subsidiaries

Institut für Sicherheitstechnologie GmbH (ISTec)

The “Institute for Safety Technology” is a subsidiary of GRS. Its headquarters are in Garching near Munich. ISTec pools the experience of many decades in connection with the research, development, implementation and testing of advanced safety technologies. ISTec offers advisory and inspection services on the introduction of new technologies, a comprehensive service related to operation and use, and its own end-to-end solutions, comprising systems for damage diagnosis as well as computerised monitoring systems.

RISKAUDIT IRSN/GRS International (EEIG)

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

Geschäfts- führung

Lothar Hahn

Wissenschaftliche Strategie
Scientific Strategy
Edmund Kersting

Kommunikation
Communication
Dr. Heinz-Peter Butz

Reaktorsicherheits-
forschung
Reactor Safety Research
Victor Teschendorff

Endlagersicherheits-
forschung
*Final Repository Safety
Research*
Prof. Dr. Wernt Brewitz

Reaktorsicherheits-
analysen
Reactor Safety Analyses
Heinz Liemersdorf

Entsorgung
Waste Management
Dr. Gunter Pretzsch

Barrierenwirksamkeit
Barrier Effectiveness
Dr. Hans-Josef Allelein

Langzeitsicherheitsanalysen
Long Term Safety Analyses
Dr. Jörg Mönig

Anlagentechnik
Plant Engineering
Dr. Reinhard Stück

Brennstoffkreislauf
Nuclear Fuel Cycle
Dr. Wolf-Jürgen Weber

Kühlkreislauf
Cooling Circuit
Dr. Horst Glaeser

Geochemie
Geochemistry
Dr. Horst-Jürgen Herbert

Anlagenzuverlässigkeit
Plant Reliability
Claus Versteegen

Strahlen- und Umweltschutz
*Radiological and Environmental
Protection*
Harald Thielen

Kernverhalten
Core Behaviour
Dr. Siegfried Langenbuch

Geotechnik
Geotechnics
Tilman Rothfuchs

Anlagenverhalten
Plant Behaviour
Winfried Pointner

Endlagerung
Final Storage
Dr. Bruno Baltes

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

Technisches Büro Kiew *)
*Kiev Technical Office *)*
Christine Brun-Yaba

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

General Management

Hans J. Steinhauer

IT-Management
IT- Management
Hans Reiner Seel

Technik und Recht
Technology and Law
N. N.

Projekte, Internationales und
Zukunftsaufgaben
*Projects, International Pro-
grammes and Future Tasks*
Ulrich Erven

Verwaltung
Administration

Dr. Manfred Banaschik

Forschungsbetreuung
Research Management

Reinhard Zipper

Unternehmenssteuerung,
Projektcontrolling, Analysen
*Corporate Management Support,
Analyses Project Controlling*
Dr. Ulrich Holzhauer

Finanzen und Controlling
Finances and Controlling

N. N.

Programme und Anlagen
Programmes and Facilities

N. N.

Projektcontrolling
Forschung
Research Project Controlling
Dr. Gerhard Mansfeld

Personal und Recht
Personnel and Legal Matters

Klaus Stieber

Zentralaufgaben
Central Activities

Hans-Ulrich Felder

Wissensmanagement
Knowledge Management

Dr. David Beraha

Verwaltungsdienste
Administration

Internationales
International Programmes
Dr. Hartmuth Teske
Programm G8GP
Physischer Schutz
G8GP Physical Protection
Peter Salewski

Köln
Volker Lugenheim

Garching
Johann Hanrieder

Berlin
Sigrid Krämer

Übergreifende Fachaufgaben
Interdisciplinary Tasks
Dr. Manfred Mertins
Anlagensicherung
Physical Protection
Wolf-Dieter Gutschmidt

Braunschweig
N. N.

▲ Organisation der GRS (Stand: September 2006)
GRS Organisation chart (as at: September 2006)

3

Reaktorsicherheitsforschung



Dr. Hans-Josef Allelein

Die GRS führt als wichtigster Gutachter und Berater der Bundesregierung in technischen Fragen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen die erforderlichen Sicherheitsbewertungen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik durch.

Durch ihre eigenen analytischen Forschungsarbeiten und die Nutzung der experimentell erarbeiteten Ergebnisse anderer deutscher Forschungseinrichtungen und internationaler Partner ist die GRS in der Lage, den Stand von Wissenschaft und Technik mitzugestalten, jederzeit darzustellen, zu interpretieren und für eine effektive und sicherheitsgerichtet agierende Bundesaufsicht operativ nutzbar zu machen.



Victor Teschendorff

Die GRS vereint systematisch den Kenntnisstand aus eigener Forschungstätigkeit und internationalen Entwicklungen mit ihren Kenntnissen der Anlagentechnik und ihrer Erfahrung aus der langjährigen Betriebsauswertung.

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

Nachfolgend sind einige der Schwerpunktthemen dargestellt, welche gegenwärtig im Mittelpunkt der GRS-Forschungsaktivitäten stehen.

I Kernverhalten

Ausgelöst durch die Anstrengungen der Betreiber zu optimaler Nutzung der bestehenden Anlagen werden Leistungserhöhungen durchgeführt, neue Brennelemente mit höherer Anreicherung und korrosionsfesten Hüllrohrwerkstoffen eingesetzt und längere Einsatzzeiten angestrebt. An die Ermittlung der Sicherheitsmargen und die damit verbundene Nachweisführung werden erhöhte Anforderungen gestellt.

Die GRS-Arbeiten haben hier zum Ziel, die Rechenmethoden für neue Brennelementauslegungen und neue Kernbeladestrategien zu verbessern und zu validieren. Des Weiteren geht es darum, die Genauigkeit und Aussagesicherheit der Rechenmethoden für erhöhte Anforderungen fortzuentwickeln sowie die in der Praxis eingesetzten Methoden zu überprüfen. Genauigkeit und Aussagesicherheit der Rechenmethoden werden entsprechend den erhöhten Anforderungen weiterentwickelt und in der Praxis eingesetzte Methoden überprüft.

3D-Kernberechnungen

Das in der GRS entwickelte 3D-Kernmodell QUABOX/CUBBOX, das die Diffusionsgleichungen mit zwei Energiegruppen einschließlich thermohydraulischer Rückwirkungen löst, wird heute für routinemäßige Anwendungsrechnungen eingesetzt. Eine genauere Berechnung der brennstabweisen Leistungsverteilung erfordert den Einsatz der Neutronentransportmodelle und deren Weiterentwicklung für die Anwendungsfälle der Kernausslegung. Hierzu wurden mehrere stationäre Benchmarkprobleme (KRITZ-2, VENUS-2/7, C5G7 in 2D- und 3D-Geometrie, der Purdue UO_2/MOX -Benchmark mit den deterministischen S_N -Codes DORT/TORT von ORNL sowie TWODANT/THREEDANT von LANL) berechnet, um das Potenzial dieser Codes zu bestimmen. Hier wurden sehr gute Ergebnisse erzielt, wie sich im Vergleich der internationalen Benchmarks gezeigt hat. Die GRS hat die Programme DORT/TORT für 2D- bzw. 3D-Geometrie auch für zeitabhängige Berechnungen erweitert. Die GRS wird diese Programme durch Einbau thermohydraulischer Rückwirkungsmodelle weiterentwickeln. Damit trägt sie zur Schaffung einer neuen Generation von Simulationsprogrammen für das Kernverhalten bei.

Die GRS hat in Zusammenarbeit mit dem Kurtschatow-Institut ihren Thermohydraulikcode ATHLET mit dem russischen 3D-Neutronenkinetikcode BIPR-VVER gekoppelt. Die gesteigerte Leistungsfähigkeit der Rechner erlaubt es nun, das Gesamtverhalten

Reactor Safety Research

Being the most important expert and advisor to the Federal Government in technical matters concerning the safety of nuclear facilities, GRS conducts the necessary safety assessments according to the state of the art in science and technology.

By its own analytic research and use of the experiment results obtained by other German research institutions and international partners, GRS is in a position to help devise, describe at any time and interpret the state of the art in science and technology and make it operatively useful for effective and safety-oriented federal supervision.

GRS combines systematically the state of knowledge from its own research from and international developments with its knowledge of plant technology and its experience from many years of evaluating operating experience.

Now that reactor safety research has found solutions to numerous past problems - one only has to think of the large-scale experiments regarding emergency core cooling and their analytical implementation - there are new tasks arising today for research and development.

Below, a few of the main topics are presented which are currently at the centre of GRS research.

I Core behaviour

Triggered by the efforts of the operators towards optimum use of the existing plants, performance increases are conducted, new fuel elements with a higher level of enrichment and corrosion-proof cladding materials are used, and longer service lives are aimed at. More stringent requirements are placed on determining the safety margins and the corresponding safety demonstrations. The aim of the work of GRS is to improve and validate

the calculation methods for new fuel element designs and new core loading strategies. Furthermore, it is a matter of continuing development of the precision and meaningfulness of the calculation methods for increased demands and of testing the methods used in practice. Precision and meaningfulness of the calculation methods are further developed according to the increased requirements, and the methods used in practice are checked.

3D core calculations

The 3D core model QUABOX/CUBBOX developed by GRS which solves the diffusion equations with two energy groups including thermal-hydraulic retroactivity is used today for routine application calculations. A more precise calculation of the fuel rod power distribution requires use of the neutron transport models and their further development for the application of core design. For this purpose, several benchmark problems (KRITZ-2, VENUS-2/7, C5G7 in 2D and 3D geometry, the Purdue UO₂/MOX benchmark with the deterministic S_N codes DORT/TORT from ORNL, and TWODANT/THREEDANT from LANL) are calculated in order to determine the potential of these codes. Very good results were achieved here, as has been shown in the comparison of the international benchmarks. GRS has also extended the DORT/TORT codes for 2D and 3D geometry for time-dependent calculations. GRS will further develop these codes by incorporation of thermal-hydraulic retroactivity models. In doing so, they contribute to the creation of a new generation of simulation codes for core behaviour.

GRS, in collaboration with the Kurchatov Institute, has coupled its thermal-hydraulic code ATHLET with the Russian 3D neutron kinetics code BIPR-VVER. The increased capacity of the computer now makes it possible to simulate the entire behaviour of the core and cooling system of the reactor with the coupled code system ATHLET/BIPR-VVER. The coupled system was validated by participation in international benchmark activities and by comparison with measurements on

von Kern und Kühlkreislauf des Reaktors mit dem gekoppelten Codesystem ATHLET/BIPR-VVER zu simulieren. Das gekoppelte System wurde durch die Teilnahme an internationalen Benchmark-Aktivitäten und durch Vergleich mit Messungen an laufenden Anlagen validiert.

So zeigte der Vergleich mit experimentellen lokalen und integralen Daten von Block 6 (WWER-1000) des KKW Kosloduj dass die Kreislauftemperaturen mit einer Genauigkeit von 2 K und die Kühlmitteltemperaturen am Bündelaustritt mit 4,7 K berechnet werden. Die erzielte Genauigkeit für die lokalen Kühlmitteltemperaturen der betrachteten Transiente lag in demselben Bereich, den auch CFD-Codes erreichen. Das gekoppelte Codesystem ATHLET/BIPR-VVER hat bei der intensiven Anwendung für WWER-440, WWER-1000 und auch für neue russische Reaktor-konzepte seine Leistungsfähigkeit eindrucksvoll unter Beweis gestellt.

Reaktivitäts- und Nuklidinventar-berechnung

In der GRS wurde das Monte Carlo Programm KENO-Va bzw. -VI mit dem Abbrandprogramm OREST zu dem Reaktivitäts- und Nuklidinventarprogramm KENOREST gekoppelt. Das Programm ist einsatzbereit und wurde durch mehrere Nachrechnungen von OECD-Benchmarkproblemen und von Nuklidinventarmessungen wie z. B. Takahama-3 validiert. Die Vorgehensweise, ein Monte Carlo Programm mit einem Abbrandprogramm zu koppeln, entspricht der internationalen Entwicklung. Da für KENOREST die Datenbibliotheken wesentlich erweitert wurden, steht in der GRS nunmehr ein Rechenprogramm zur Verfügung, um Ergebnisse von Standardprogrammen zu überprüfen.

Es besteht ein Bedarf, die Abbrandrechnungen für höhere Abbrände durch Vergleich mit experimentellen Ergebnissen zu validieren. Zusätzliche Anforderungen an die Rechengenauigkeit ergeben sich aus der Anwendung des sogenannten „Burn-up-Credits“, d. h. aus der Berücksichtigung des Brennelement-Abbrandes bei Berechnungen zur Kritikalitätssicherheit. Der Nachweis erhöhter Rechengenauigkeit erfordert systematische Untersuchungen der Unsicherheiten und Sensitivitäten. Die GRS hat begonnen, KENOREST für höhere Abbrände und den Einsatz für den „Burn-up Credit“ zu validieren.

Stör- und Unfallabläufe im Reaktor-kühlkreislaufsystem

Stör- und Unfallabläufe im Reaktorkühlkreislauf werden mit Hilfe von Rechenprogrammen simuliert, um die Sicherheit von Reaktoranlagen nachzuweisen. Die Entwicklung, Validierung und Anwendung dieser Rechenprogramme ist eine wesentliche Aufgabe der GRS im Rahmen der Reaktorsicherheitsforschung.

System-Rechenprogramm ATHLET, Simulation von Störfallabläufen ohne Kernschäden

Das System-Rechenprogramm ATHLET ist und bleibt ein wichtiges Analysewerkzeug zur Berechnung der Stör- und Unfallabläufe im Reaktorkühlkreislauf und damit zur Bewertung der Reaktorsicherheit. Das Rechenprogramm ist weitgehend entwickelt mit Ausnahme der dreidimensionalen Simulation und der dynamischen Berechnung der Strömungsregime. Motivation für die Weiterentwicklung ist ein erweitertes Anwendungsspektrum bei Sicherheitsuntersuchungen, wie z. B. auf Nichtleistungsbetrieb, Notfallschutz, Deborierungsstörungen bei bestimmten kleinen Lecks im DWR, Abriss und Wiederanlaufen des ein- und zweiphasigen Naturumlaufts nach Reflux-Condenser-Betrieb in einzelnen Kreisläufen sowie möglichst realistische Nachweismethoden mit erhöhten Genauigkeitsanforderungen. Notwendige Weiterentwicklungen ergeben sich auch aus den Erfahrungen der Programmvalidierung und -anwendung sowie aus notwendigen Kopplungen mit verschiedenen Rechenprogrammen wie z. B. TESP (Brennstabverhalten) und COCOSYS (Sicherheitseinschluss).

Systemrechenprogramm ATHLET-CD, Simulation von Unfallabläufen mit Kernschäden

Das Rechenprogramm ATHLET-CD (CD = **C**ore **D**egradation) ermöglicht die Fortsetzung der Simulation von Störfällen im auslegungsüberschreitenden Bereich einschließlich der Kernschmelzunfälle. ATHLET bildet das Thermohydraulik-Modul, zu dem in CD weitere Module zum Kernschmelzen, zur Schmelzeverlagerung sowie zum Spaltprodukt- und Aerosolverhalten hinzukommen.

Weiterentwicklungen sind noch notwendig, um Unfallabläufe von der frühen bis zur späten Phase der Kernzer-

running facilities. The comparison with experimental local and integral data from Unit 6 (VVER-1000) of the Kozloduy NPP therefore showed that the circuit temperatures are calculated with an accuracy of 2 K and the coolant temperatures at the exit from the bundle at 4.7 K. The precision achieved for the local coolant temperatures of the observed transient was in the same range that is also reached by CFD codes. The coupled code system ATHLET/BIPR-VVER has impressively proven its efficiency in intensive use for VVER-440, VVER-1000 and also for new Russian reactor designs.

Reactivity and nuclide inventory calculation

At GRS, the Monte Carlo codes KENO-Va and VI were coupled with the burn-up code OREST to the reactivity and nuclide inventory code KENOREST. The code is ready for use and was validated by several subsequent calculations of OECD benchmark problems and nuclide inventory measurements such as Takahama-3 for example. The procedure of coupling a Monte Carlo code with a burn-up code is in line with international developments. Since the data libraries were considerably extended for KENOREST, a calculation code is now available at GRS for the verification of the results of standard programs.

There is a need to validate the burn-up calculations for higher burn-ups by comparing them with experimental results. Additional requirements for the precision of calculations result from the use of the so-called “burn-up credit”, i.e. from taking account of the fuel element burn-up during calculations of criticality safety. Proof of increased calculation precision requires systematic tests of the uncertainties and sensitivities. GRS has begun to validate KENOREST for higher burn-ups and for the use for “burn-up credit”.

I Event and accident sequences in the reactor coolant system

Event and accident sequences in the reactor coolant system are simulated with the aid of calculation programs in order to prove the safety of reactor facilities. The development, validation and use of these calculation programs are an essential task of GRS within the context of reactor safety research.

ATHLET system code, simulation of accident sequences without core damage

The ATHLET system code is and remains an important analysis tool for the calculation of incident and accident sequences in the reactor coolant system and therefore for the assessment of reactor safety. The code has largely been fully developed, with the exception of the three-dimensional simulation and dynamic calculation of the flow regimes. The motivation for its further development is an extended spectrum of use in safety tests such as for default operation, emergency protection, deboration events with certain small leaks in a PWR, interruption and restart of the single and two-phase natural circulation to reflux condenser mode in individual circuits, and realistic verification methods that are as realistic as possible with more stringent requirements in terms of accuracy. Necessary further developments result from the experience of code validation and use and from necessary coupling with various different calculation codes such as e.g. TESP (fuel rod behaviour) and COCOSYS (twin-walled containment enclosure).

System code ATHLET-CD, simulation of accident sequences with core damage

The code ATHLET-CD (CD = **C**ore **D**egradation) allows the continuation of the simulation of accidents in the beyond-design-basis area, including core meltdown accidents. ATHLET forms the thermal-hydraulic module, with the CD part adding further modules for core meltdown, melt displacement, and fission product and aerosol behaviour.

Further developments are still necessary in order to be able to calculate accident sequences from the early to the late phase of core degradation. For this purpose, models tested for the early phase of core degradation for PWRs are transferred to other facility types such as BWR, VVER etc., and the connection of the bulk material bed model MESOCO (**M**elt **S**olidification **C**ode) of the Institute for Atomic Energy (IKE) of Stuttgart University is improved. The work for the late phase of core degradation covers the behaviour of the bulk material bed and the melt – both in the core area and in the lower plenum – in addition to the thermal loads (including failure) of the reactor pressure vessel and other structures. The existing modelling is continuously improved according to the knowledge gained from the extensive validation work.

störung berechnen zu können. Hierfür werden für die frühe Phase der Kernzerstörung erprobte Modelle für DWR auf andere Anlagentypen wie SWR, WWER etc. übertragen und die Anbindung des Schüttbettmodells MESOCO (**ME**lt **SO**lidification **CO**de) des Instituts für Kernenergetik (IKE) der Universität Stuttgart verbessert. Die Arbeiten für die Spätphase der Kernzerstörung umfassen das Verhalten von Schüttbett und Schmelze – sowohl im Kernbereich als auch im unteren Plenum – und die thermischen Belastungen (inklusive Versagen) des Reaktordruckbehälters und anderer Strukturen.

Die bestehende Modellierung wird laufend entsprechend den Erkenntnissen aus den umfangreichen Validierungsarbeiten verbessert.

Validierung der Rechenprogramme ATHLET und ATHLET-CD

Zur Validierung des weiterentwickelten Rechenprogramms ATHLET, das zur Simulation des Kühlkreislaufverhaltens bei Transienten und Störfällen dient, wurden Experimente aus verschiedenen Versuchsanlagen nachgerechnet. Bei der Auswahl der nachzurechnenden Versuche stand die Überprüfung der weiterentwickelten und der neuen Modelle und somit das erweiterte Anwendungsspektrum im Mittelpunkt. Dieses Spektrum schließt Ereignisse mit Deborierung im Reaktorkühlsystem ein. Störfälle bei Nichtleistungsbetrieb waren ein weiterer Schwerpunkt der ATHLET-Validierung. Beide Ereignisgruppen betreffen aktuelle Fragestellungen im Rahmen der Aufsicht. Darüber hinaus wurden Rechnungen zu weiteren Experimenten aus der bestehenden ATHLET-Validierungsmatrix durchgeführt.

Zur Simulation von mehrdimensionalen zweiphasigen Strömungen im Kühlsystem von Leichtwasserreaktoren entwickelt die GRS das Modul FLUBOX 2D/3D, das nach Kopplung mit ATHLET eine genauere räumliche Auflösung und damit erhöhte Genauigkeit bei der Simulation von Transienten und Kühlmittelverluststörfällen ermöglichen wird. Basis der Validierung von FLUBOX 2D/3D sind Einzeleffektexperimente zu ein- und zweiphasigen Strömungsvorgängen, vorzugsweise der deutschen UPTF- und UPTF-TRAM-Anlage, der TOPFLOW- und ROCOM-Experimente sowie die Teilnahme am „Benchmarking of CFD Codes for Application to Nuclear Reactor Safety“ der OECD/NEA und der IAEA. Die gekoppelte Programmversion ATHLET/FLUBOX 3D soll zukünftig anhand von Integralexperimenten validiert werden.

Für die Validierung des Rechenprogramms ATHLET-CD steht das erweiterte Anwendungsspektrum hinsichtlich der Unfallabläufe in DWR, WWER und SWR von der frühen bis zur späten Phase der Kernzerstörung im Vordergrund. Dies betrifft die verbesserten Modelle, wie z. B. zur Oxidation und Wasserstoffherzeugung, zur Schmelzeverlagerung und Schmelzeseebildung im unteren Plenum anhand von PHEBUS- und neuen QUENCH-Experimenten. Einige Rechnungen führt die GRS auch im Rahmen der im SARNET („Severe Accident Research Network“) zusammengefassten Experimentalprojekte zur Entwicklung und Validierung von Rechenprogrammen zu schweren Störfällen durch.

Computational Fluid Dynamics (CFD) – Rechenprogramme

Zur Simulation von dreidimensionalen Strömungen im Kühlsystem von Leichtwasserreaktoren werden zunehmend sogenannte CFD-Codes eingesetzt. Damit erreicht man eine genauere räumliche Auflösung und damit erhöhte Genauigkeit bei Mischungsvorgängen wie z. B. bei der Sumpferstopfung, Thermochock und Deborierung sowie die Quantifizierung von Sicherheitsmargen. Diese ursprünglich für einphasige Strömungen entwickelten und eingesetzten Rechenprogramme sollen für zweiphasige mehrdimensionale Strömungen mit Phasenübergängen, wie Verdampfung und Kondensation erweitert und validiert werden. Ein Ziel ist, die bestehenden System-Rechenprogramme wie ATHLET mit CFD-Programmen zu koppeln. Um CFD-Software für diese Anforderungen möglichst effizient, schnell und anwendungsnah zur Verfügung stellen zu können, wurde ein deutscher Verbund aus Forschungsinstituten und Software-Entwicklern etabliert. Innerhalb dieses Verbunds wird das Rechenprogramm CFX-5 weiterentwickelt und validiert. In diesem Rahmen wurden von der GRS zweiphasige Turbulenzmodelle entwickelt, die zum Teil anhand von Experimenten zur radialen Verteilung des Luftvolumenanteils in einer senkrechten Wasserströmung überprüft wurden. Interessant ist, dass das CFX-5-Rechenprogramm eine im Experiment beobachtete horizontale Wellenströmung in einem Kanal sehr gut berechnen kann. Und zwar vergrößern sich die Wellen aufgrund einer Luftströmung, zeitweise nehmen sie fast den gesamten Strömungsquerschnitt ein, wodurch am Wellenkamm hohe Luftgeschwindigkeiten auftreten, die dort Tropfen mitreißen und zum Wellenüberschlag führen. Diese Vergleiche sind sehr viel versprechend.

Validation of the ATHLET and ATHLET-CD codes

For validation of the further developed ATHLET code, which serves for the simulation of the cooling system behaviour in the case of transients and accidents, experiments from various different test facilities were recalculated. In selection of the tests to be recalculated, testing of the further developed models and the new models occupied the central position and therefore the extended spectrum of use. This spectrum includes events with deboration in the reactor coolant system. Incidents during low-power and shutdown operation were a further focus of ATHLET validation. Both groups of events concern current issues in the context of regulatory supervision. Furthermore, calculations for further experiments were conducted from the existing ATHLET validation matrix.

For the simulation of multi-dimensional two-phase flows in the cooling system of light water reactors, GRS is developing the FLUBOX 2D/3D model, which – after coupling with ATHLET – will allow a more precise spatial resolution and therefore increased accuracy in the simulation of transients and loss-of-coolant accidents. The basis of the validation of FLUBOX 2D/3D is single-effect experiments concerning single and two-phase flow processes, preferably those carried out at the German UPTF and UPTF-TRAM facilities, the TOPFLOW and ROCOM experiments, and participation in the “Benchmarking of CFD Codes for Application to Nuclear Reactor Safety” of the OECD/NEA and the IAEA. The coupled code version ATHLET/FLUBOX 3D is to be validated in the future on the basis of integral experiments.

For validation of the ATHLET-CD code, the extended application spectrum with regard to the accident sequences in PWRs, VVER and BWRs occupies a forefront position from the early phase to the late phase of core degradation. This affects the improved models, such as e.g. for oxidation and hydrogen formation, for melt displacement and melt lake formation in the lower plenum on the basis of PHEBUS and new QUENCH experiments. GRS also conducted a few calculations within the context of the experimental project summarised in the SARNET (“Severe Accident Research Network”) for the development and validation of severe accident codes.

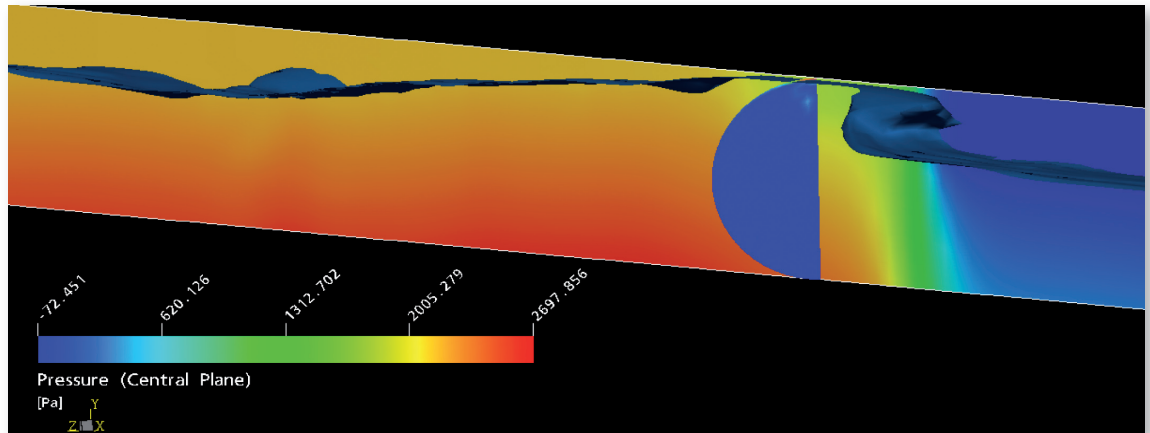
Computational fluid dynamics (CFD) codes

So-called CFD codes are increasingly used to simulate three-dimensional flows in the cooling system of light water reactors. With these codes, a more precise spatial resolution is achieved and consequently, greater accuracy in mixing processes such as for example in case of sump blockage, thermal shock and deboration and also for quantifying safety margins. The calculation codes originally developed and used for single-phase flows are to be extended for two-phase multi-dimensional flows with phase transitions, such as evaporation and condensation, and are to be validated. One aim is to couple the existing system codes such as ATHLET with CFD codes. In order to make CFD software available for these requirements as efficiently, rapidly and as practically as possible, a German association of research institutes and software developers has been established. Within this association, the CFX-5 code is being further developed and validated. Within this context, GRS developed two-phase turbulence models which were partly used on the basis of experiments concerning the radial distribution of the air volume percentage in a vertical water flow. It is interesting that the CFX-5 code can calculate very well a horizontal wave in a channel observed in the experiment. Indeed, the waves increase in size owing to an air flow and they partly take in almost the entire flow cross-section, as a result of which high air speeds occur at the crest where they carry away drops and result in the breaking of the wave. These comparisons are very promising.

■ Event and accident sequences in the twin-walled containment enclosure and overall system behaviour

The processes in the twin-walled containment enclosure are extremely complex in the case of a severe accident. Considering them in a model not only mandatorily requires a description which is as detailed as possible for each individual phenomenon, but it is rather more also necessary to appropriately consider all significant interactions.

The phenomena occurring within the twin-walled containment enclosure can be roughly subdivided into the three major topic areas of thermal-hydraulics, source term (fission product, aerosol and iodine behaviour), and ex-vessel core melt.



Stör- und Unfallabläufe im Sicherheitseinschluss und Gesamtssystemverhalten

Die Vorgänge im Sicherheitseinschluss sind im Falle eines schweren Störfalls äußerst komplex. Ihre modellmäßige Erfassung erfordert nicht nur zwangsläufig für jedes Einzelphänomen eine möglichst detaillierte Beschreibung, sondern vielmehr ist es notwendig, auch alle wichtigen Wechselwirkungen angemessen zu erfassen.

Die im Sicherheitseinschluss auftretenden Phänomene lassen sich grob in die drei großen Themenbereiche Thermohydraulik, Quellterm (Spaltprodukt-, Aerosol- und Jodverhalten) und „ex-vessel“-Kernschmelze unterteilen.

Diese Aufteilung ist nicht strikt, da gerade in einem Rechenprogramm wie COCOSYS, das den Anspruch erhebt, Auslegungs- und schwere Störfälle in „Best Estimate“-Qualität zu simulieren, die vielfältigen Wechselwirkungen von Phänomenen auch unterschiedlicher Themenbereiche modelliert werden bzw. werden sollten.

Für die weitere Validierung des Rechenprogramms COCOSYS zur Beschreibung der im Sicherheitseinschluss ablaufenden Vorgänge während eines Stör- oder Unfalls rechnete die GRS Experimente zur Thermohydraulik und zum Spaltproduktverhalten nach. Gemeinsam mit IRSN wird das Integral-Rechenprogramm ASTEC zur Simulation des Gesamtablaufs schwerer Störfälle im Reaktorkühlkreislauf und Sicherheitsbehälter entwickelt. Im Mittelpunkt der Aktivitäten standen die ersten An-

wendungen der neuen ASTEC-Version V1 im Rahmen des europäischen Netzwerks SARNET. Dabei gelang es zum ersten Mal, mit ASTEC vollständige Rechnungen, d. h. mit Spaltprodukt- und Schmelzeverhalten, für generische Reaktoranlagen der Typen KONVOI und WWER-1000 erfolgreich durchzuführen.

Eine zentrale Aufgabe in der näheren Zukunft wird sein, festzustellen, ob diese zeitlich versetzten Druckschwankungen bei den ASTEC- und MELCOR-Rechnungen auf unterschiedliche Modellierung von Einzelprozessen und/oder unterschiedlichen Ansprechkriterien für technische Systeme, wie z. B. die Druckspeichereinspeisung, zurückzuführen sind.

Beispielhaft für die Validierungsarbeit seien die in der ThAI-Versuchsanlage durchgeführten Mehrraumversuche zum Jodverhalten kurz beleuchtet. Die Versuche zeigten das von der GRS mit COCOSYS und ASTEC vorausberechnete Mehrraumverhalten, d. h. die Konzentrationen der relevanten Jodspezies in der Atmosphäre werden von den thermohydraulischen Bedingungen stark beeinflusst.

Dementsprechend hat die GRS vor einigen Jahren als erste Institution für die Modellierung des Jodverhaltens neben der Chemie auch die Wechselwirkung mit Thermohydraulik und Aerosolen berücksichtigt. Dieses in COCOSYS realisierte Konzept wurde später auch für ASTEC umgesetzt. Bei der Nachrechnung der drei bisher in ThAI durchgeführten Mehrraumversuche wurde sowohl mit COCOSYS als auch ASTEC die Gasverteilung in der Atmosphäre richtig bestimmt. Qualitativ gilt dies auch für die Verteilung des molekularen Jods, insbesondere für die Konzentrationsunterschiede um bis zu mehreren Größenordnungen in der Schich-

◀ Die Leistungsfähigkeit von CFX zeigt sich bei der Simulation einer im Experiment beobachteten horizontalen Wellenströmung. Die Abbildung zeigt eine sich überschlagende Wasserwelle im horizontalen Kanal. Die freie Oberfläche der Wasserströmung ist durch eine blau eingefärbte Isofläche dargestellt, darüber befindet sich Luft. Die horizontale Welle steigt an und füllt den gesamten Kanalquerschnitt. Dies ist durch die blaue, halbmondförmige Querschnittsfläche gekennzeichnet, die den Volumenanteil des Wassers zeigt. Durch die Verengung des Kanalquerschnitts steigt die Geschwindigkeit der Luft im oberen Bereich des Kanals. Dadurch kommt es zum Tropfenmitriss und Wellenüberschlag am Wellenkamm. Entsprechend steigt der Druck vor der Wasserwelle an und fällt hinter der Welle wieder ab. Die Druckverteilung ist im Hintergrund der Abbildung dargestellt.

The efficiency of CFX is shown in the simulation of a horizontal wave flow observed in the experiment. The illustration shows a breaking water wave in the horizontal channel. The free surface of the water flow is represented by a blue-coloured isosurface with air above it. The horizontal wave rises and fills the entire cross-section of the canal. This is marked by the blue, semi-circular cross-sectional area, which shows the volume percentage of the water. Owing to the narrowing of the canal cross-section, the speed of the air increases in the upper area of the channel. Consequently, drops are carried away and the wave breaks at the crest. Accordingly, the pressure in front of the water wave increases and subsides again behind the wave. The pressure distribution is represented in the background of the figure.

This division is not strict, since in a code such as COCOSYS, which claims to simulate design-basis and severe accidents in “best estimate quality”, the many and varied interactions of phenomena of different topic areas are also or ought to be modelled.

For the further validation of the COCOSYS code for the description of event and accident sequences in the twin-walled containment enclosure, GRS recalculated experiments concerning thermal-hydraulics and fission products. Together with IRSN, the integral ASTEC code was developed for the simulation of the overall sequence of severe accidents in the reactor coolant system and the containment. The centre point of the activities is occupied by the first uses of the new ASTEC version V1 within the context of the European network SARNET. Here, the first success was the full running of calculations with ASTEC, i.e. including fission product and melt behaviour, for generic reactor facilities of the KONVOI and VVER-1000 types.

A central task in the near future will be to establish whether these pressure fluctuations in the ASTEC and MELCOR calculations that are offset in time are to be attributed to the different modelling of individual processes and/or different response criteria for technical systems, such as accumulator injection.

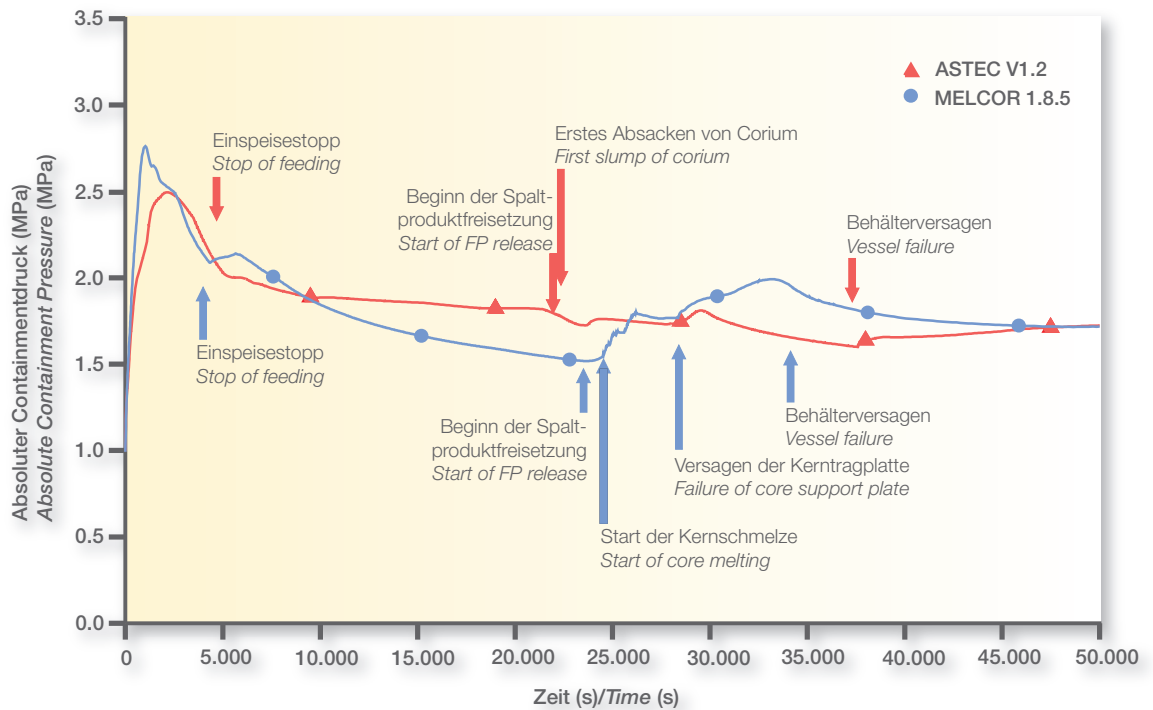
As an example of the validation work, the multi-compartment tests conducted at the ThAI test facility concerning the behaviour of iodine should be briefly commented on. These tests showed the multi-compartment behaviour calculated beforehand by GRS with COCOSYS and ASTEC, i.e. the concentrations of the relevant iodine species in the atmosphere are heavily influenced by the thermodynamic conditions.

Accordingly, several years ago, GRS was the first institution to consider not only the chemical processes but also the interaction with thermal-hydraulic processes and aerosols in the modelling of iodine behaviour. This concept, which is realised in COCOSYS, was also used later for ASTEC. During the recalculation of the three multi-compartment tests previously conducted at ThAI, the gas distribution in the atmosphere was also correctly determined both with COCOSYS and with ASTEC. Qualitatively, this also applies to the distribution of molecular iodine, particularly for the differences in concentration, by up to several magnitudes in the layer phase and the significantly slower and incomplete homogenisation in comparison to helium during a long mixing phase. Quantitatively, the results are better for dry conditions than for more humid conditions, which is most probably due to the slow reaction of deposited I_2 to non-liquid FeI_2 on steel surfaces, which has not been modelled to date in both codes. Both calculation codes clearly show how the steel walls act as an intermediate store for I_2 . In the future, both the experimental and analytical work will be extended to walls with a paint coating.

Component behaviour and structural reliability

The superordinated aim of the work of GRS concerning the research focus “component behaviour and structural reliability” is to validate and further develop analysis methods for the integrity assessment of safety-related components, particularly with regard to the interface to thermal-hydraulic and systems engineering

► GRS-Vergleichsrechnung
ASTEC-MELCOR für ein 80 cm²-Leck im kalten Strang eines DWR Typ KONVOI. Die Druckverläufe für den Reaktorkühlkreislauf und den Sicherheitsbehälter zeigen durchaus ähnliche Verläufe, aber die auftretenden Druckschwankungen, die bestimmten signifikanten Prozessen zuzuordnen sind, treten bei ASTEC und MELCOR zeitversetzt auf.



tungsphase und die im Vergleich zu Helium signifikant langsamere bzw. unvollständige Homogenisierung während einer langen Vermischungsphase. Quantitativ sind die Ergebnisse besser für trockenere Bedingungen als für feuchtere, was wahrscheinlich an der langsamen Reaktion von abgelagertem I₂ zu nicht flüchtigem FeI₂ auf Stahloberflächen liegt, die bisher in beiden Codes nicht modelliert ist. Beide Rechenprogramme zeigen deutlich, wie die Stahlwände als Zwischenspeicher für I₂ wirken. Zukünftig werden die experimentellen wie analytischen Arbeiten auf mit Farbanstrichen versehene Wände ausgedehnt.

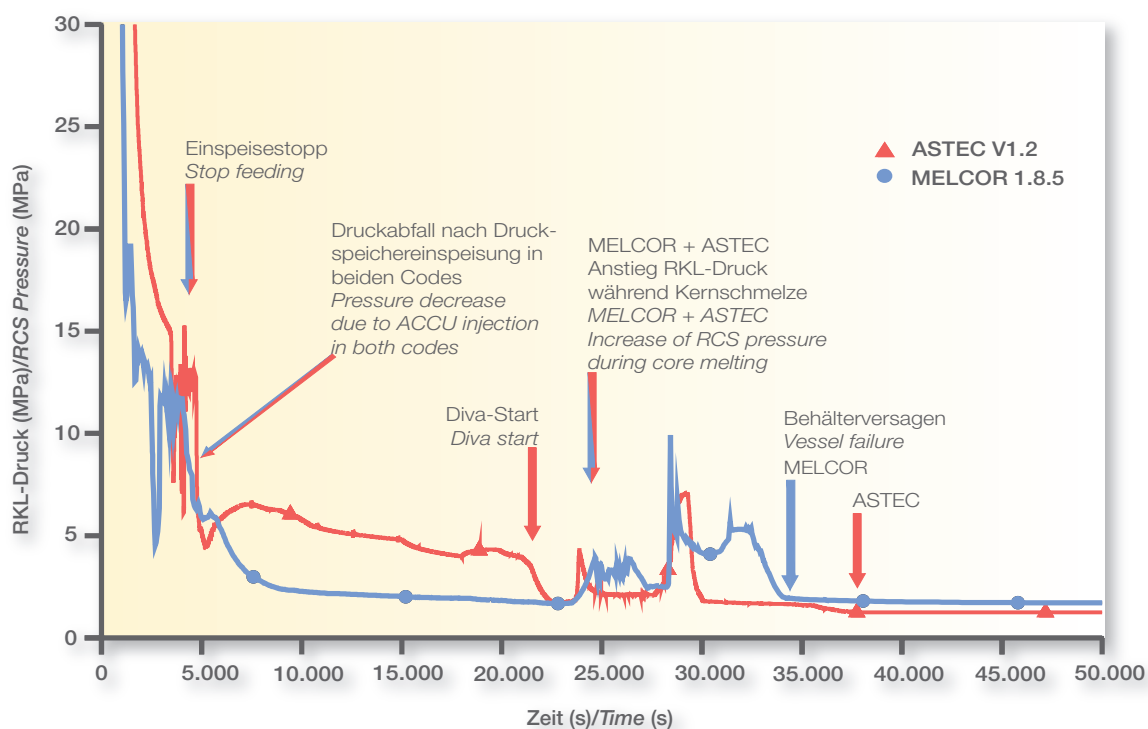
■ Komponentenverhalten und Strukturzuverlässigkeit

Übergeordnetes Ziel der GRS-Arbeiten zum Forschungsschwerpunkt „Komponentenverhalten und Strukturzuverlässigkeit“ ist, Analysemethoden zur Integritätsbewertung sicherheitstechnisch relevanter Komponenten insbesondere hinsichtlich der Schnittstelle zu thermohydraulischen und systemtechnischen Fragestellungen sowie bezüglich Beiträgen zu probabilistischen Sicherheitsanalysen zu validieren und

weiterzuentwickeln. Dadurch sollen strukturelle mechanische Analysemethoden für integrale, interdisziplinäre Sicherheitsaussagen bereitgestellt werden, wobei auch der Einfluss von Unsicherheiten in den Rechenmodellen, den Belastungsdaten, den Materialdaten und Randbedingungen auf die sicherheitstechnischen Bewertungen untersucht wird.

Weiterentwicklung der strukturellen Analysemethoden zur Bestimmung der Strukturzuverlässigkeit passiver Komponenten

Ziel der Arbeiten ist die Weiterentwicklung des Analysewerkzeugs PROST (Probabilistische Strukturberechnung), das die quantitative Abschätzung der Strukturzuverlässigkeit defektbehafteter passiver Komponenten ermöglichen soll. Damit soll eine Methodik zur Quantifizierung technischer Risiken beim Betrieb passiver Komponenten bereitgestellt werden. Gleichzeitig wird eine methodische Lücke bei probabilistischen Sicherheitsanalysen ausgefüllt. Mit PROST können bisher Leck- und Bruchwahrscheinlichkeiten von Rohrleitungen unter Berücksichtigung der Betriebsdauer bestimmt werden. Berechnungsgrundlage hierbei ist der Schadensmechanismus „Ermüdung“, der



◀ Comparative ASTEC-MELCOR calculation by GRS for a 80 cm² leak in the cold leg of a KONVOI-type PWR. The pressure curves for the reactor coolant system and the containment show quite similar distributions, but the pressure fluctuations, which are to be allocated to specific significant processes, occur with a time delay in ASTEC and MELCOR.

issues and with regard to contributions to probabilistic safety analyses. As a result, analysis methods of structure mechanics are to be provided for integral, interdisciplinary safety statements, with the influence of uncertainties in the calculation models, the stress data, the material data and boundary conditions on the safety-related assessments being investigated.

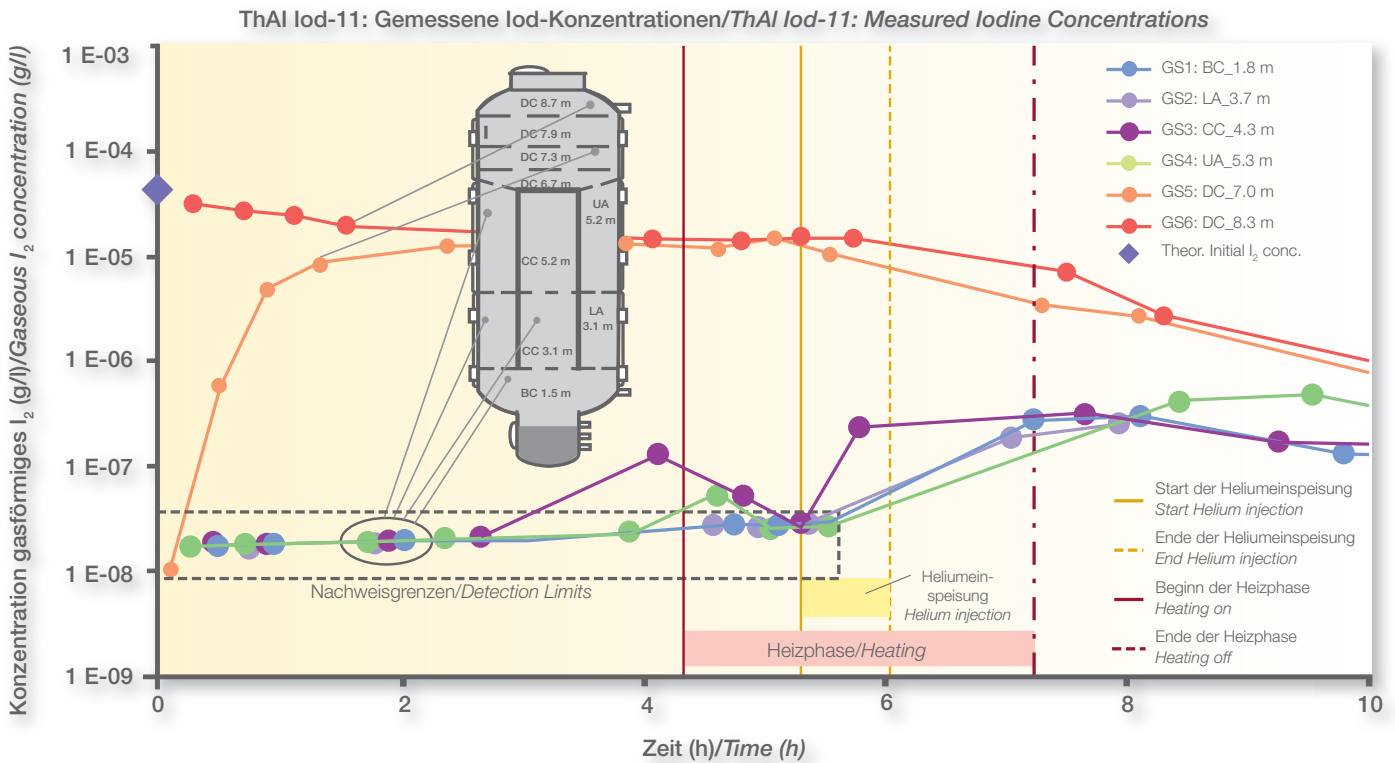
Further developments in the analysis methods of structure mechanics for the determination of the structural reliability of passive components

The aim of the work involves the further development of the analysis tool PROST (probabilistic structural calculation), which should allow a quantitative assessment of the structural reliability of passive components with defects. As a result, a methodology for the quantification of technical risks in operating passive components is to be provided. At the same time, a methodical loophole in probabilistic safety analyses is to be filled. With PROST, it has been possible up to now to determine leakage and rupture probabilities of piping, taking account of the service life. The basis of calculation in this case is the damage mechanism of "fatigue", which is defined on the basis of a two-parameter failure criterion. Operating experience

serves as the basis for calculation of corrosion, which was gained with intercrystalline stress corrosion on austenitic piping of SWR plants. Since during the laboratory tests, the measurement results for the crack growth rate scattered, GRS estimated in its calculations how great the initial crack lengths and how long the initiation times were. As a basis here, an average crack length value of 0.75 mm/a in addition to two further crack growth rates (1 mm/a and 2 mm/a) from the top of the dispersion band of the measuring results was used.

Qualification and further development of analysis methods for the behaviour of cracks in components

The integrity of piping sections and vessel connections made of weld seams between ferritic and austenitic pipe segments in the cooling system must be guaranteed at all times in order to allow safe reactor operation. One should particularly observe in this case that mixed seams with their different materials have different property gradients between ferritic basic material, heat-affected zone, buffering, austenitic weld material, and austenitic basic material.



▲ Mehrraumversuche zum Jodverhalten in der ThAI-Versuchsanlage: Die Konzentrationen der relevanten Jodspezies in der Atmosphäre werden von den thermohydraulischen Bedingungen stark beeinflusst. Dementsprechend hat die GRS vor einigen Jahren als erste Institution für die Modellierung des Jodverhaltens neben der Chemie auch die Wechselwirkung mit Thermohydraulik und Aerosolen berücksichtigt.

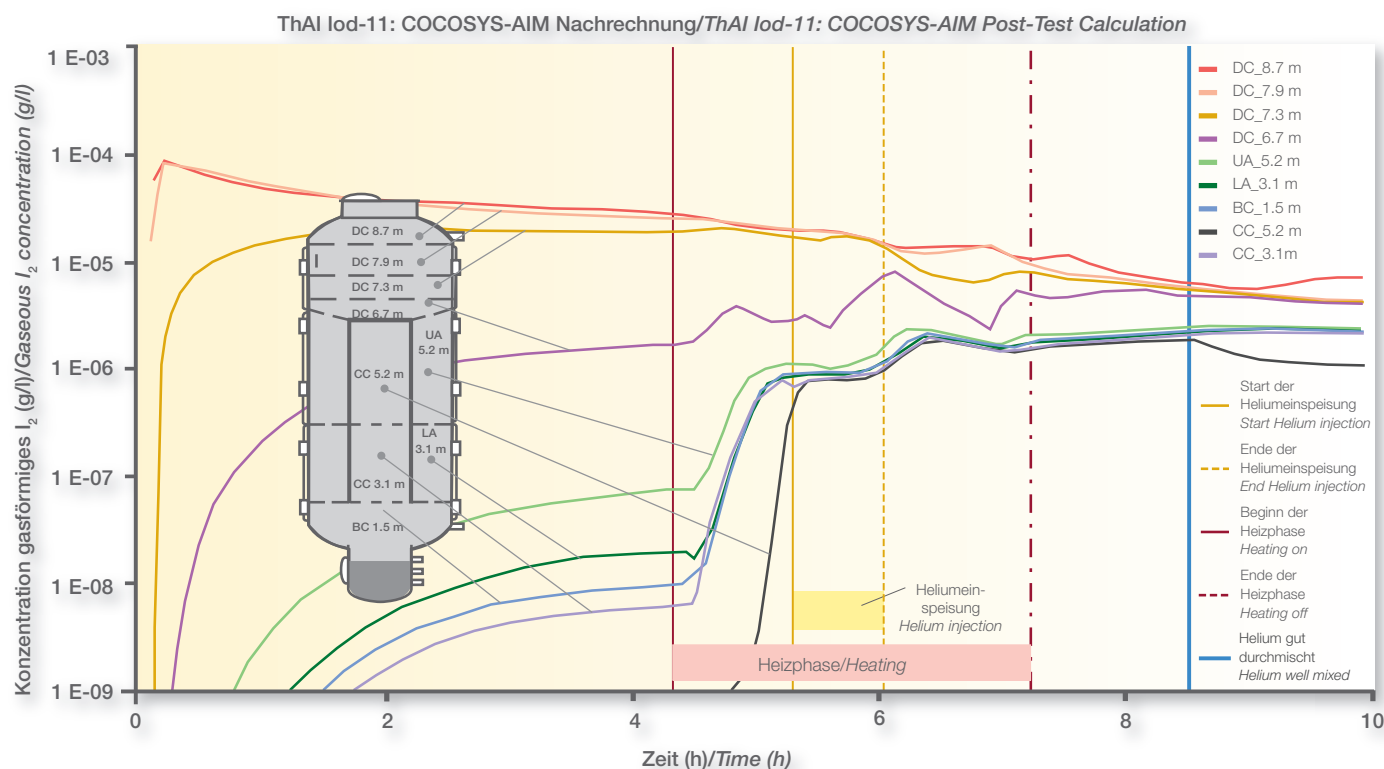
auf Basis eines zwei-parametrischen Versagenskriteriums definiert wird. Als Grundlage zur Berechnung der Korrosion dienten Betriebserfahrungen, die mit interkristallinen Spannungsrisskorrosion an austenitischen Rohrleitungen von SWR-Anlagen gemacht wurden. Da bei den Laborversuchen die Messergebnisse für die Risswachstumsgeschwindigkeit streuten, schätzte die GRS in ihren Berechnungen ab, wie groß die Anfangsriszlängen und wie lang die Initiierungszeiten waren. Als Basis hierbei wurde ein Riszlängen-Mittelwert von 0,75 mm/a sowie zwei weitere Risswachstumsgeschwindigkeiten (1 mm/a und 2 mm/a) aus dem oberen Bereich des Streubandes der Messergebnisse verwendet.

Qualifizierung und Weiterentwicklung von Analysemethoden zum Verhalten von Rissen in Komponenten

Die Integrität von Rohrleitungsabschnitten und Behälteranschlüssen aus Schweißnähten zwischen

ferritischen und austenitischen Rohrsegmenten im Kühlkreislauf muss zu jeder Zeit gewährleistet sein, um einen sicheren Reaktorbetrieb zu ermöglichen. Dabei ist besonders zu beachten, dass Mischnähte mit ihren verschiedenen Werkstoffen unterschiedliche Eigenschaftsgradienten zwischen ferritischem Grundwerkstoff, Wärmeeinflusszone (WEZ), Pufferung, austenitischem Schweißgut und austenitischem Grundwerkstoff aufweisen.

Die Validierung der bruchmechanischen Ansätze anhand bei Électricité de France (EdF) durchgeführter Experimente an unterschiedlich großen Rohrleitungen mit jeweils einer Mischnaht und einem Riss im Bereich der Pufferung parallel zur Materialgrenze WEZ/Pufferung wurde fortgesetzt. Dabei wurden die Unterschiede in den Materialdaten der verschiedenen Werkstoffbereiche berücksichtigt. In den Nachrechnungen der Versuche konnte eine gute Übereinstimmung zwischen Experiment und Analyse für die Rohrverformung erzielt werden. Für die globale Last-Verformungskurve



▲ Multi-compartment tests conducted at the ThAI test facility: The concentrations of the relevant iodine species in the atmosphere are heavily influenced by the thermodynamic conditions. Accordingly, several years ago, GRS was the first institution to consider not only the chemical processes but also the interaction with thermal-hydraulic processes and aerosols in the modelling of iodine behaviour.

The validation of fracture mechanics approaches on the basis of experiments conducted at Électricité de France (EdF) on piping of different sizes with a mixed seam in each case and a crack in the area of the buffering parallel to the material border of heat-affected zone/buffering was continued. Account was taken in this case of the differences in the material data of the various material areas. In the recalculations of the tests, it was possible to achieve good consistency between the experiment and analysis for the piping distortion. For the overall load-distortion curve, major differences resulted in one test, which were attributed to the inexact knowledge of the material behaviour, particularly in the weld seam area and the starting point of the test and distortion zero point determined in the test. During the calculations for the tests, determination of crack initiation occupied a forefront position. The calculations were performed without crack growth and the crack stresses determined in this case in the form of J-integrals were corrected over the crack growth detected in the experiment, with a

resulting crack resistance curve for the piping that was well consistent with the extrapolated resistance curves of small samples. A variation of the virtual crack extension direction required for the determination of the J-integral shows that in the experiments analysed here, the highest value of the J-integral is not achieved with a virtual crack extension parallel to the boundary surface of heat-affected zone/buffering, but for virtual crack extensions approximately vertical to the piping axis, which is consistent with the crack extensions after assessment of the rupture areas.

Dynamic PSA

Using the MCDET (**M**onte **C**arlo **D**ynamic **E**vent **T**ree) method already previously developed by GRS, the interactions between stochastic and dynamics can be modelled over the course of time. In order to also

ergaben sich in einem Versuch größere Differenzen, die auf die ungenaue Kenntnis des Materialverhaltens insbesondere im Schweißgutbereich und auf den im Versuch bestimmten Ausgangspunkt des Kraft- und Verformungsnullpunktes zurückgeführt wurden. Bei den Berechnungen zu den Versuchen stand die Bestimmung der Rissinitiierung im Vordergrund. Die Berechnungen wurden ohne Risswachstum durchgeführt und die dabei bestimmten Rissbeanspruchungen in Form von J-Integralen über das im Experiment detektierte Risswachstum korrigiert, wobei sich eine Risswiderstandskurve für die Rohrleitung ergab, die gut mit den extrapolierten Risswiderstandskurven von Kleinproben übereinstimmt. Eine Variation der zur Bestimmung des J-Integrals erforderlichen virtuellen Risserweiterungsrichtung zeigt, dass bei den hier untersuchten Versuchen der höchste Wert des J-Integrals nicht bei einer virtuellen Risserweiterung parallel zur Grenzfläche WEZ/Pufferung erreicht wird, sondern für virtuelle Risserweiterungen etwa senkrecht zur Rohrachse, was mit den Rissausbreitungsrichtungen nach Auswertung der Bruchflächen übereinstimmt.

I Dynamische PSA

Mit der bereits früher von der GRS entwickelten Methode MCDET (**Monte Carlo Dynamic Event Tree**) können die Wechselwirkungen zwischen Stochastik und Dynamik im zeitlichen Ablauf modelliert werden. Um auch den Einfluss menschlicher Handlungen mit dem erforderlichen Detaillierungsgrad zu berücksichtigen, ist ein neues Modul entwickelt worden, das einen menschlichen Handlungsablauf als einen dynamischen Prozess simuliert, der simultan und in Wechselwirkung mit Systemverhalten und physikalischen Prozessen abläuft. Durch die Kombination des neuen Moduls mit MCDET wird die wechselseitige Beeinflussung zwischen Zufallgeschehen (Stochastik) und der Dynamik menschlicher Handlungen, Systemverhalten und physikalischer Prozesse erfasst. So lassen sich Personalhandlungen im Rahmen einer dynamischen PSA integral berücksichtigen. Die neue Methode wurde anhand eines Demonstrationsbeispiels getestet.

Dessen Analyse hat unter Anderem ergeben, dass mit einer Wahrscheinlichkeit von mehr als 80 % die Speisewasserbehälter-Druckaufladung allein deshalb nicht durchgeführt wird, weil das Kriterium zur Dampferzeuger-Druckentlastung durch den physikalischen Prozess erreicht wird, bevor die Simulationen am Reaktorschutz beendet sind. Das Notfallhandbuch (NHB) sieht vor, dass nach den Simulationen am Reaktorschutz die Arbeiten zur Speisewasserbehälter-Druckaufladung beginnen, wenn der Speisewasserbehälter technisch verfügbar ist. Die Anweisungen im NHB sehen zwar vor, dass die Speisewasserbehälter-Druckaufladung unterbrochen wird, wenn der physikalische Prozess die Kriterien zur Dampferzeuger-Druckentlastung erreicht bevor die Speisewasserbehälter-Druckaufladung abgeschlossen ist. Sie sehen jedoch nicht den Fall vor, dass die Kriterien zur Dampferzeuger-Druckentlastung anstehen, bevor die Simulationen am Reaktorschutz beendet sind. Da die Speisewasserbehälter-Druckaufladung und die Nutzbarkeit des Speisewasserbehälter-Inventars zur Bespeisung der Dampferzeuger ein ganz wesentlicher Bestandteil der Notfallmaßnahme ist, sollte dieses Ergebnis in weiteren Untersuchungen kritisch überprüft werden.

Unabhängig vom Testcharakter des Beispiels zeigt dieses Ergebnis einen wesentlichen Vorteil der probabilistischen Dynamikanalyse gegenüber der konventionellen Methodik. Mit den konventionellen Methoden der PSA wurde ein Ausfall der Speisewasserbehälter-Druckaufladung nur dadurch modelliert, dass der Speisewasserbehälter entweder technisch nicht zu Verfügung steht oder dass ein Unterlassungsfehler seitens des Personals eingetreten ist. Die Möglichkeit, dass die Speisewasserbehälter-Druckaufladung aufgrund des oben beschriebenen zeitlichen Effekts nicht durchgeführt werden kann, wird in der konventionellen Analyse nicht berücksichtigt. Grundsätzlich können durch die dynamische Analyse Unfallabläufe aufgezeigt werden, die mit konventionellen Methoden nicht erkannt werden, die aber mit einer gewissen Wahrscheinlichkeit eintreten und risikorelevant sein können. ■

take account of the influence of human actions with the necessary degree of detail, a new model has been developed which simulates a human action sequence as a dynamic process, which progresses simultaneously and in interaction with system behaviour and physical processes. By means of combination of the new module with MCDET, the mutual influence between random events (stochastics) and the dynamics of human actions, system behaviour and physical processes are considered. Account can therefore be taken of personal actions within the context of a dynamic PSA. The new method has been tested on the basis of a demonstration example.

The results of the analysis of the latter has shown among other aspects that with a probability of more than 80 %, pressurisation of the feedwater tank is not performed due to the fact alone that the criterion for steam generator pressure relief is reached by the physical process before the simulations are completed with the actuation of the reactor protection system. The accident management manual stipulates that following the reactor protection system simulations, work has to start on pressurising the feedwater tank if the latter is technically available. The instructions in the accident management manual do indeed provide for the fact that feedwater tank pressurisation is interrupted if the physical process reaches the

criteria for steam generator pressure relief before feedwater tank pressurisation is completed. They do not, however, make provisions for the case in which the criteria for steam generator pressure relief have been reached before the reactor protection system simulations have ended. Since feedwater tank pressurisation and the usability of the feedwater tank inventory for injection into the steam generator are very essential components of the accident management measure, this result should be critically reviewed in further tests.

Regardless of the character of the test of the example, this result shows an essential advantage of probabilistic dynamics analyses compared with conventional methodology. With the conventional PSA methods, a failure of feedwater tank pressurisation is only modelled either by the feedwater tank not being technically available or by an omission error on the part of the staff has occurred. The possibility that feedwater tank pressurisation cannot be performed owing to the chronological effect described above is not taken into account in the conventional analysis. As a matter of principle, dynamic analyses can show up accident sequences that cannot be detected with conventional methods, but which may occur with a certain probability and may be relevant to risk. ■



Dr. Armin Seubert

3.1 Rechenmethodik zur nuklearen Kernausslegung und Störfallsimulation – Gegenwärtiger Stand und aktuelle Entwicklungen

Die Rechenmethoden zur nuklearen Kernausslegung und Störfallsimulation haben in den vergangenen Jahren einen hohen Entwicklungsstand erreicht. Parallel dazu wurde der Brennstoffeinsatz in Leichtwasserreaktoren (LWR) laufend optimiert: Die Uran-Anreicherung wurde auf etwa 5 % erhöht und Mischoxid-Brennstoff (MOX) im Umfang von 30 – 50 % zusammen mit Uran-Brennelementen eingeführt. Der Forderung nach bestmöglicher Brennstoffausnutzung wird durch Erhöhung der Abbrandwerte auf etwa 70 – 80 GWd/tSM in Verbindung mit optimierten Kernbeladungsschemata entsprochen. Hieraus resultieren erhöhte Anforderungen an die sicherheitstechnische Bewertung, die fortlaufende Weiterentwicklung und Validierung der physikalischen Modelle und Rechenmethoden verlangen. Dieser Beitrag beschreibt den derzeitigen Stand und aktuelle Entwicklungen der in der GRS verfügbaren Analysemethoden. Die Darstellung orientiert sich dabei an den üblichen Schritten nuklearer Simulationsrechnungen für LWR: der Bereitstellung nuklearer Datenbibliotheken, den Brennelement-Rechnungen, den Rechnungen zum stationären Kernzustand unter Betriebsbedingungen sowie den Transienten- und Störfallberechnungen für den Reaktorkern und die gesamte Reaktoranlage.

I Bereitstellung nuklearer Datenbibliotheken

Die rechnerische Analyse von Spaltstoffsystemen – also kritischer Experimente, Brennelemente oder Kernanordnungen – erfordert die Bereitstellung nuklearer Wirkungsquerschnitte, die im gesamten physikalisch relevanten Energiebereich die Reaktionen von Neutronen mit Atomkernen hinreichend vollständig beschreiben. Ergänzt werden die Wirkungsquerschnitte um nukleare Daten zum Kernzerfall und zur Spaltproduktausbeute. Solche **nuklearen Basisdaten** werden im internationalen Rahmen erstellt und ausgewertet. Zu den am weitesten verbreiteten Bibliotheken zählen JEF-2.2 bzw. JEFF-3.1, ENDF/B-VI und JENDL-3.3.

Höhere Konzentrationen von Aktiniden „oberhalb“ von Plutonium infolge steigender Abbrände und der Einsatz von abbrennbaren Neutronengiften stellen erhöhte Anforderungen an die Qualität der nuklearen Basisdaten. Dies betrifft insbesondere die Nukleardaten höherer Aktinide wie Americium- und Curium-Isotope, die im Rahmen optimierter Brennstoffeinsatzstrategien oder bei Systemen zur Reduktion bzw. Transmutation langlebiger Aktinide eine größere Rolle spielen und folglich mit höherer Genauigkeit bekannt sein müssen, als dies bei Standard-LWR-Brennstoff erforderlich ist. Nukleare Basisdatenbibliotheken werden daher von internationalen Arbeitsgruppen permanent aktualisiert.

I Brennelement-Rechnungen

Brennelementrechnungen sind das Bindeglied zwischen nuklearen Punktdaten und Multi-Gruppen-Bibliotheken einerseits und Kernberechnungen mit Wenig-Gruppen-Daten andererseits. Ihr Zweck ist die Bestimmung von Reaktivität und Nuklidinventar einzelner Brennelemente in Abhängigkeit vom Abbrand. Sie dienen darüber hinaus auch zur Generierung von Wenig-Gruppen-Daten durch **Kondensation** sowie zur **Homogenisierung** von Gruppen-Daten über charakteristische räumliche Bereiche wie etwa individuelle Stabzellen oder einzelne Brennelemente. Die Gruppendaten werden für verschiedene Wertebereiche von Kühlmitteltemperatur und -dichte sowie von Brennstofftemperatur und Borkonzentration erzeugt, so dass die Betriebs- und Störfallbedingungen des zu analysierenden Reaktorkernsystems abgedeckt werden. Die generierten Gruppendaten-Bibliotheken können dann in einem 3D-Kernberechnungsmodell verwendet werden.

In der GRS werden Brennelementrechnungen mittels externer Codes und mit Eigenentwicklungen durchgeführt. Rechenprogramme wie HELIOS und die TRITON-/NEWT-Sequenz aus dem SCALE-5-Codesystem sind in routinemäßigem Einsatz. Um unabhängig von externen Codes zu sein, wurde in der GRS das 3D-Reaktivitäts- und Abbrandsystem KENOEST für quadratische und hexagonale DWR- und SWR-

3.1 Calculation methodology for nuclear core design and accident simulation – current status and recent developments

The calculation methods for nuclear core design and accident simulation have achieved a high level of development during the past years. In parallel, the fuel inventory in light-water reactors (LWRs) has been continuously optimised: Uranium enrichment has been increased to approx. 5 %, and mixed oxide fuel (MOX) in an amount of 30 – 50 % in conjunction with uranium fuel elements has been introduced. The demand for the best-possible fuel usage by increasing burn-up values to approx. 70 – 80 GWd/tHM in conjunction with optimised core loading schemes is fulfilled. This results in increased requirements for safety assessments, which require continuous further development and validation of the physical models and calculation methods. This article describes the current status and recent developments of the analysis methods available at GRS. The presentation is oriented in this case on the usual stages of nuclear simulation calculations for LWRs: the provision of nuclear data libraries, the fuel element calculations, the calculations concerning the stationary core state under operating conditions, and the transient and accident calculations for the reactor core and the entire nuclear reactor facility.

Provision of nuclear data libraries

The mathematical analysis of fissile material systems – i.e. critical experiments, fuel elements or core arrangements – requires the provision of nuclear reaction cross-sections that adequately describe the reactions of neutrons with atom nuclei in the entire physically relevant energy range. The reaction cross-sections are supplemented with nuclear data concerning nuclear decay and fission product yield. This type of **basic nuclear data** are generated and analysed within an international framework. JEF-2.2 and JEFF-3.1, ENDF/B-VI and JENDL-3.3 number among the most widely distributed libraries.

Higher concentrations of actinides “above” plutonium as a result of constantly increasing burn-ups and the use of burnable poisons place increased demands on the quality of the basic nuclear data. This concerns in particular the nuclear data of higher actinides such as americium and curium isotopes, which play a more important role in the context of optimised fuel inventory strategies or with systems for reduction and transmutation of durable actinides and which consequently must be known with a higher degree of accuracy than is necessary with standard LWR fuel. Nuclear basic data libraries are therefore constantly updated by international working groups.

Fuel assembly calculations

Fuel element calculations are the connecting link between nuclear point data and multi-group libraries on one hand and core calculations with limited-group data on the other hand. Their purpose is the determination of the reactivity and nuclide inventory of individual fuel elements depending on their burn-up. They also serve for the generation of few-group data by **condensation** and also for the **homogenisation** of group data over characteristic spatial areas such as individual pin cells or individual fuel elements. The group data are generated for different values of coolant temperature and density and of fuel temperature and boron concentration, that cover the operating and accident conditions of the reactor core system to be analysed. The generated group data libraries can subsequently be used in a 3D core calculation model.

At GRS, fuel element calculations are performed by means of external codes and in-house developments. Calculation programs such as HELIOS and the TRITON/NEWT sequence from the SCALE-5 code system are in routine use. In order to be independent from external codes, GRS developed and validated the 3D reactivity and burn-up code system KENOREST for square and hexagonal PWR and BWR fuel elements. KENOREST is a combination of the 3D Monte-Carlo codes KENO with the 1D-burn-up system OREST, which in turn is a combination of the 1D spectral code

Brennelemente entwickelt und validiert. KENOREST ist eine Kopplung des 3D-Monte-Carlo-Codes KENO mit dem 1D-Abbrandsystem OREST, welches wiederum eine Kombination aus dem 1D-Spektralcode HAMMER und dem 0D-Nuklidinventarcode ORIGIN ist. Jüngste Entwicklungen von KENOREST betreffen die Erweiterung um ein radiales Mehrzonenmodell für das Brennstoffpellet zur optimierten Beschreibung des Plutonium- und Aktinidenaufbaus sowie zur verbesserten Behandlung abbrennbarer Neutronengifte. Parallel zu den Code-Weiterentwicklungen werden dabei die ORIGIN-Datenbibliotheken um Informationen zur Aktinidenspaltung und die vollständige Beschreibung der Reaktionskanäle ergänzt.

Rechnungen zum stationären Kernzustand unter Betriebsbedingungen

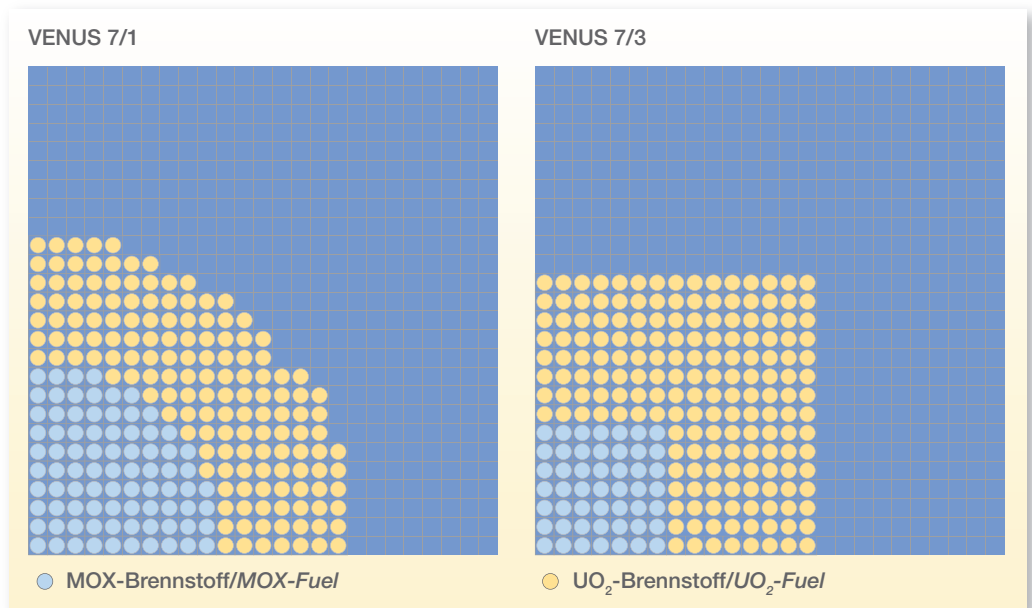
Für die stationäre nukleare Kernausslegung wie auch für Störfallsimulationen sind 3D-Kernberechnungen von besonderer Bedeutung. Abgesehen von der Berechnung der Reaktivität einer gegebenen Kernbeladung ist das zentrale Ziel von 3D-Kernberechnungen die Bestimmung der räumlichen Neutronenfluss- und Leistungsdichteverteilung, die genaue Ermittlung der Brennstabtemperatur sowie der Berechnung der Kühlmittelzustände für ein- und zweiphasige Strömungen. Daher steht besonders die Entwicklung und

Validierung neutronenphysikalischer Rechen-codes, welche auch mit thermohydraulischen Systemcodes gekoppelt werden, im Zentrum der Forschungen. Die angewandten Rechenmodelle erstrecken sich hierbei von der Diffusionsapproximation der Transportgleichung in zwei Energiegruppen über die Lösung der Multi-Energiegruppen-Transportgleichung bis hin zu Monte-Carlo-Verfahren.

Das 3D-Kernmodell QUABOX/CUBBOX basiert auf der Diffusionsnäherung. Diese GRS-Eigenentwicklung löst die Diffusionsgleichung in zwei Energiegruppen mittels eines Grobgitterverfahrens nach der Methode der lokalen Neutronenflussentwicklung. Ein Matrixzerlegungsverfahren erlaubt die effiziente Lösung von stationären wie transienten Problemen. Die räumliche Diskretisierung in radialer Richtung orientiert sich dabei an den Abmessungen eines Brennelements. Brennstofftemperatur- und Kühlmittel-Rückwirkungseffekte lassen sich mit dem im Modul HYCA implementierten Parallel-Kühlkanal- und Brennstab-Modell berücksichtigen. Für Analysen des gesamten Anlagenverhaltens wurde QUABOX/CUBBOX mit dem Thermohydraulik-Systemcode ATHLET gekoppelt.

Zu den am weitesten verbreiteten und in der GRS routinemäßig eingesetzten Rechenprogrammen zur Lösung der stationären Boltzmann-Transportgleichung in Diskreter-Ordinaten-Theorie und Multi-Energiegruppen-Darstellung gehören die Codesysteme DANTSYS des Los Alamos National Laboratory mit TWODANT/

► Schematische Darstellung der kritischen Anordnungen VENUS-7/1 und VENUS-7/3. Der Reaktorkern ist jeweils eine Stabgitteranordnung mit zwei unterschiedlichen Brennstoffsorten. Die innere Zone enthält MOX-, die äußere UO₂-Brennstoff. *Schematic representation of the critical arrangements VENUS-7/1 and VENUS-7/3. The respective reactor cores consists of one rod grid arrangement with two different types of fuel each. The inside area contains MOX and the outside area UO₂-fuel.*



HAMMER and the 0D nuclide inventory code ORIGEN. The latest KENOEST developments concern extension by a radial multi model for the fuel pellet for optimised description of the plutonium and actinide build-up and also for improved treatment of burnable poisons. In addition to the code developments, the ORIGEN data libraries were also supplemented with information concerning actinide fission and a complete description of the reaction channels.

I Calculations concerning the stationary core state under operating conditions

For the stationary nuclear core design and for accident simulations, 3D core calculations are of particular importance. Apart from the calculation of the reactivity of a given core loading, the main objective of 3D core calculations is the determination of the spatial neutron flux and power distribution, the precise determination of the fuel rod temperature, and the calculation of the coolant conditions for single and two-phase flows. Consequently, development and validation of neutron physics calculation codes, which are also coupled with thermal-hydraulic system codes, are the main focus of research. The calculation models used range from the diffusion approximation in two energy groups, to the solution of the multi-energy group transport equation and the Monte-Carlo method.

The 3D core model QUABOX/CUBBOX is based on the diffusion approximation. This GRS in-house development solves the diffusion equation in two energy groups by means of a coarse grid method based on local neutron flux expansion. A matrix decomposition method allows an efficient solution of both stationary and transient problems. The spatial discrete representation in radial direction is based on the dimensions of a fuel element. Account can be taken of fuel temperature and coolant feedback effects with the parallel cooling channel and fuel rod model implemented in the HYCA module. For analyses of the entire plant behaviour, QUABOX/CUBBOX has been coupled with the thermal-hydraulic system code ATHLET.

The Los Alamos National Laboratory code system DANTSYS with TWODANT/THREEDANT and the Oak Ridge National Laboratory DOORS with DORT/

TORT, for 2D and 3D geometry respectively number among the most widespread transport codes and are routinely used at GRS to solve the stationary Boltzmann transport equation in discrete-ordinates theory and multi-energy group representation. Within the context of the S_N theory, for the spatially discretised problem region angular-resolved neutron fluxes are calculated by solving the transport equation along certain neutron directions of flight (so-called discrete ordinates). Integral parameters such as scalar neutron fluxes are calculated by means of weighted summation over angular results. The achievable accuracy is very high, provided that the spatial and angular discretisation is sufficiently fine. A prerequisite for the accuracy of the results an appropriate pre-calculation of few-group data.

The strength of the Monte-Carlo method lies in the direct usability of nuclear point data and the processing of complex geometries in exact presentation without the need for spatial or angular discretisation. The Monte-Carlo method owes its position as a reference method for nuclear applications in fields such as criticality and shielding problems, radiography or dosimetry to these properties, even though the solution is afflicted with statistical uncertainties. At GRS, the Monte-Carlo code MCNP is in routine use. For specific applications, the Monte-Carlo code KENO-Va/VI from the SCALE code system is used, which requires pre-calculated multi-group reaction cross-sections for the given problem. A point data version of KENO is currently under development.

At present, the major part of the 3D core models developed for LWRs is based on diffusion approximation to the transport equation in two energy groups for homogenised fuel elements. Although this approach is appropriate for the development of efficient nodal solution methods, it limits the achievable accuracy necessary for the determination of local quantities, e. g. the power of individual fuel rods. This may be relevant in terms of safety, when determination of the maximum permissible power is involved. Similar conditions apply to the description of high local flux gradients in the vicinity of control rods for example or at the boundary between uranium and MOX fuel elements in which the neutron spectrum may exhibit major spatial variations supported by constantly increasing computer performance, new developments therefore tend towards a direct solution of the multi-group transport equation in conjunction with pin cell resolved core geometry and the use of the Monte-Carlo method. At GRS, extensive experience has been

THREEDANT und DOORS des Oak Ridge National Laboratory mit DORT/TORT, jeweils für 2D-/3D-Geometrie. Im Rahmen der S_N -Theorie werden für das räumlich diskretisierte Problemgebiet winkelaufgelöste Neutronenflüsse berechnet, indem die Transportgleichung entlang ausgezeichneter Neutronen-Flugrichtungen – den sogenannten Diskreten Ordinaten – gelöst wird. Integrale Größen wie skalare Neutronenflüsse werden mittels gewichteter Summationen über die winkelaufgelösten Ergebnisse berechnet. Die erreichbare Genauigkeit ist sehr hoch, sofern die räumliche und Winkeldiskretisierung hinreichend fein gewählt werden. Voraussetzung für die Genauigkeit der erzielten Ergebnisse ist eine geeignete Vorausberechnung von Wenig-Gruppen-Daten.

Die Stärke der Monte-Carlo-Methode liegt in der unmittelbaren Verwendbarkeit nuklearer Punktdaten und der Behandlung komplexer Geometrien in exakter Darstellung ohne Notwendigkeit räumlicher oder Winkel-Diskretisierungen. Diesen Eigenschaften verdankt das Monte-Carlo-Verfahren seine Stellung als Referenzmethode für nukleare Anwendungen auf Gebieten wie Kritikalitäts- und Abschirmproblemen, Radiographie oder Dosimetrie, obwohl die Lösung mit statistischen Unsicherheiten behaftet ist. In der GRS ist der Monte-Carlo-Code MCNP in routinemäßigem Einsatz. Für bestimmte Anwendungen wird auch der Monte-Carlo-Code KENO-Va/VI aus dem SCALE-Codesystem eingesetzt, der im Gegensatz zu MCNP für das jeweilige Problem vorausberechnete Multigruppen-Wirkungsquerschnitte benötigt. Eine Punktdaten-Version von KENO ist derzeit in der Entwicklung.

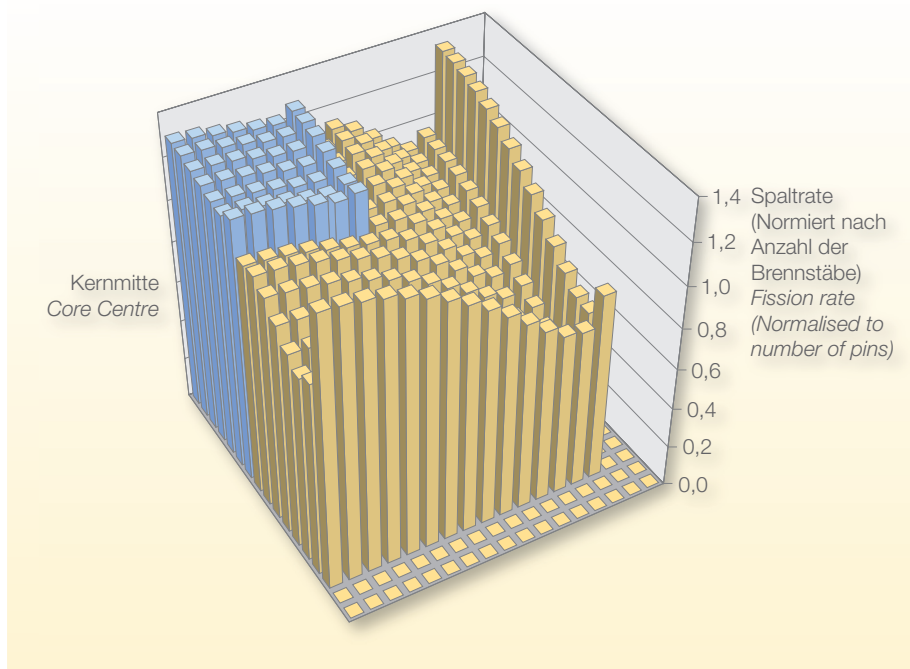
Gegenwärtig basiert der Großteil der für LWR entwickelten 3D-Kernmodelle auf der Diffusionsnäherung der Transportgleichung in zwei Energiegruppen für homogenisierte Brennelemente. Dieser Ansatz ist zwar zweckmäßig für die Entwicklung effizienter nodaler Lösungsmethoden, begrenzt aber zugleich die erreichbare Genauigkeit, mit der etwa lokale Leistungswerte einzelner, hoch belasteter Brennstäbe ermittelt werden können. Dies kann von sicherheitstechnischer Relevanz sein, wenn es um die Bestimmung der maximal zulässigen Leistung geht. Ähnliches gilt für die Beschreibung starker lokaler Flussgradienten, etwa in der Nähe von Steuerstäben oder an der Grenze zwischen Uran- und MOX-Brennelementen bei gemischtem Brennstoffeinsatz, bei dem das Neutronenspektrum räumlich stark variieren kann. Unterstützt von der stetig steigenden Rechenleistung, tendieren neuere Entwicklungen daher zur direkten Lösung der

Multi-Gruppen-Transportgleichung in Verbindung mit stabzellenweise aufgelöster Kerengeometrie und dem Einsatz der Monte-Carlo-Methode. In der GRS wurden in diesem Zusammenhang umfangreiche Erfahrungen in der Anwendung auf zahlreiche Benchmarks unter Verwendung unterschiedlicher Datenbibliotheken gewonnen. Als Beispiele sei hier auf die Ergebnisse für die kritischen Experimente KRITZ-2 und VENUS-2 und VENUS-7, den WWER-1000-Ganzkern-Benchmark, den C5G7-3D-MOX-Brennelement-Benchmark sowie den MOX/ UO_2 -DWR-Ganzkern-Transienten-Benchmark verwiesen.

■ Transiente Reaktorkern- und Anlagenberechnungen

Die sicherheitstechnische Bewertung von Kerntransienten, wie z. B. Reaktivitätsstörfälle infolge eines Steuerelementauswurfs in einem DWR, erfordert zeitabhängige 3D-Kernberechnungen unter Einbeziehung thermohydraulischer Rückwirkungseffekte. Für die Simulation schwerer Störfälle mit starker Kopplung zwischen Neutronendynamik im Reaktorkern und Fluidodynamik im Kühlkreislauf, wie sie etwa bei Deborierungsereignissen, Frischdampfleitungsbrüchen oder ATWS-Fällen auftreten, kommen gekoppelte Rechenprogramme zum Einsatz. Der entscheidende Vorteil einer direkten Kopplung der 3D-Kernberechnung mit einem thermohydraulischen Systemcode liegt in der Vermeidung der Schnittstellenproblematik bei getrennter Kern- und Anlagenberechnung, die unter Umständen zu konservativen Annahmen für die Berechnungen führen kann. Mittels direkter Code-Kopplung kann dagegen die physikalische Kopplung zwischen Kern und Kühlkreislauf unter realistischen Randbedingungen simuliert werden.

In der GRS befindet sich das gekoppelte Codesystem ATHLET-QUABOX/CUBBOX in routinemäßigem Einsatz. Im Rahmen internationaler Kooperationen wurde ATHLET inzwischen mit einer Reihe anderer Kernmodelle wie DYN3D des Forschungszentrums Rossendorf, KIKO3D des KFKI (AEKI) Budapest oder BIPR8 des Kurtschatow-Instituts gekoppelt. Die Validierung gekoppelter Codesysteme erfolgt im Rahmen der OECD/NEA-LWR-Kerntransienten-Benchmarks, wie etwa dem DWR-Frischdampfleitungsbruch-Benchmark in TMI-1 oder dem SWR-Turbinenschnellschluss-Benchmark in Peach Bottom-2,



◀ Radiale Spaltratenverteilung in der VENUS-7/3-Anordnung, berechnet mit dem Monte-Carlo-Programm MCNP. An der Grenze zwischen den Bereichen unterschiedlichen Brennstoffs, und insbesondere am Kernrand ist ein deutlicher Gradient in der Verteilung sichtbar.

Radial fission rate distribution in the VENUS-7/3 arrangement, calculated with the MCNP Monte-Carlo code. At the boundary between the regions of different fuel and particularly at the boundary core, marked in the distribution is visible.

gained in the application to numerous benchmarks using nuclear data libraries. As examples, one may refer to the results for the critical experiments KRITZ-2 and VENUS-2 as well as VENUS-7, the VVER-1000 whole core benchmark, the C5G7-3D-MOX fuel assembly benchmark, and to the MOX/ UO_2 -PWR whole-core transient benchmark.

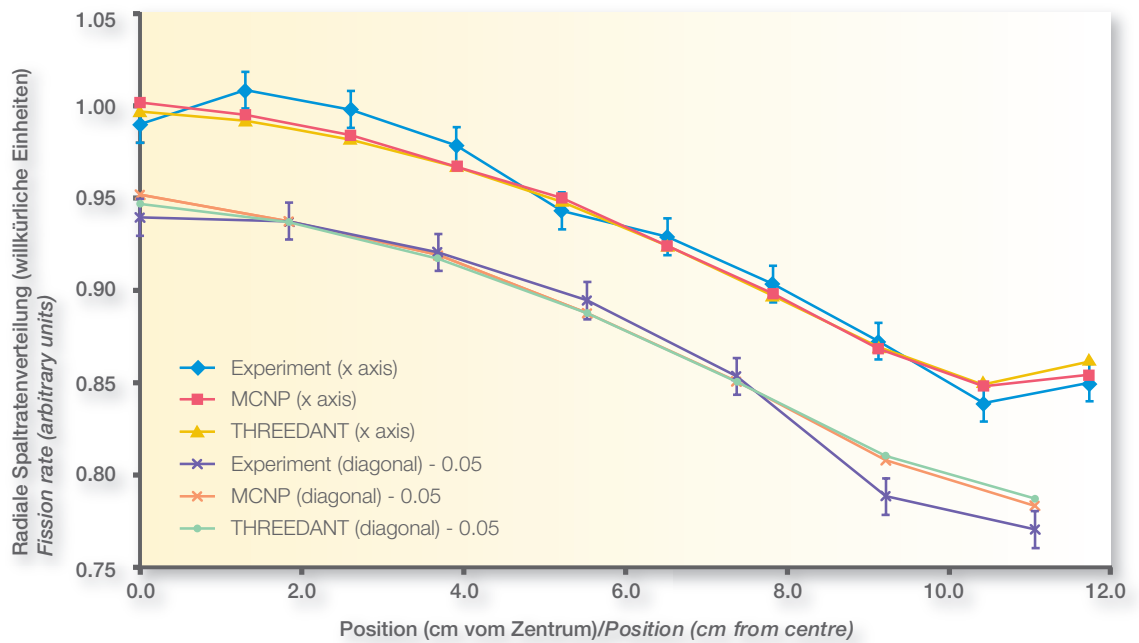
Transient reactor core and plant calculations

The safety-related assessment of core transients, such as e.g. accidents as a result of a control rod ejection in a PWR, requires time-dependent 3D core calculations including thermal-hydraulic feedback effects. For the simulation of severe accidents with coupling between neutron dynamics in the reactor core and fluid dynamics in the cooling system, as may occur for example in the case boron dilution, main steam line breakes or ATWS, coupled codes are used. The advantage of a direct coupling of 3D core calculation with a thermal-hydraulic system code lies in the avoidance of interface problems in separate core and plant calculations, which may under certain circumstances result in conservative assumptions for

the calculations. By means of direct code coupling, it is possible on the other hand to simulate the physical coupling between the core and cooling system under realistic boundary conditions.

At GRS, the coupled code system ATHLET-QUABOX/CUBBOX is in routine use. Within the context of international cooperations, ATHLET has been coupled with a series of other core models such as DYN3D of the Rossendorf Research Centre, KIKO3D of the KFKI (AEKI) Budapest or BIPR8 of the Kurchatov Institute. Validation of coupled code systems is performed within the context of the OECD/NEA-LWR core transient benchmark, such as for example the PWR main steam line breakage benchmark in TMI-1 or the BWR turbine trip benchmark in Peach Bottom-2, for which experimental data are available. For both benchmarks, good results were achieved with the coupled code system ATHLET-QUABOX/CUBBOX.

Current practical requirements for reactors and plant calculations can be fulfilled by means of nodal or coarse grid methods. Increased requirements for accuracy also demand for more precise calculations methods, such as the direct solution of the transport equation in conjunction with a detailed simulation of the coolant flow, e. g. with use of CFD codes. The transient version TORT-TD of the stationary S_N -Codes is therefore being



für den experimentelle Daten verfügbar sind. Für beide Benchmarks wurden mit dem gekoppelten Codesystem ATHLET-QUABOX/CUBBOX jeweils gute Ergebnisse erzielt.

Derzeitige praktische Anforderungen an Reaktorkern- und Anlagenberechnungen können mittels nodaler oder Grobgitterverfahren erfüllt werden. Erhöhte Genauigkeitsanforderungen verlangen jedoch auch hier nach präziseren Rechenmethoden wie der direkten Lösung der Transportgleichung in Verbindung mit einer detaillierten Simulation der Kühlmittelströmung, z. B. unter Verwendung von CFD-Codes. So wird die von der GRS entwickelte transienten Version TORT-TD des stationären S_N -Codes derzeit um thermohydraulische Rückwirkungseffekte erweitert.

Zusammenfassung

Dieser Überblick zeigt den derzeitigen Stand und aktuelle Entwicklungen der Rechenmethodik zur nuklearen Kernausslegung und Störfallsimulation von Leichtwasserreaktoren. Die Rechenmethodik orientiert sich am üblichen Berechnungsschema für LWR und reicht von der Bereitstellung nuklearer Daten über

Brennelement- und stationäre Kernberechnungen bis zur Störfallsimulation unter Einbeziehung des gesamten Anlagenverhaltens. Dabei kommen sowohl Eigenentwicklungen als auch fremde Rechencodes zum Einsatz, für die in der GRS umfangreiche Erfahrungen vorliegen, insbesondere aus der Beteiligung an internationalen Benchmarks. Für Brennelementrechnungen wird – in Ergänzung zu den routinemäßig angewandten Codes HELIOS und TRITON/NEWT – das Reaktivitäts- und Abbrandsystem KENOREST entwickelt und validiert. Stationäre 3D-Kernberechnungen werden mittels deterministischer Methoden (QUABOX/CUBBOX, DOORS, DANTSYS) und Monte-Carlo-Codes (MCNP, KENO) durchgeführt. Zur Simulation von Kern- und Anlagentransienten wird das von der GRS entwickelte gekoppelte Codesystem ATHLET-QUABOX/CUBBOX eingesetzt. Im Zuge höherer Genauigkeitsanforderungen tendieren aktuelle Entwicklungen zur direkten Lösung der Transportgleichung in Verbindung mit stabzellenweise aufgelöster Kerengeometrie einerseits und zu detaillierterer Simulation der Kühlmittelströmung andererseits, etwa mittels CFD-Codes. Die Weiterentwicklung der Rechenmethodik stellt dabei nicht nur höhere Anforderungen an die verfügbare Rechenkapazität, sondern auch an die Qualität nuklearer Basis- und Gruppendaten. Die in der GRS bisher gewonnenen Erfahrungen sowie die stetig steigende Rechenleistung weisen in eine vielversprechende Zukunft. ■

◀ Radiale Spaltratenverteilung in der VENUS-7/1-Anordnung für zwei verschiedene Azimuth-Winkel. Die Rechenergebnisse können die Messwerte zufriedenstellend wiedergeben. Die Übereinstimmung zwischen den Ergebnissen einer Rechnung mit dem Monte-Carlo-Code MCNP und dem S_N -Transportcode THREEDANT ist ausgezeichnet.

Radial fission rate distribution in the VENUS-7/1 arrangement for two different azimuth angles. The calculation results compare well with the experimental results. The agreement between the results of a calculation with the Monte-Carlo code MCNP and the S_N transport code THREEDANT is excellent.

extended by GRS by thermal-hydraulic feedback effects.

I Summary

This overview shows the current status and the recent developments of the calculation methodology for the nuclear core design und accident simulation of light-water reactors. The calculation methodology is geared to the usual calculation scheme for LWRs and ranges from the provision of nuclear data, including fuel element and stationary core calculations, to accident simulation including the overall behaviour of the plant. Both in-house developments and external calculation codes are used, for which GRS has extensive experience, particularly from participation in international benchmark activities. For fuel element

calculations – as a supplement to the routinely used HELIOS and TRITON/NEWT codes – the reactivity and burn-up code system KENOREST is developed and validated. Stationary 3D core calculations are performed by deterministic methods (QUABOX/CUBBOX, DOORS, DANTSYS) and Monte-Carlo codes (MCNP, KENO). In order to simulate core and plant transients, the coupled ATHLET-QUABOX/CUBBOX code system developed by GRS is used. In view of increased accuracy requirements, current developments tend towards the direct solution of the transport equation in conjunction with pin cell-resolved core geometry on the one hand and detailed simulation of the coolant flow on the other hand, for example by means of CFD codes. The further development of the calculation methodology not only places greater demands on the available calculation capacity, but also on the quality of nuclear data. The experience gained in GRS (in addition to the constantly increasing calculation power) point to a promising future. ■



Dr. Henrique Austregesilo



Christine Bals



Dr. Klaus Trambauer

3.2 Nachrechnung und Unsicherheitsanalyse des Versuchs Quench-07 mit dem System-Code ATHLET-CD

Im Rahmen der Code-Validierung wurde eine Nachrechnung des Tests QUENCH-07 mit ATHLET-CD durchgeführt. Der System-Code ATHLET-CD wird mit dem Ziel der „Best Estimate“-Simulation von Störfällen mit Kernzerstörung und zur Bewertung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes entwickelt. Der erste Analyseschritt war die Simulation des Tests QUENCH-07 unter Anwendung der im Benutzerhandbuch des Codes empfohlenen Modelling-Optionen (Referenzrechnung). Die globalen Ergebnisse dieser Berechnung zeigten eine gute Übereinstimmung mit den Messdaten. Diese Berechnung wurde mit einer Sensitivitätsanalyse ergänzt, um den Einfluß einer kombinierten Variation von Code-Eingabeparametern auf die Simulation der im Versuch beobachteten Hauptphänomene zu untersuchen.

Der QUENCH-07-Versuch

Der im Forschungszentrum Karlsruhe durchgeführte QUENCH-Bündelversuch hat die Untersuchung der Wasserstoffproduktion und der Bündelzerstörung beim Flutvorgang eines überhitzten Reaktorkerns zum Ziel. Der Test QUENCH-07, bei dem das Bündel von hohen Temperaturen mit einem starken vom Boden hereinströmenden Dampfstrom heruntergekühlt wird, bildete den ersten Versuch in dieser Testreihe mit einem Borkarbidabsorberstab im Bündel.

Eines der Hauptziele dieses Tests war es, Informationen über die Wechselwirkungen von B_4C -Edelstahl (SS)-Zirkaloy (Zry) auf die Bildung der gasförmigen Reaktionsprodukte während der B_4C -Oxidation und der Steuerstabzerstörung sowie über den Einfluss der Steuerstabzerstörung auf die umliegenden Brennstäbe zu erhalten.

Die Hauptkomponente der QUENCH-Versuchseinrichtung ist der Testabschnitt mit einem Bündel aus 20 elektrisch beheizten Brennstäben mit einer beheizten Länge von 1 m und einem Absorberstab in der Mittelposition. Die Brennstäbe bestehen aus Wolframheizelementen mit ringförmigen ZrO_2 -Pellets. Das Hüllrohr entspricht bezüglich Werkstoff (Zirkaloy-4) und Abmessungen den in DWR verwendeten Hüllrohren. Der Absorberstab besteht aus B_4C -Pellets umgeben von einer Edelstahlverkleidung und einem Zirkaloy-Führungsrohr. Das Versuchs Bündel ist von einem Mantel aus Zirkaloy und einer porösen thermischen ZrO_2 -Isolierung sowie einem ringförmigen Kühlmantel aus Edelstahl umgeben. Der Kühlmantel wird von einer Argongegenströmung

gekühlt. Über der beheizten Zone befindet sich keine ZrO_2 -Faserisolierung, wodurch höhere radiale Wärmeverluste möglich sind. Dieser Bereich des Kühlmantels wird von einer Wasserströmung gekühlt.

Der Versuch umfasste folgende Hauptphasen:

- Aufheizphase (bis zu $t = 2.200$ s): Aufheizen der Brennstäbe mit einer Geschwindigkeit von 0,3-0,5 K/s
- Oxidationsphase ($2.200 \text{ s} < t < 3.150$ s)
- Übergangsphase ($3.150 \text{ s} < t < 3.557$ s) mit einer Aufheizgeschwindigkeit von 0,35-0,45 K/s
- Abkühlung des teilweise zerstörten Bündels ($t > 3.557$ s)

In allen Phasen außer der Abkühlung gelangt der überhitzte Dampf (3 g/s) und Argon (3 g/s) als Trägergas von unten in das Testbündel und verläßt es oben zusammen mit den gasförmigen Reaktionsprodukten aus der Oxidation der Bündelkomponenten. Zu Beginn der Abkühlung war die Dampfströmung von 3 g/s abgeschaltet und die Kühlung wurde mit gesättigtem Dampf (15 g/s) fortgeführt.

Referenzrechnung

Der Eingabedatensatz für die Nachrechnung von QUENCH-07 beruhte weitgehend auf den Standard-

3.2 Post-Test Calculation and Uncertainty Analysis of the Experiment Quench-07 with the System Code ATHLET-CD

In the frame of developmental assessment and code validation, a post-test calculation of the test QUENCH-07 was performed with ATHLET-CD. The system code ATHLET-CD is being developed for best-estimate simulation of accidents with core degradation and for evaluation of accident management procedures. The first step of the work was the simulation of the test QUENCH-07 applying the modelling options recommended in the code User's Manual (reference calculation). The global results of this calculation showed a good agreement with the measured data. This calculation was complemented by a sensitivity analysis in order to investigate the influence of a combined variation of code input parameters on the simulation of the main phenomena observed experimentally.

I The QUENCH-07 Experiment

The QUENCH fuel bundle experiments, performed at the Forschungszentrum Karlsruhe (FZK) in Germany, aim to investigate the hydrogen production and the bundle degradation during reflood of an overheated reactor core. The test QUENCH-07, in which the bundle was cooled from high temperatures by increased steam flow injected from the bottom, was the first experiment in this test series with a boron carbide absorber rod in the bundle.

One major objective of this test was to provide information on the B_4C - stainless steel (SS) - Zircaloy (Zry) interactions, on the formation of gaseous reaction products during B_4C oxidation and control rod degradation, and on the impact of control rod degradation on surrounding fuel rods.

The main component of the QUENCH test facility is the test section which has a bundle composed of 20 electrically heated fuel rod simulators with a heated length of 1 m and one absorber rod implemented in the central position. The fuel rod simulators consist of tungsten heating elements within annular ZrO_2 pellets. The cladding is identical to that used in PWRs with respect to material (Zircaloy-4) and dimensions. The absorber rod consists of B_4C pellets surrounded by a stainless steel cladding and a Zircaloy guide tube.

The test bundle is surrounded by a shroud made of Zircaloy and a porous ZrO_2 thermal insulation, as well as by an annular cooling jacket made of stainless steel. The annulus of the cooling jacket is cooled by

a counter-current argon flow. Above the heated zone there is no ZrO_2 fiber insulation, allowing thus higher radial heat losses. This region of the cooling jacket is cooled by a water flow.

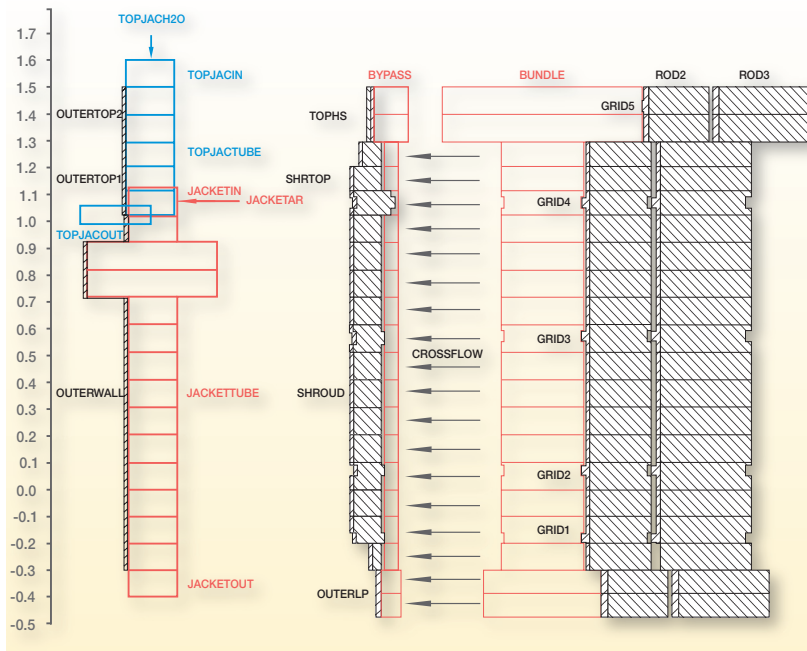
The experiment consisted of the following main phases:

- Heat-up phase (up to $t = 2,200$ s): heat-up of the fuel rods with a rate of 0.3-0.5 K/s
- Oxidation phase ($2,200$ s < t < $3,150$ s)
- Transient phase ($3,150$ s < t < $3,557$ s) with a heat-up rate of 0.35-0.45 K/s
- Cooldown of the partially degraded bundle ($t > 3,557$ s)

During all phases except the cooldown superheated steam (3 g/s) and argon (3 g/s) as carrier gas enter the test bundle at the bottom and leave it at the top together with the gaseous reaction products resulting from the oxidation of bundle components. At the start of cooldown the steam flow of 3 g/s was turned off and the cooldown flow of saturated steam (15 g/s) was turned on.

I Reference Calculation

The input data set for the post-test calculation of QUENCH-07 was strongly based on the standard



◀ Inputmodell des QUENCH-Testabschnitts (Bündelbereich).

Input model of the QUENCH test section (bundle region).

nachgerechnet werden. Die Temperatureskalation aufgrund der Oxidation stimmt mit den Versuchsergebnissen überein. Die maximal berechnete Hüllrohrtemperatur erreichte 2.630 K. Die Temperatureskalation aufgrund der Oxidation in den oberen Teilen des beheizten Bereichs war durch den Dampfangel begrenzt.

Bezüglich des Oxidationsphänomens stimmen die berechneten Ergebnisse mit den im Versuch gewonnenen bis zur Einleitung der Kühlung überein. Der Code unterschätzt jedoch die Wasserstoffproduktion während des Abschreckens. Neben der Modellierung des Mantelschmelzens und der damit verbundenen Effekte berücksichtigte der Code den Beitrag der Oxidation der Molybden-Elektroden und die eventuelle Rissbildung in den Oxidschichten infolge des Wärmeschocks nicht. Die vom Code berechnete H₂-Gesamtproduktion betrug 92 g und liegt damit unter dem Versuchswert von 177 g, oder 130 g, wenn der Beitrag der vom Code nicht simulierten Komponenten abgezogen wird.

Datensätzen, die für die vorherigen QUENCH-Versuche, insbesondere für den Versuch QUENCH-06 in Rahmen des International Standard Problem ISP-45 verwendet wurden. Neben den spezifischen Randbedingungen wie elektrische Leistung, Dampf und Argonmassenstrom sowie den Einlasstemperaturen, bezogen sich die wesentlichen Änderungen auf die Simulation des zentralen Absorberstabs unter Verwendung der neuen Modelle für die B₄C-Oxidation und für die B₄C-SS-Wechselwirkung.

Das Inputmodell des QUENCH-Testabschnitts umfaßt u. a. den Strömungskanal, der in 20 axiale Knoten (10 Knoten entlang der beheizten Länge) unterteilt und über Querverbindungen mit einem Bypasskanal verbunden ist, um eine Strömungsumleitung im Fall einer Blockierung durch Ansammlung von Schmelze zu ermöglichen. Das Stabbündel wird innerhalb des Code-Moduls ECORE mit zwei Ringen simuliert, einem Innenring (ROD 2) mit dem Absorberstab und acht beheizten Stäben und einem Außenring (ROD 3) aus 12 beheizten Stäben. Darüber hinaus wurden die fünf Abstandhalter, der Mantel mit der Wärmeisolierung und das Außenkühlmantelrohr mit den Gegenströmungen Argon (beheizter Bereich) und Wasser (oberer Bereich) mittels Strömungsobjekten und Wärmeleitobjekten des Codes ATHLET simuliert.

Im Allgemeinen konnte das Wärmeverhalten des Testbündels während des Versuchs zufriedenstellend

■ Kombinierte Sensitivitätsanalyse

Die Nachrechnung des Versuchs QUENCH-07 wurde mit einer Sensitivitätsanalyse ergänzt, um den Einfluß einer kombinierten Variation der Code-Eingabeparameter auf die berechneten Ergebnisse zu untersuchen. Für diese Empfindlichkeitsstudie wurden einige Eigenschaften der GRS-Methode für Code-Unsicherheits- und Sensitivitätsanalysen verwendet.

Diese Methodologie basiert auf einer simultanen Variation von Unsicherheitsparametern für jeden Code-Lauf zusammen mit einer statistischen Bewertung der Code-Ergebnisse. Alle potenziell wichtigen Parameter können in die Analyse einfließen. Die Anzahl der durchzuführenden Berechnungen nimmt nicht mit der Anzahl der Parameter zu. Es hängt nur vom gewünschten Wahrscheinlichkeitsgehalt und dem Sicherheitsgrad der statistischen Toleranzgrenzen ab, die in der Unsicherheitsaussage der Ergebnisse verwendet werden.

data sets used for the calculation of previous QUENCH experiments, particularly for the test QUENCH-06 in the frame of the International Standard Problem ISP-45. Besides the specific boundary conditions for the experiment, like the electric power, steam and argon mass flow rates and inlet temperatures, the main changes were related to the simulation of the central absorber rod, using the newly implemented models for B_4C oxidation and for B_4C -SS interaction.

The input model of the QUENCH test section comprises among others the bundle fluid channel, subdivided into 20 axial nodes (10 nodes within the heated length) and connected via cross flow junctions with a bypass channel to allow flow deviation in the case of blockage formation due to melt accumulation. The rod bundle is simulated within the code module ECOPE by two rings, an inner ring (ROD2) containing the absorber rod and 8 heated rods, and an outer ring (ROD3) composed by 12 heated rods. In addition, the five grids, the shroud with its thermal insulation and the outer cooling jacket tube with the counter-current flows of argon (heated region) and water (upper region) have been simulated by fluid-dynamic objects and heat conduction objects of the code ATHLET.

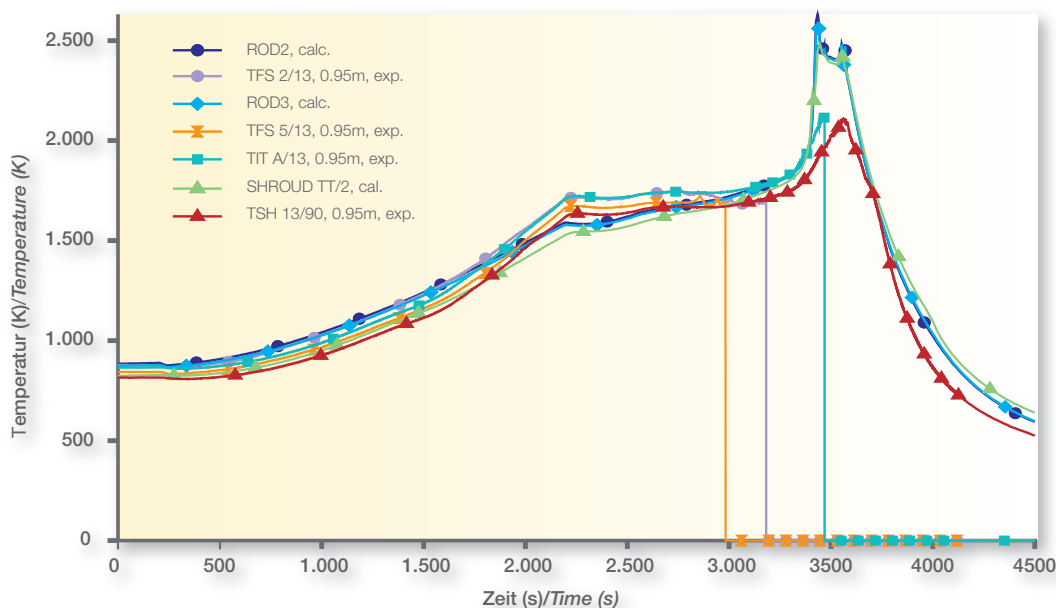
In general, the code calculation was able to reproduce satisfactorily the thermal behaviour of the test bundle during the experiment. The temperature escalation due to oxidation agrees with the experimental findings. The maximum calculated cladding temperature reached

2,630 K. The temperature escalation due to oxidation in the upper parts of the heated region was limited by steam starvation.

Concerning the oxidation phenomena, the calculated results agree with the experimental ones up to the cooldown initiation. However the code underestimates the hydrogen production during quench. Besides the lack of modelling of the shroud melting and its associated effects, the code did not take into account the contribution of the oxidation of the external shroud surface, the significant contribution of the oxidation of the molybdenum electrodes and the possible cracking of oxide layers due to thermal shock. The total amount of H_2 production calculated by the code was 92 g, quite below the experimental value of 177 g, or 130 g, if the contribution of the components not simulated by the code is subtracted.

Combined Sensitivity Analysis

The post-test calculation of the experiment QUENCH 07 has been complemented by a sensitivity analysis in order to investigate the influence of a combined variation of code input parameters on the calculated results. For this sensitivity study some features of the GRS methodology for code uncertainty and sensitivity analyses have been applied. This methodology is founded on the



◀ Vergleich zwischen berechneten und gemessenen Oberflächentemperaturen in der Höhe von 950 mm
Comparison between calculated and measured surface temperatures at the elevation 950 mm

Ein zusätzliches Merkmal dieser Methode ist die Bestimmung der Sensitivitätsmesswerte des Einflusses der Unsicherheitsingabeparameter auf den Streubereich der Code-Ergebnisse, wodurch eine Rangfolge der Eingabeunsicherheiten bezüglich ihres relativen Beitrags zu den Rechenergebnissen möglich ist.

Die verschiedenen Schritte dieser Sensitivitätsanalyse wurden vom ebenfalls von der GRS entwickelten Softwaresystem SUSA unterstützt: die Eingabe von Unsicherheitsparametern, die Definition ihrer Wahrscheinlichkeitsverteilungen, die automatische Erzeugung der ATHLET-CD-Eingabedatensätze mit der gleichzeitigen Variation der Unsicherheitsparameter und die statistische Bewertung der Code-Ergebnisse.

Bis zu 21 Eingabeparameter sind als potenzielle Unsicherheitsquellen identifiziert worden. Sie können wie folgt unterteilt werden:

- Unsicherheitsparameter bezogen auf die Randbedingungen des Versuchs (z. B. externer Heizstabwiderstand, Dampfeinlasstemperatur)
- Unsicherheitsparameters bezogen auf die Werkstoffeigenschaften (z. B. Wärmeleitfähigkeit der Mantelisolierung)
- Unsicherheitsparameters bezogen auf das Code-Modelling (z. B. Nodalisierung, Auswahl der Korrelationen für die Berechnung der Oxidationsraten)

Die Wahl der Unsicherheitsparameter und ihres Variationsbereiches beruhte in großem Maße auf der Erfahrung, die bei Nachrechnungen vorheriger QUENCH-Versuche gewonnen worden waren sowie auf einigen Parameterstudien für die Referenzrechnung.

Für die Erzeugung der Eingabedaten wurde eine einfache Stichprobe verwendet und keine Abhängigkeiten unter den Variablen angenommen. Insgesamt wurden 100 Rechnungen durchgeführt. Die von SUSA durchgeführte Sensitivitätsanalyse kann entweder als Einzelcodeergebnis (Skalare) oder auf index-abhängige Ausgabevariablen angewendet werden (z. B. die zeitliche Entwicklung der Rechenergebnisse).

Die Berechnungen zeigen einen großen Variationsbereich für die Ausgabevariablen innerhalb des relativ eingeschränkten Variationsbereichs der Eingabeparameter. Anders ausgedrückt: geringe Variationen der

Eingabeparameter können die gute Übereinstimmung zwischen Versuch und Vorhersage, die mit der Referenzrechnung erzielt wurde, erheblich beeinträchtigen. Beispielsweise zeigten 5 % aller Berechnungen nicht einmal das Auftreten einer Hüllrohrtemperatureskalation aufgrund von Oxidation.

Trotzdem lagen die Versuchsergebnisse im Allgemeinen im Unsicherheitsbereich der Code-Berechnungen. Ferner stimmen sie gut mit den Medianen aller Berechnungen überein. Ausnahmen bilden die Hüllrohrtemperatur am Ende der ersten Aufheizphase und hauptsächlich die hohe Wasserstoffproduktion während der Abschreckphase, die nicht einfach durch das Ändern der Eingabeparameter oder Modelling-Optionen reproduziert werden können. Lässt man die Beiträge der nicht simulierten Komponenten außer Acht, liegt die im Versuch erlangte H_2 -Gesamtmenge (ca. 130 g) im Bereich der Unsicherheit der Code-Ergebnisse.

Der Einfluss jedes Unsicherheitsparameters auf die Code-Ergebnisse kann durch die Bestimmung der Sensitivitätsfaktoren bewertet werden, die in der nachstehenden Tabelle zusammengefaßt sind.

Die Analyse der Sensitivitätsfaktoren zeigt, dass die wichtigsten Unsicherheitsparameter für die Simulation des globalen Wärmeverhaltens und der Oxidationsvorgänge der Wärmeübergang durch Konvektion zwischen dem Stabhüllrohr und der Dampf-Argonmischung, gefolgt vom Eingabewert für den externen elektrischen Widerstand (der die tatsächlich in den Stäben erzeugte Wärme steuert), der Wärmeleitfähigkeit der Mantelwärmeisolierung und in geringerem Maße der Wärmeleitfähigkeiten der Brennstoffpellets und des Argons im oberen Teil des Mantels ist. Die nicht prototypischen Aspekte der Versuchseinrichtung üben somit einen beträchtlichen Einfluß auf die Code-Ergebnisse aus.

I Zusammenfassung

Eine Nachrechnung des Versuchs QUENCH-07, ergänzt durch eine Sensitivitätsanalyse, wurde mit dem System-Code ATHLET-CD durchgeführt. Die berechneten Ergebnisse zeigten eine gute Gesamtübereinstimmung mit den Versuchsergebnissen hinsichtlich dem thermisch-hydraulischen Verhalten des Versuchs-bündels, insbesondere im beheizten Bereich.

simultaneous variation of uncertain parameters for each code run, together with a statistical evaluation of code results. All potentially important parameters may be included in the analysis, based on the judgement of the analyst. The number of calculations to be performed does not grow with the number of parameters. It depends only on the desired probability content and confidence level of the statistical tolerance limits used in the uncertainty statement of the results. No ranking of input parameters is needed to reduce their number in order to limit computational efforts.

An additional feature of this methodology is the determination of sensitivity measures of the influence of the uncertain input parameters on the range of variation of code results, allowing a ranking of input uncertainties with respect to their relative contribution to the code output variations.

The different steps of this sensitivity analysis were supported by the software system SUSAS, also developed at GRS: the input of the uncertain parameters, the definition of their probability distributions, the automatic generation of the ATHLET-CD input data sets with the simultaneous variation of the uncertain parameters, and the statistical evaluation of code results.

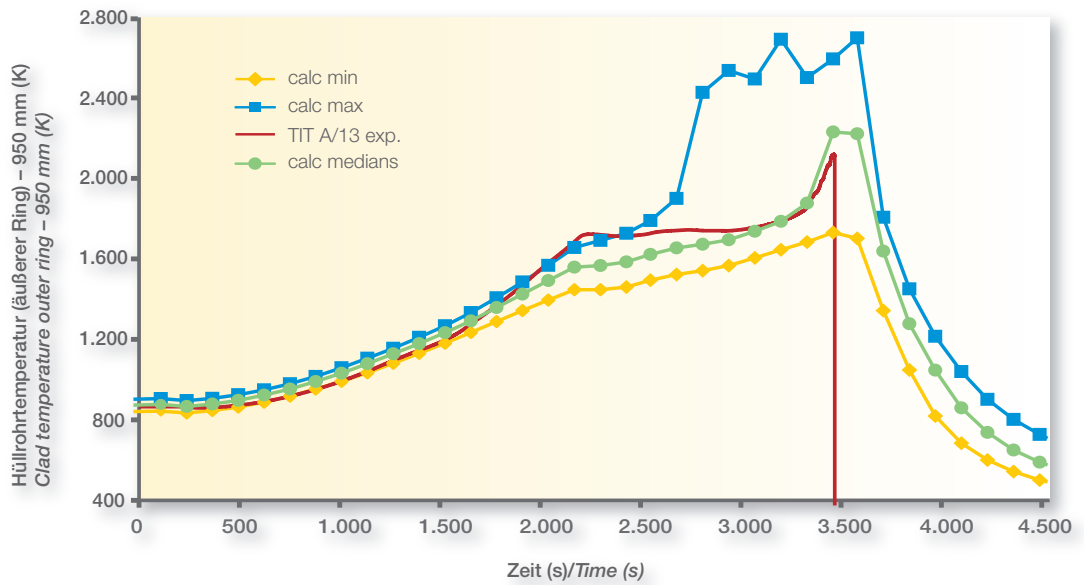
Up to 21 input parameters have been identified as a potential source of uncertainties. They can be classified as follows:

- Uncertain parameters related to experimental boundary conditions (e.g. external heater rod resistance, steam inlet temperature)
- Uncertain parameters related to material properties (e.g. thermal conductivity of the shroud insulation)

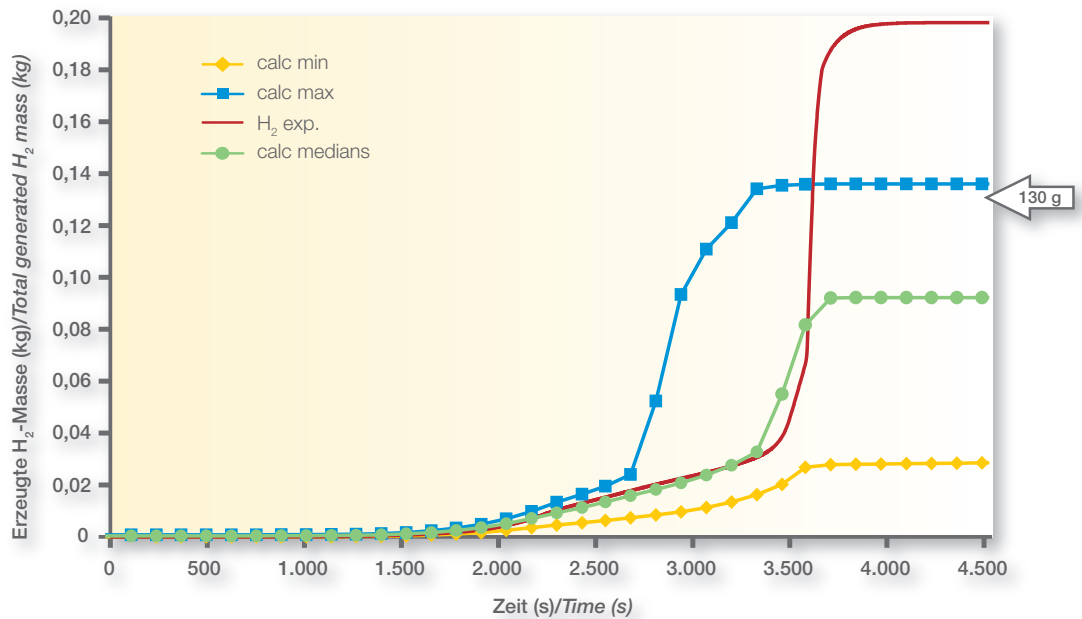
Unsicherheitsparameter <i>Uncertain parameter</i>	Variationsbereich <i>Range of variation</i>	Sensitivitätsfaktoren <i>Sensitivity coefficients</i>		
		Temperatur- eskalation <i>Temperature escalation</i>	H ₂ -Gesamtmasse <i>Total H₂ mass</i>	H ₂ auf Grund von B ₄ C <i>H₂ due to B₄C</i>
Elektrischer Widerstand <i>Electrical resistance</i>	± 10 %	0,436 0.436	-0,322 -0.322	-0,324 -0.324
Leitfähigkeit der Mantelisolierung <i>Conductivity of shroud insulation</i>	± 20 %	0,360 0.360	-0,304 -0.304	-0,174 -0.174
Leitfähigkeit der Brennstoffpellets <i>Conductivity of fuel pellets</i>	± 20 %	0,324 0.324	-0,093 -0.093	-0,049 -0.049
Ar-Leitfähigkeit im oberen Mantel <i>Ar conductivity in top of shroud</i>	± 50 %	0,178 0.178	-0,261 -0.261	-0,094 -0.094
Nodalisierung im oberen Teil des Bündels <i>Nodalisation upper part of bundle</i>	3,3-10 cm 3.3-10 cm	-0,095 -0.095	0,139 0.139	0,215 0.215
Korrelation für Zr-Oxidation <i>Correlation for Zr oxidation</i>	15,16,19	0,195 0.195	0,134 0.134	0,005 0.005
Korrelation für B ₄ C-Oxidation <i>Correlation for B₄C oxidation</i>	1,5,7	0,151 0.151	-0,051 -0.051	-0,047 -0.047
HTC-Konvektion zu Kühlgas <i>HTC convection to cooling gas</i>	± 20%	0,488 0.488	-0,453 -0.453	-0,547 -0.547

▲ Sensitivitätsfaktoren der Hauptunsicherheitsparameter für ausgewählte Code-Ergebnisse
Sensitivity coefficients of main uncertain parameters for selected code results

► Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse des Versuchs QUENCH-07 mit ATHLET-CD: zweiseitige Toleranzgrenzen für Hüllrohrtemperaturen in einer Höhe von 950 mm
Uncertainty and Sensitivity Analysis of Test QUENCH-07 with ATHLET-CD: Two-sided tolerance limits for the cladding temperatures at the elevation 950 mm



► Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse des Versuchs QUENCH-07 mit ATHLET-CD: zweiseitige Toleranzgrenzen für die erzeugte H₂-Gesamtmasse
Uncertainty and Sensitivity Analysis of Test QUENCH-07 with ATHLET-CD: Two-sided tolerance limits for the total generated H₂ mass



Die auf der Grundlage der Referenzrechnung definierte Sensitivitätsanalyse lieferte zusätzliche Informationen über den Einfluß mehrerer Code-Eingabeparameter und Modelling-Optionen auf die Simulation der im Versuch beobachteten Phänomene.

Die Ergebnisse der Sensitivitätsstudie zeigen, dass die wesentlichen Versuchsergebnisse im Unsicherheitsbereich der entsprechenden berechneten Daten liegen, mit Ausnahme der vermehrten Wasserstoffproduktion nach Einleitung der Abkühlung. Hier liegt potenzieller Bedarf für weitere Modelling-Verbesserungen vor.

Diese Studie war ein erster Schritt zu einer allgemeineren Anwendung der GRS-Unsicherheitsmethode für die Simulation schwerer Störfälle. Sie zeigt, dass die Code-Unsicherheitsanalyse ein wertvolles Werkzeug zur Bewertung und Quantifizierung von Code-Unsicherheiten, zur Identifizierung von möglichen Bereichen der Modelling-Verbesserungen und zur weiteren Unterstützung der Code-Validierung ist. ■

- Uncertain parameters related to code modelling (e.g. nodalization, choice of correlations for calculation of oxidation rates)

The choice of the uncertain parameters and of their range of variation was strongly based on the experience gained by the post-test calculations of previous QUENCH tests as well as on some parametric studies performed for the reference calculation.

For the generation of the input data a simple random sampling was used, assuming no dependences among the variables. A total of 100 calculations have been performed. The sensitivity analysis carried out by SUSAS can be applied either to single code results (scalars) or to index-dependent output variables (e.g. the time evolution of code results).

The calculations show a large range of variation for the output variables within the relatively restricted variation range of input parameters. In other words, small variations of input parameters can affect considerably the good agreement between experiment and prediction obtained with the reference calculation. For instance, 5 % of all calculations did not even show the occurrence of a cladding temperature escalation due to oxidation.

Nevertheless the experimental results generally lay within the uncertainty range of code calculations. Furthermore, they agree quite well with the medians of all calculations. Exceptions are the cladding temperature at the end of the first heat-up phase and mainly the high hydrogen production during the quenching phase, which cannot be reproduced just by changing input parameters or modelling options. If the contribution of the components not simulated by the code is disregarded, the total amount of H₂ obtained experimentally (about 130 g) is still covered by the uncertainty of code results.

The influence of each uncertain parameter on code results can be assessed by the determination of sensitivity coefficients, which are summarized in the table.

The analysis of the sensitivity coefficients shows that the most important uncertainty parameter concerning the simulation of the global thermal behaviour and of the oxidation processes is the convective heat transfer between rod cladding and the steam-argon mixture, followed by the input value for the external electrical

resistance (which controls the actual heat power generated within the rods), by the thermal conductivity of the shroud thermal insulation, and, in a lesser extent, by the thermal conductivities of the fuel pellets and of the argon within the upper part of the shroud. The non-prototypic aspects of the test facility have thus a considerable influence on code results.

Conclusions

A post-test calculation of the experiment QUENCH-07, complemented by a sensitivity analysis, was performed with the system code ATHLET-CD. The calculated results showed a good overall agreement with the experimental results concerning the thermal-hydraulic behaviour of the test bundle, especially in the heated region.

The sensitivity analysis defined on the basis of the reference calculation provided additional information about the influence of several code input parameters and modelling options on the simulation of the main phenomena observed experimentally.

Results of this sensitivity study indicate that the main experimental measurements lay within the uncertainty range of the corresponding calculated data, except for the increased hydrogen production after cooldown initiation. This indicates a potential need for further modelling improvement.

The present study was a first step towards a more general application of the GRS uncertainty methodology for the simulation of severe accidents. It showed that code uncertainty analysis can be a valuable tool to assess and quantify code uncertainties, to identify possible areas for modelling improvements, and to support further code validation. ■



Dr. Hans-Josef Allelein

3.3 Konsolidierung der Module in ASTEC für die Simulation der Schmelze-Beton-Wechselwirkung

Bei einem schweren Störfall in Druckwasserreaktoranlagen kann nach Versagen des Reaktordruckbehälters Kernschmelze in die Reaktorgrube gelangen. Dort interagiert die Schmelze mit den Betonstrukturen und gefährdet durch Erosionsvorgänge die Integrität des Reaktordruckbehälters.



Dr. Claus Spengler

Zur Simulation von Phänomenen bei der Wechselwirkung zwischen Schmelze und Beton (MCCI = **M**olten **C**orium **C**oncrete **I**nteraction) stehen derzeit die zwei Module WEX und MEDICIS im Anlagen-Integralcode ASTEC V1.2 zur Verfügung. Die oberste Zielsetzung eines Rechenprogramms zur Simulation von MCCI ist, die zeitliche Entwicklung der wichtigsten physikalischen Vorgänge mit „Best-Estimate“-Ansätzen und ausreichender Genauigkeit zu erfassen. Hierbei sind vorrangig die Temperatur des Schmelzesees und die durch die thermische Wechselwirkung hervorgerufene, nach unten und zur Seite gerichtete Eindringtiefe der Schmelze in den Beton zu nennen.

WEX repräsentiert einen traditionellen Modellansatz zur Wiedergabe der Phänomenologie bei MCCI. Die Palette an verfügbaren Detailmodellen und Modelloptionen ist allerdings begrenzt. Charakteristisch für WEX ist eine vereinfachte Berücksichtigung des thermo-chemischen Erstarrungsverhaltens der Schmelze.

MEDICIS wird von IRSN in Zusammenarbeit mit GRS mit der Zielsetzung entwickelt, einen stärker generalisierten und flexibleren Ansatz als WEX für die Anwendung in ASTEC zur Verfügung zu stellen.

In MEDICIS können mit geringem Aufwand Modelle für Phänomene, über die in aktuellen und zukünftigen Experimenten neue Erkenntnisse bereitgestellt werden, aktualisiert werden. Die aktuelle Version von MEDICIS beinhaltet bereits eine Schnittstelle zur engen Ankopplung einer thermo-chemischen Datenbasis. Diese Eigenschaft wurde in neueren theoretischen Arbeiten zur Schmelze-Beton-Wechselwirkung als notwendig für eine realistische Simulation angesehen, was allerdings in Experimenten noch nicht zweifelsfrei unter Beweis gestellt werden konnte.

Schmelze- und Betonzusammensetzung bei dem Versuch CCI-2 zur Schmelze-Beton-Wechselwirkung sowie Dimensionierung der Versuchsanlage <i>Melt and concrete composition in the experiment CCI-2 for melt-concrete-interaction, and dimension of test facility</i>	
Anfängliche Schmelzemasse und - Zusammensetzung (kg) <i>Initial melt mass and composition (kg)</i>	Voll-oxidierte, für DWR-Anlagen typische Schmelze mit 8 Gew.-% Beton <i>Fully oxidised melt for typical melt of PWR plants with 8 weight % concrete</i>
Laterale Ausmaße des Pools <i>Lateral pool dimensions</i>	0,5 m x 0,5 m <i>0.5 m x 0.5 m</i>
Laterale, axiale Begrenzung der Erosionstiefe <i>Lateral and axial limitation of erosion depth</i>	0,35 m, 0,35 m <i>0.35 m, 0.35 m</i>
Art des Betons <i>Type of concrete</i>	Kalkstein-Sand-Beton (LCS) <i>Limestone sand concrete (LCS)</i>

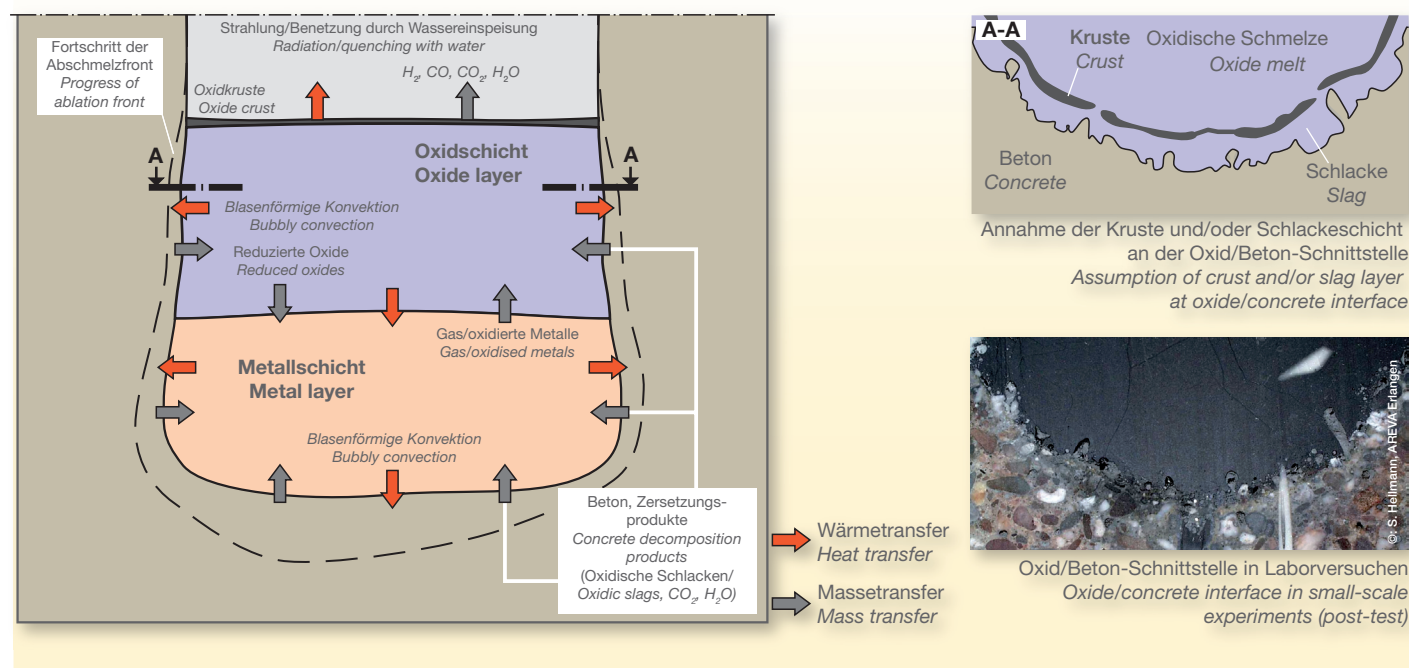
3.3 Consolidation of the Modules in ASTEC for the Simulation of the Melt-Concrete Interaction

In case of a severe accident in a pressurised water reactor, core melt may enter the reactor pit following failure of the reactor pressure vessel. Here, the melt interacts with the concrete structures and compromises the integrity of the reactor pressure vessel by erosion processes.

In order to simulate phenomena in the interaction between melt and concrete (MCCI = **M**olten **C**orium **C**oncrete Interaction), two modules – WEX and MEDICIS – are available in the integral code ASTEC V1.2. The utmost aim of a calculation code for the simulation of MCCI is to record the chronological development of the most important physical processes with “best estimate” methods and with sufficient accuracy. In this case, one should primarily mention the temperature of the melt and the depth of penetration of the melt into the concrete directed downwards and sideways, caused by the thermal interaction.

WEX represents a traditional model approach for reproducing the phenomenology in MCCI. However, the range of available detailed models and model options is limited. Characteristic of WEX is the simplified consideration of the thermochemical solidification process of the melt.

MEDICIS is being developed by IRSN in conjunction with GRS with the aim of providing a more generalised and more flexible approach as WEX for use in ASTEC. In MEDICIS, it is possible to update with little effort models for phenomena about which new knowledge is provided in current and future experiments. The current



▲ Modellbild von Phänomenen während der Schmelze-Beton-Wechselwirkung (MCCI) in der Reaktorgrube
 Model of phenomena during melt-concrete-interaction (MCCI) in the reactor cavity

Zielsetzung der Arbeiten bei GRS ist es, die in ASTEC verfügbaren MCCI-Module zu konsolidieren und gemeinsam mit den Spezialisten von IRSN prognosefähige „Best-Estimate“-Modelle für MEDICIS zur Verfügung zu stellen. Dies wird nachstehend am Beispiel eines Benchmarks für das Experiment CCI-2 im OECD-CCI-Projekt erläutert.

■ Benchmarking von WEX und MEDICIS am Beispiel von OECD-CCI-2

Die Experimente des MCCI-Projektes im OECD-Rahmen sind derzeit die einzigen Experimente mit typischer, oxidischer Schmelze, die eine ausgedehnte Erosion sowohl in vertikaler Richtung nach unten in das Betonfundament als auch in die Seitenwandstrukturen der simulierten Reaktorkaverne zeigen.

Das Experiment CCI-2 wurde bei den Argonne National Laboratories (ANL) in den USA durchgeführt und war Gegenstand eines im OECD-Rahmen durchgeführten, internationalen Code-Benchmarks.

In einem ersten Schritt sind blinde Rechnungen mit WEX and MEDICIS für CCI-2 durchgeführt worden, bei denen identische Anfangs- und Randbedingungen unter der zunächst traditionellen Sichtweise vorgegeben wurden: Eine Kruste an der kühleren Außenfläche des Schmelzesees mit der Solidustemperatur der Schmelze-Beton-Mischung als Schnittstellentemperatur zwischen Schmelze und Kruste und vereinfachter Darstellung des thermochemischen Verhaltens.

Die Rechenergebnisse für Schmelzetemperaturen und Erosionstiefen, die die GRS mit WEX und MEDICIS innerhalb des blinden Benchmarks im OECD-Rahmen erzielt hat, zeigen im Vergleich zum Experiment, dass mit WEX sowohl die Temperatur des Schmelzesees als auch die maximale Erosionstiefe in Seitenwänden und Boden in guter Übereinstimmung zum Experiment berechnet wurden, wohingegen mit MEDICIS nur die Erosionstiefe des Experimentes gut wiedergegeben und die Temperatur des Schmelzesees deutlich unterschätzt wurde. Nach weitergehenden Analysen stellte sich heraus, dass die berechneten Unterschiede auf eine unterschiedliche Berechnung des Wärmeübergangs an der Schnittstelle zwischen Schmelze und Beton zurückzuführen sind. Der von MEDICIS berechnete Wärmeübergangskoeffizient ist größer als derjenige, der in WEX berechnet wird.

In einer zweiten Rechnung, diesmal als offene Nachrechnung, wurde mit MEDICIS ein auf der Basis von vielen Experimentauswertungen geändertes Wärmeübergangsmodell verwendet, bei dem – mit besserer Übereinstimmung zu WEX – durchgehend kleinere Wärmeübergangskoeffizienten um $\sim 300 \text{ W}/(\text{m}^2 \text{ K})$ zwischen Schmelze und Beton berechnet werden. Mit diesem Modell wurde – wie zuvor unter Annahme der traditionellen Modellhypothese zur Schnittstelle Schmelze/Beton – eine genauere, mit WEX vergleichbare Approximation der Schmelzetemperatur und der Erosion berechnet.

■ Zusammenfassung und Ausblick

Für die Simulationen von MCCI stehen derzeit zwei MCCI-Module in ASTEC, mit teilweise unterschiedlichen Detailmodellen zur Verfügung: WEX und MEDICIS.

In den Validierungsrechnungen mit WEX wird die Schnittstellentemperatur zwischen Schmelze und Kruste auf die Solidustemperatur der Schmelzemischung bezogen und ein Wärmeübergangsmodell mit relativ kleinen effektiven Wärmeübergangskoeffizienten verwendet. Mit WEX gelingt auf diese Weise eine vernünftige Wiedergabe des Temperaturverhaltens der Schmelze in Experimenten, wie ein internationaler Benchmark zu OECD-CCI-2 gezeigt hat. Für MEDICIS ist daraufhin ein Wärmeübergangsmodell zur Diskussion gestellt worden, mit welchem unter derselben Hypothese über die Schnittstellentemperatur zwischen Schmelze und Kruste wie in WEX (d. h. Solidus der Schmelzemischung) auch mit MEDICIS akzeptable Übereinstimmungen zum Experiment erzielt werden können.

Derzeit werden verschiedene Interpretationen der Vorgänge an der Schnittstelle zwischen Schmelze und Beton diskutiert. Durch seine Flexibilität kann mit MEDICIS auch ein alternativer Ansatz für die Schnittstelle zwischen Schmelze und Beton verfolgt werden: Bei diesem Ansatz wird die Schnittstellentemperatur in der Nähe der Liquidustemperatur der Schmelze vermutet und relativ effiziente Wärmeübergänge zwischen Schmelze und Beton angenommen.

Die Wahl des Modells für die Schnittstelle zwischen Schmelze und Beton (Kombination von Schnittstellentemperatur und effektivem Wärmeübergangskoeffizi-

version of MEDICIS already includes an interface for close coupling of a thermochemical database. This characteristic was considered necessary for a realistic simulation in more recent theoretical work concerning melt-concrete interaction, which could, however, not yet be proven without doubt in experiments.

The aim of the work at GRS is to consolidate the MCCI modules available in ASTEC and provide “best estimate” models for MEDICIS capable of offering a prognosis in conjunction with the specialists from IRSN. This will be explained below in the example of a benchmark for the CCI-2 experiment in the OECD-CCI project.

I Benchmarking of WEX and MEDICIS in the example of OECD-CCI-2

The experiments of the MCCI project in the OECD framework are currently the only experiments with typical, oxidic melts, which show extensive erosion downwards in a vertical direction into the concrete foundation and also into the side wall structures of the simulated reactor cavern.

The experiment CCI-2 was conducted at Argonne National Laboratories (ANL) in the US and was the subject of an international code benchmark conducted in the OECD framework.

At a first stage, blind calculations with WEX and MEDICIS for CCI-2 were conducted in which identical initial and boundary conditions were stipulated according to the initially traditional standpoint: a crust on the cooler outer surface of the melt pool with the solidus temperature of the melt-concrete mixture as the interface temperature between the melt and the crust in addition to simplified representation of the thermochemical behaviour.

The calculation results for melt temperatures and erosion depths which GRS has achieved with WEX and MEDICIS within the blind benchmark in the OECD framework show in comparison to the experiment that with WEX, both the temperature of the melt pool in addition to the maximum erosion depth in the side walls and base were calculated with a good level of consistency with the experiment, whereas with MEDICIS on the other hand, only the erosion depth of the experiment was well reproduced and the temperature of the melt

pool was markedly underestimated. Following further analyses, it appeared that the calculated differences were to be attributed to a different calculation of the heat transfer at the interface between the melt and concrete. The heat transfer coefficient calculated by MEDICIS is greater than that calculated in WEX.

In a second calculation, this time as an open subsequent calculation, a heat transfer model modified on the basis of many experiment analyses was used with MEDICIS in which – with better consistency in relation to WEX – smaller heat transfer coefficients by ~ 300 W/(m² K) between the melt and concrete were calculated. With this model – as previously subject to the assumption of the traditional model hypothesis for the melt/concrete interface – a more accurate approximation of the melt temperature and erosion which is comparable to WEX is calculated.

I Summary and perspective

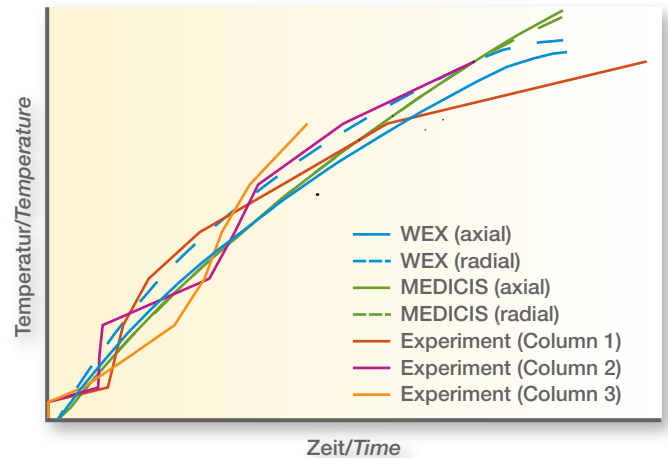
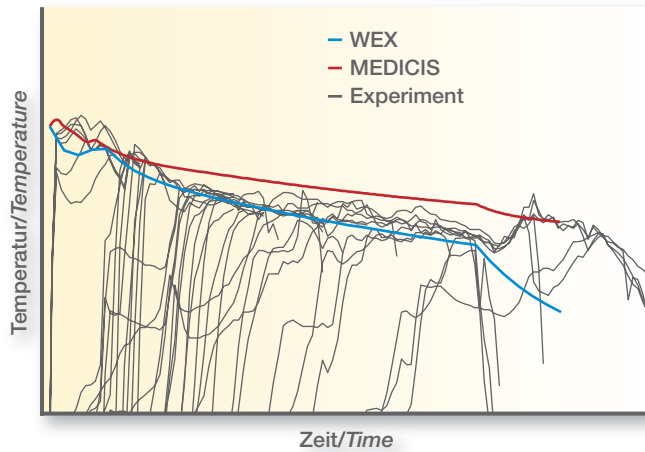
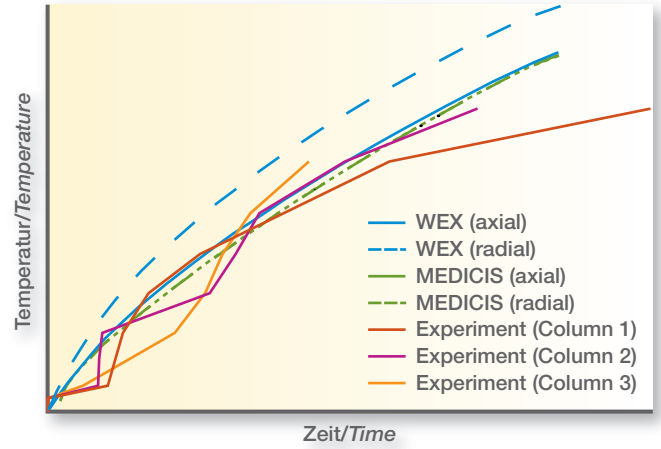
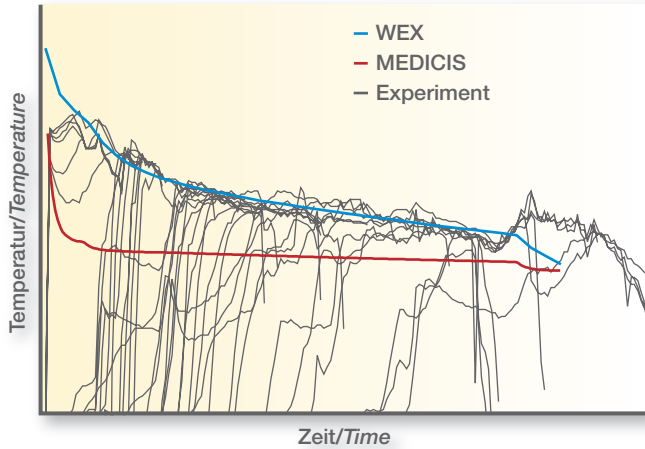
For the simulation of MCCI, two MCCI modules, with partly different detail models, are available in ASTEC: WEX and MEDICIS.

In the validation calculations with WEX, the interface temperature between the melt and the crust is related to the solidus temperature of the melt mixture, and a heat transfer model with relatively small effective heat transfer coefficients is used. With WEX, an appropriate reproduction of the temperature behaviour of the melt is achieved in experiments, as an international benchmark concerning OECD-CCI-2 has shown. For MEDICIS, a heat transfer model was subsequently put up for discussion, with which it was also possible to achieve acceptable consistencies with the experiment with MEDICIS under the same hypothesis concerning the interface temperature between the melt and the crust as in WEX (i.e. solidus of the melt mixture).

Currently, different interpretations of the processes at the interface between the melt and concrete are being discussed. Owing to its flexibility, it is also possible to pursue an alternative approach for the interface between the melt and concrete with MEDICIS: in this approach, the interface temperature is presumed to be in the vicinity of the liquidus temperature of the melt, and relatively efficient heat transfer between the melt and concrete is assumed.

Schmelzetemperatur
Melt temperature

Radiale und axiale Erosionstiefe im Beton
Radial and axial erosion depth in concrete

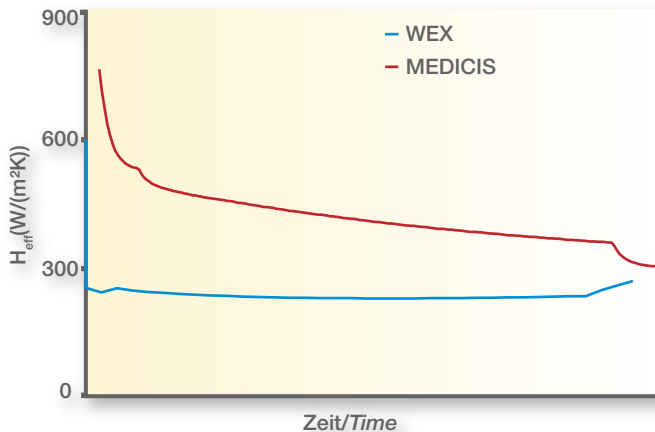


enten) stellte sich bei den Untersuchungen als wichtige Einflussgröße mit großer Unsicherheit heraus. Eine weitere große Unsicherheit besteht in der Bildung und der Behandlung von geschichteten Konfigurationen des Schmelzesees (mit den Schichten Oxid und Stahl).

Zukünftige Arbeiten zur Validierung und zur Konsolidierung der MCCI-Module in ASTEC müssen die Prognosefähigkeit der verfügbaren Ansätze in WEX und MEDICIS in enger Begleitung der laufenden und zu-

künftigen Experimentalprogramme im Detail prüfen. Mit der fortzuführenden Konsolidierung der MCCI-Module wird es den Spezialisten von IRSN und GRS in naher Zukunft gelingen, mit MEDICIS einen ausreichend validierten „Best-Estimate“-Ansatz für die Simulation von MCCI-Phänomenen als alleinigen Modul für ASTEC zur Verfügung zu stellen. ■

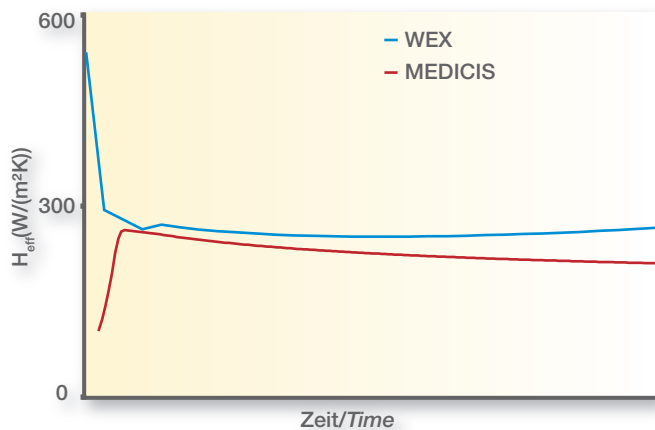
Effektiver Wärmeübergangskoeffizient
zwischen Schmelze und Beton
*Effective heat transfer coefficient between
melt and concrete*



Benchmark-
Rechnung
*Benchmark
calculation*

◀ Das Experiment CCI-2 in der blinden Benchmark-Rechnung (oben) und in der Versuchsnachrechnung mit Anpassung des Wärmeübergangsmodells in MEDICIS (unten) zeigt eine langsame Abkühlung der Schmelze mit gleichmäßiger Erosion nach unten und zur Seite bei effektiven Wärmeübergängen um 300 W/(m² K).

The CCI-2 experiment in the blind benchmark calculation (top) and in re-calculation with adaptation of the heat transfer model (bottom) in MEDICIS show a slow cooldown of the melt with even erosion towards the bottom and sideways of the effective heat transfers around 300 W/(m² K).



Versuchsnach-
rechnung mit
Anpassung von
MEDICIS
*Re-calculation
with adaptation of
MEDICIS*

The choice of the model for the interface between the melt and concrete (a combination of interface temperature and effective heat transfer coefficients) appeared to be a major influencing parameter with great uncertainty during the tests. Another major uncertainty exists in the formation and treatment of layered configurations of the melt pool (with the layers of oxide and steel).

Future work for validation and consolidation of the MCCI modules in ASTEC must test the prognostic

ability of the approaches available in WEX and MEDICIS in detail, closely accompanied by the current and future experimental programmes. With the consolidation of the MCCI modules, which is to be continued, the specialists from IRSN and GRS will succeed in the near future in providing with MEDICIS an adequately validated “best estimate” method for the simulation of MCCI phenomena as a sole module for ASTEC. ■

4

Endlagersicherheitsforschung: Zum Transport von Schadstoffen in Endlagersystemen



Prof. Dr. Wernt Brewitz



Dr. Horst-Jürgen Herbert



Dr. Ulrich Noseck

Einleitung

Die wesentliche Sicherheitsanforderung bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle besteht darin, dass ein Transport von Radionukliden aus der Einlagerungsformation heraus nicht stattfindet oder, wenn nicht vermeidbar, dieser so weit wie möglich minimiert wird. Vor diesem Hintergrund kommt der Konzept-, Gesteins- und Standortauswahl eine große Bedeutung zu. Das gesamte System, Nah- und Fernbereich, wird wesentlich durch die hydrogeologischen Verhältnisse und damit auch durch die Gesteinsparameter bestimmt.

Bei intakten und homogenen Salzformationen als Wirtsgestein ist ein Wasserzufluss in das Endlager im Regelfall auszuschließen. Da das Endlager maßgeblich nach sicherheitstechnischen Kriterien ausgelegt und geplant wird, kann es zu einem Wasserzutritt in den Einlagerungsbereich nur bei extrem ungewöhnlichen Störfällen kommen.

Viele Tonformationen weisen – ähnlich wie Steinsalz – extrem geringe hydraulische Durchlässigkeiten auf, so dass auch bei der Auswahl dieses Wirtsgesteins eine Grundwasserströmung im Endlagernahbereich weitgehend auszuschließen ist und die Radionuklide somit nur diffusiv transportiert werden können.

Auch granitische Gesteine sind häufig trocken. Allerdings werden sie vielfach von Kluft- und Störungszonen durchzogen, die je nach Region unterschiedlich stark Grundwasser führend sein können. Aus diesem Grund spielt hier die Auswahl geotechnischer Barrieren eine besondere Rolle.

Für alle Wirtsgesteinsformationen gilt, dass die Verfüll- und Verschlusskonzepte im Hinblick auf ihre Funktionstüchtigkeit geprüft und Mechanismen einer Schadstoffrückhaltung bekannt sein müssen. Neben den petrophysikalischen und hydrogeologischen Parametern (wie Permeabilität, Porosität, hydraulisches Gefälle) spielt insbesondere bei der Betrachtung langer

Zeiträume das geochemische Milieu im Endlagernahbereich und den direkt überlagernden Gesteinsformationen eine wesentliche Rolle.

Chemische Aspekte der Mobilisierung, Rückhaltung und des Transports von Radionukliden

Die wichtigsten Parameter, die das chemische Milieu charakterisieren, sind der pH-Wert, der Eh-Wert (Redoxpotenzial) und die Konzentration an Komplexbildnern. Letztere stellen Lösungsbestandteile dar, die mit den Ionen der gelösten Schadstoffe Bindungen eingehen. Dieser Vorgang wird als Komplexbildung bezeichnet. Die Schadstoffe liegen in dieser komplexierten Form dann als zusätzliche mobile Spezies vor und können am Transport teilnehmen.

Die wichtigsten geochemischen Prozesse, die im Nahbereich eines Endlagers zur Mobilisierung und nachfolgend entweder zur Rückhaltung oder zum Transport von Radionukliden führen können, hängen mit Reaktionen zusammen, die durch den Zutritt von Wasser/Lösungen ausgelöst werden. Dabei treten unterschiedliche Wechselwirkungen mit dem Wirtsgestein, den Materialien der technischen Barrieren und den Abfällen auf. Diese Prozesse wirken zusammen und bestimmen das geochemische Milieu sowie dessen zeitliche Entwicklung.

Beim Kontakt der Wässer/Lösungen mit Abfällen können nach Korrosion und Ausfall der Behälter Radionuklide aus der Abfallmatrix mobilisiert werden und in Lösung gehen. Allerdings begrenzen Rückhalteprozesse sowohl die maximal gelösten Mengen der Radionuklide (Löslichkeitsgrenzen) als auch die Geschwindigkeit, mit der sie transportiert werden. Dies sind insbesondere

- Bildung radionuklidhaltiger Sekundärminerale und

Repository Safety Research: on the Transport of Contaminants in Repository Systems

I Introduction

The essential safety requirement in connection with the final disposal of radioactive waste is that no transport of radionuclides from the disposal formation must occur in the future or, if this is unavoidable, that such transport must be minimised. Against this background, the choice of concept, host rock and site is of great importance. The entire repository system – the near-field and the far-field – is mainly influenced by the hydrogeological conditions and therefore also by the rock parameters.

If the host rock is an intact and homogenous salt formation an influx of water or brine can generally be excluded. As the repository is designed and planned above all according to safety-related criteria, a water influx into the repository area may only occur in extremely unusual accident cases.

Similar to rock salt, many clay formations show extremely low hydraulic conductivities. Advective groundwater flow in the near-field of a repository in argillaceous rocks can largely be excluded and the radionuclides can therefore only be transported by diffusion.

Mostly, granitic rock is also dry. However, it frequently contains fractures and fault zones which might present pathways for groundwater. This is why the choice of geotechnical barriers plays a special role for repositories in this host rock type.

In all host rock formations the backfilling and closure concepts have to be examined with regard to their operational reliability, and mechanisms of contaminant retention have to be known. Apart from the petrophysical and hydrogeological parameters (such as permeability, porosity, hydraulic gradient), the geochemical conditions in the near-field of the repository and in the directly overlying rock formations plays an essential role.

I Chemical aspects of the mobilisation, retention and transport of radionuclides

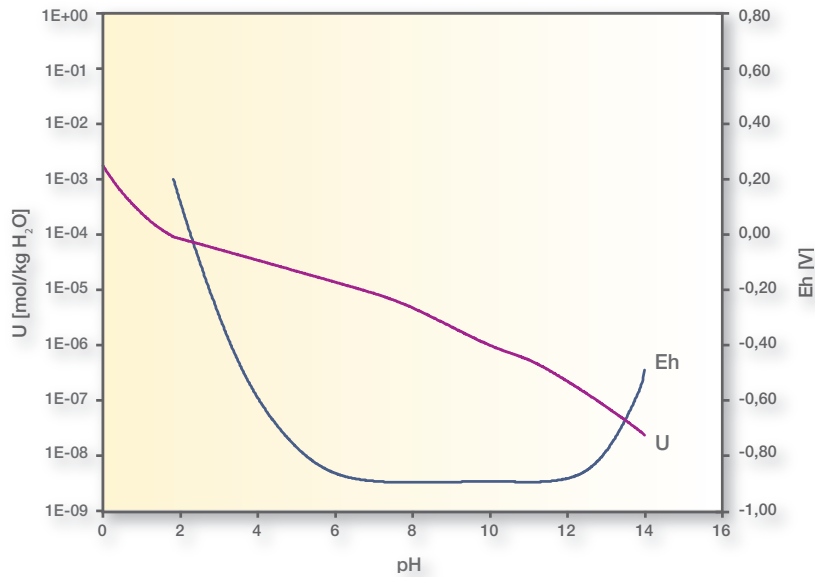
The most important parameters that characterise the chemical conditions are pH, Eh (redox potential) and the concentration of ligands. A ligand forms complexes with contaminant ions in solution. This process leads to an increased mobile contaminant concentration and can thus enhance contaminant transport.

The most important geochemical processes that may lead to a mobilisation in the near-field of a repository and subsequently either to the retention or the transport of radionuclides depend on reactions that are triggered by the influx of water or solutions. Various interactions occur with the host rock, the materials of the technical barriers, and the waste. These processes act together and determine the geochemical conditions and their evolution over time.

When water or brines get into contact with the waste, radionuclides may be mobilised from the waste matrix and dissolve once the containers have corroded and failed. However, certain retention processes limit both the maximum dissolved amounts of the radionuclides (solubility limits) and the velocity at which they are transported. These processes are in particular

- the formation of radionuclide-bearing secondary minerals, and
- the sorption of radionuclides and competing components on primary and secondary phases in the repository system.

The extent of radionuclide retention depends mainly on the chemical form of the element concerned, the temperature (in the near-field and in the rock), the amount of water available (in the emplacement areas), the chemical conditions in the system concerned and – in the case of sorption – also on the existing mineral



▲ Löslichkeit von Uran im System UO_2 - CO_2 - H_2O in Abhängigkeit vom pH-Wert (geochemische Modellierung GRS)
Solubility of uranium in a UO_2 - CO_2 - H_2O system as a function of pH and Eh (geochemical modelling by GRS)

- Sorption von Radionukliden und konkurrierender Komponenten an Primär- und Sekundärphasen im Endlagersystem

Das Ausmaß der Rückhaltung der Radionuklide hängt vorrangig von der chemischen Form des betreffenden Elements, der Temperatur (im Nahbereich, bzw. im Gebirge), der verfügbaren Wassermenge (in den Einlagerungsbereichen), dem chemischen Milieu im betrachteten System und im Fall der Sorption auch von den vorhandenen Mineralphasen ab. Entscheidend ist die Oxidationsstufe und damit die Speziation des Elements (Verteilung auf seine möglichen Verbindungen), die hauptsächlich durch pH-Wert und Redoxpotenzial bestimmt werden. Für viele Radionuklide ist die **Löslichkeit** in mittleren pH-Bereichen niedriger und steigt nach beiden Seiten, zu niedrigeren und hohen pH-Werten hin, stark an.

Die Auswirkungen des chemischen Milieus auf die Speziation und damit auf die Konzentration von Radionukliden und Schwermetallen in Lösungen lassen sich anhand von pH/Eh-Diagrammen erklären. In derartigen Diagrammen sind die Stabilitätsbereiche von festen und mobilen Schadstoffphasen dargestellt, die bei bekannter Konzentration die Speziation des Schadstoffes in der Lösung bestimmen.

Neben der Untersuchung dieser geochemischen Abhängigkeiten in Laborsystemen lassen sich solche Prozesse auch in **natürlichen Systemen** beobachten, insbesondere um zusätzliche Informationen über möglichst lange Zeiträume zu erhalten. Anhand detaillierter Kenntnisse von natürlichen Systemen wird die hohe Relevanz der chemischen Bedingungen für den Schadstofftransport deutlich. In der Umgebung der Ortschaft Ruprechtov (Tschechische Republik) wurden in tonreichen, lignithaltigen Sedimenten relativ oberflächennah (in ca. 10-40 m Tiefe) Urananreicherungen mit Konzentrationen von einigen 100 ppm angetroffen. Eine genauere Untersuchung der Uranverteilung in den tertiären Sedimenten zeigt, dass Uran in sechswertiger Form über kurze Wege transportiert und in stark reduzierendem Milieu in die vierwertige Form überführt wurde. In den Mineralphasen Uraninit und Ningyotit ist es dann über einige Millionen Jahre fixiert worden. Die Ergebnisse dieser Studie sind ausführlich in Kapitel 4.1 dargestellt.

Einen stark pH-abhängigen Verlauf zeigt auch die **Sorption** vieler Kationen, die bei niedrigen pH-Werten gar nicht, bzw. nur schwach und oberhalb einer pH-Kante dagegen stark an vielen Sorbentien angelagert werden. Nach Durchlaufen eines Plateaus nimmt die Sorption bei hohen pH-Werten wieder ab. Grund dafür ist, dass die für die Sorption verantwortlichen funktionellen Gruppen an der Oberfläche der Sorbentien bei niedrigen pH-Werten protoniert vorliegen und Kationen nicht sorbieren. Mit steigendem pH-Wert werden diese Gruppen deprotoniert und damit verfügbar für andere Kationen. Bei hohen pH-Werten führt die Bildung von Hydroxo-, bzw. Carbonato-Komplexen in der Lösung, als Konkurrenzreaktionen, zu einer Abnahme der Sorption.

Ein Beispiel für die pH-Abhängigkeit der Sorption und deren Auswirkungen auf den Schadstofftransport stellt das Verhalten von Zink dar, das im Abstrom einer oberflächennahen Deponie in Cape Cod (Massachusetts) detailliert untersucht und in der Literatur beschrieben wurde. Die in den betroffenen Lockersedimenten ermittelte Zn-Sorption nimmt steigend mit pH-Wert (5 – 7) zu. Diese pH-Abhängigkeit wurde mit geochemischen Modellen, welche die Sorption in Form von Oberflächenkomplexen berücksichtigen, nachvollzogen.

Die Auswirkung dieser pH-Abhängigkeit wurde in Cape Cod über einen längeren Zeitraum **in situ** beobachtet. Über sechs Jahrzehnte hinweg wurden an diesem Standort Zink-haltige Abwässer entsorgt. Ausgehend von den Absetzbecken hat sich das Zink mit einer vorherrschenden vertikalen Strömungsrichtung aus-

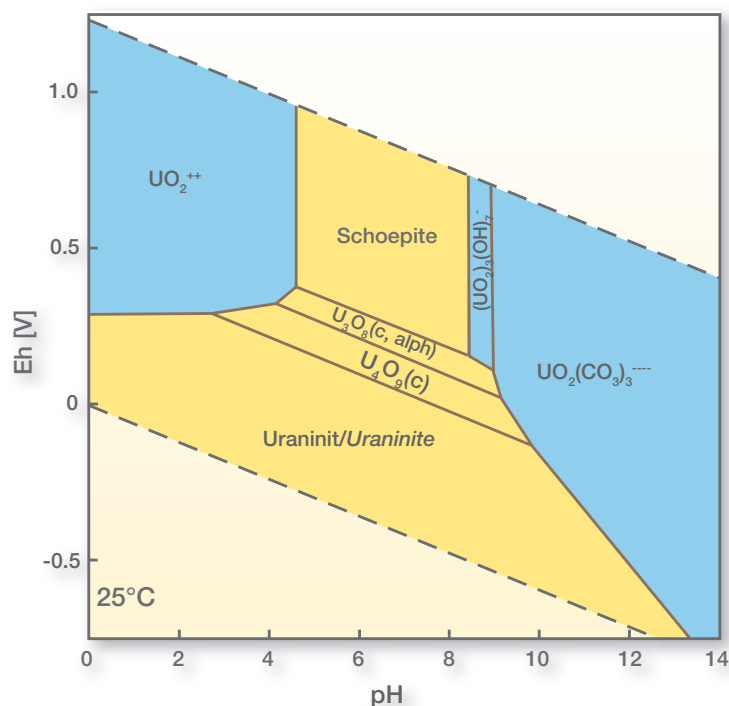
phases. What is decisive is the oxidation state and therefore the speciation of the element, which is mainly determined by the pH-value and the redox potential. For many radionuclides, **solubility** is lower at medium pH and rises strongly to lower and higher pH-values.

The calculated uranium solubility shown in the left figure is characteristic of low mineralised waters as they occur in many granitic and clay formations. In solutions saturated with NaCl – as occurring e.g. in salt rock and in deep clay formations in Northern Germany, solubility is higher due to the formation of chlorine complexes. In such high saline solutions the pH-area with lower solubility is narrower.

The effects of the chemical conditions on the speciation and therefore on the concentration of radionuclides and heavy metals in solutions can be explained with pH/Eh-diagrams. In such diagrams, the stability areas of solid and mobile contaminant phases are shown which determine the speciation of the contaminant in the solution at a given concentration.

Apart from the study of these geochemical dependencies in laboratory setups, such processes can also be observed in **natural systems**. This is done in particular to obtain additional information, preferably over long periods of time. The detailed knowledge of natural systems shows up clearly the high relevance of the chemical conditions for the transport of contaminants. In the area surrounding the town of Ruprechtov (Czech Republic), uranium enrichments with concentrations of some 100 ppm were observed relatively near to the surface (at approx. 10-40 m depth) in argillaceous, lignite-containing sediments. A closer examination of the uranium distribution in the tertiary sediments showed that uranium in hexavalent form was transported via short pathways and transformed into tetravalent form in a strongly reducing environment. It was then fixed in the mineral phases uraninite and ningyoite over several million years. The results of this study are presented in detail in Chapter 4.1.

The **sorption** of many cations also shows a distribution that is strongly dependent on the pH. At low pH these cations accumulate on sorbents only slightly or not at all, while above a certain pH, they adsorb strongly. After running through a plateau, sorption decreases again at high pH-values. The reason for this is that that functional groups on the surface of the sorbents that are responsible for the sorption process are protonated



▲ Stabilitätsbereiche Uran-haltiger Mineralphasen und gelöster Phasen im Eh-pH-Diagramm

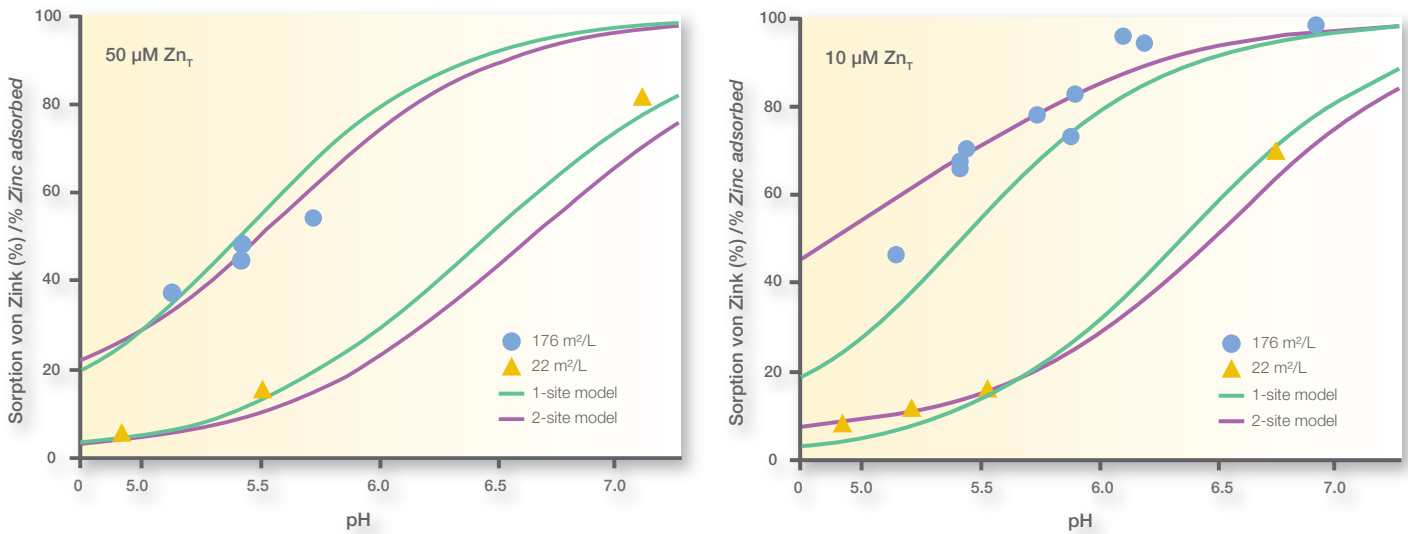
Stability areas of uranium-bearing mineral phases and dissolved phases in the Eh-pH-diagram

at low pH-values and do not sorb cations. With rising pH, these groups are deprotonated and thereby become free for other cations. At high pH-values, the formation of hydroxo or carbonato complexes as competing reactions leads to decreased sorption.

One example of the pH-dependence of sorption and its impact on contaminant transport is the behaviour of zinc, which was studied in detail in the runoff of a near-surface dump at Cape Cod (Massachusetts).

The sorption of zinc in a pH-range of 5 – 7 determined in experiments with sediments from Cape Cod shows that sorption increases with increasing pH. This pH-dependence could be described with geochemical models that consider sorption in the form of surface complexes.

The effects of this pH-dependence were observed **in situ** at Cape Cod over a longer period of time. Over six decades, sewage effluent containing zinc was disposed of at this site. Starting from the disposal beds, the zinc migrated in a predominantly vertical flow



▲ Sorption von Zink an Sedimenten am Standort Cape Cod in Abhängigkeit des pH-Werts. (Literaturangaben, USGS)

gebreitet. Mit Beginn der Entsorgung veränderten sich die pH-Werte und es stellten sich Verhältnisse ein, die einerseits durch die Abwässer selbst und andererseits durch die Infiltration von Niederschlagswasser bestimmt wurden. Dies führte zu einem abweichenden, vertikalen pH-Profil, das in Oberflächennähe pH-Werte um 5,6 und mit der Tiefe eine Zunahme auf pH-Werte von 6,5 aufweist. Entsprechend ist das Zink im oberen Bereich des Modellgebiets, in dem die pH-Werte niedriger sind und damit die Sorption schwächer ist, über eine viel größere Entfernung transportiert worden, als im unteren Bereich, in dem höhere pH-Werte zu einer stärkeren Zn-Rückhaltung führen.

Die Ergebnisse der 2D-Modellrechnung mit dem neu entwickelten Transportprogramm r³t, stimmen relativ gut mit der beobachteten Zn-Verteilung überein. Es ist damit gelungen, den Einfluss von Komponenten einer Lösung auf die Rückhaltung von Schadstoffen zeit- und ortsabhängig zu modellieren, wobei der Transport dieser Komponenten mit berücksichtigt wurde. In diesem Fall wurde die zeitliche und räumliche Veränderung des pH-Werts durch den Transport von Protonen simuliert.

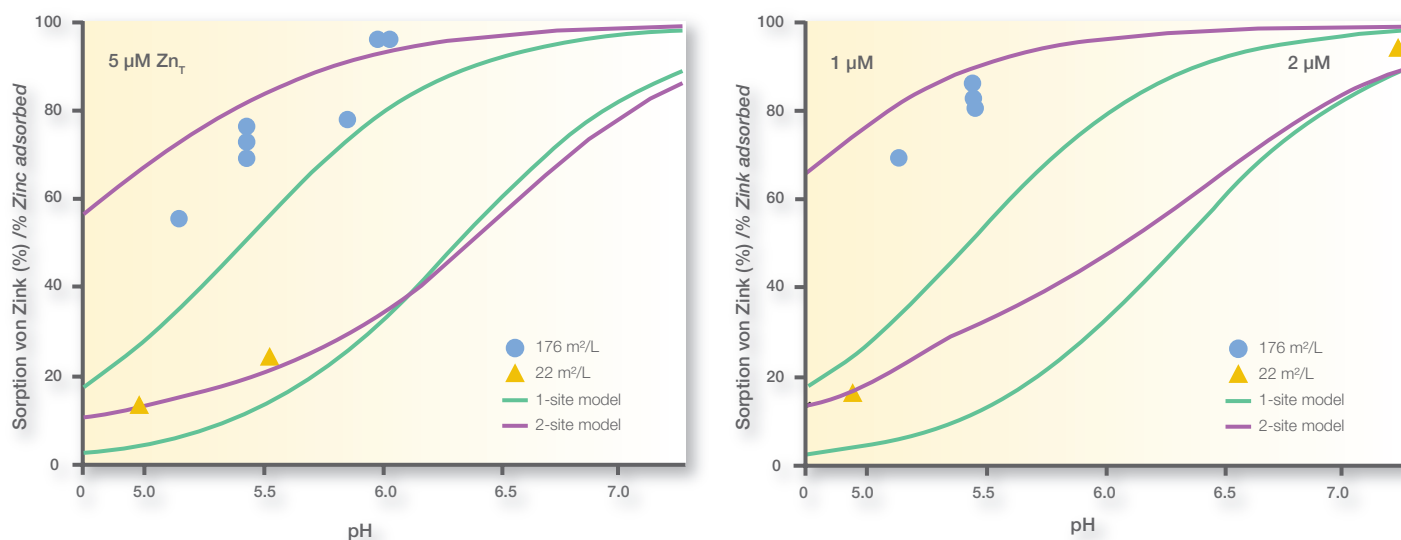
Das Beispiel zeigt, dass es möglich ist, komplexere geochemische Prozesse, wie die Auswirkungen zeitlich und räumlich veränderlicher pH-Bedingungen auf den Schadstofftransport, zu abstrahieren und mittels vereinfachter Annahmen zu modellieren. Diese Vorgehensweise bietet sich generell für die Transportmodellierung

von Komplexbildnern und deren Einfluss auf Sorption und Ausfällung von Schadstoffen an. Eine direkte Implementierung von komplexen geochemischen Modellen in das Programm r³t würde bei großräumigen Modellgebieten zu sehr langen Rechenzeiten führen, was die Möglichkeiten für notwendige Parametervariationen sehr einengen würde.

Die **Sorption** von Radionukliden ist besonders in **Tonformationen** – neben deren niedriger hydraulischer Durchlässigkeit – eine herausragende Eigenschaft dieses potenziellen Wirtsgesteins. Vor dem Hintergrund der Prüfung von alternativen Gesteinen zum Steinsalz für die Endlagerung wurden in den letzten Jahren in der GRS Modelle zur Beschreibung des diffusiv getragenen Schadstofftransports in Tongesteinen entwickelt. Diese Modelle und die Rolle, welche die Sorption bei der Rückhaltung von Radionukliden in entsprechenden Endlagerformationen spielen kann, werden in Kapitel 4.2 ausführlich beschrieben.

Ein komplexeres System stellen **Radionuklid-Transport und Rückhalteprozesse im Nahbereich eines Endlagers im Salinar** dar. Um für einen hypothetischen Störfall die durch Laugenzutritt bedingte Radionuklidmobilisierung und -freisetzung abschätzen zu können, müssen folgende Informationen vorliegen:

- Chemische Eigenschaften der festen, flüssigen und gasförmigen Phasen im Einlagerungsgestein,



Sorption of zinc on sediments at the Cape Cod site as a function of pH (data from literature).

direction. When disposal began, pH-values changed. The conditions were determined on the one hand by the waste waters themselves and on the other hand by the infiltration of rain water. This resulted in an abnormal, vertical pH-profile which showed pH-values around 5.6 near the surface rising to 6.5 with increasing depth. Correspondingly, in the upper region of the model area – where pH-values are lower and sorption is therefore weaker – the zinc was transported over longer distances than in the lower region, where higher pH-values lead to stronger Zn retention.

The results of the 2D model calculation with the newly developed r^3t transport code agree well with the Zn distribution observed. Thus the influence of an additional component in solution on the retention of contaminants in time and space has been successfully modelled. In this case, the pH change in time and space was simulated by means of proton transport.

The example shows that it is possible to simplify complex geochemical processes, such as the effects of varying pH-conditions in time and space on contaminant transport, and to simulate them well with these simplified assumptions. This method is generally applicable for the modelling of the transport of complexing agents and their influence on the sorption and precipitation of contaminants. Any direct implementation of complex geochemical models in the r^3t code would lead to very long calculation times in the case of large model areas, which would constrict

the possibilities of necessary parameter variations a great deal.

Apart from the low hydraulic conductivity, the **sorption** of radionuclides is a distinctive feature of **argillaceous host rocks**. With regard to the investigation of rock types alternative to rock salt, GRS has developed in recent years models to describe the diffusive transport of contaminants in argillaceous rock types. These models and the role that sorption can play in the retention of radionuclides in corresponding repository formations are described in more detail in Chapter 4.2.

Radionuclide transport and retention in the near-field of a repository in a saline formation represent a complex system. In order to be able to estimate the mobilisation and release of radionuclides caused by an influx of brine, the following information is needed:

- chemical properties of the solid, liquid and gaseous phases in the host rock,
- interaction processes between solutions and barrier materials
 - composition and long-term stability of the geotechnical barrier materials,
 - corrosion rates of container and waste matrix,

- Wechselwirkungsprozesse zwischen Lösungen und Barrierematerialien - mit
 - Zusammensetzung und Langzeitstabilität der geotechnischen Barrierematerialien,
 - Korrosionsraten von Behälter und Abfallmatrix,
 - Bildung von Korrosionsphasen (Art und thermodynamische Stabilität),
 - Gasbildung,
 - Änderungen des chemischen Milieus durch diese Prozesse,
 - Quantifizierung der Beziehungen zwischen diesen chemischen Prozessen und dadurch hervorgerufenen Änderungen von Porosität und Permeabilität mit ihren Einflüssen auf den Stofftransport
- Wechselwirkungsprozesse zwischen Lösungen und Abfällen - mit
 - Mobilisierung von Radionukliden aus der Abfallmatrix,
 - Bildung mobiler Spezies (Oxidationsstufe, freie Spezies, Komplex, Kolloid),
 - Bildung radionuklidhaltiger Sekundärminerale und
 - Sorption von Radionukliden und konkurrierender Systemkomponenten an Primär- und Sekundärphasen

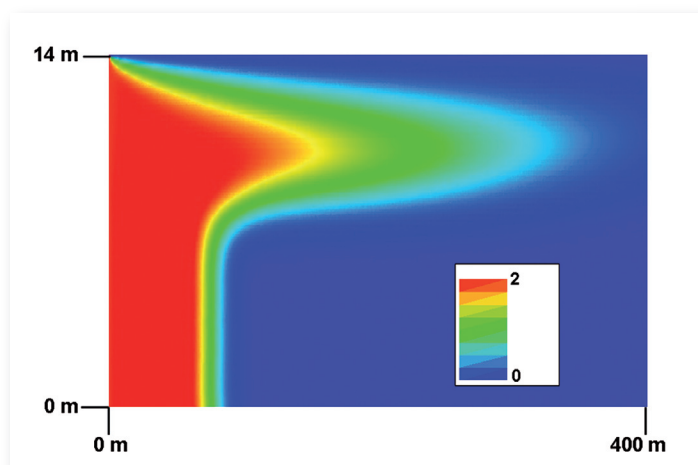
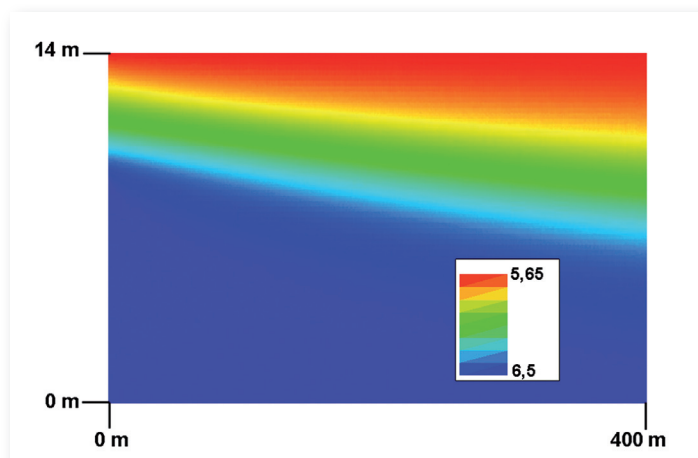
Aus geochemischer Sicht ist für Salzgesteine bisher nur die Beschreibung relativ einfacher und gut charakterisierter geschlossener Systeme mittels geeigneter thermodynamischer Daten möglich.

Verschiedene Aspekte des komplexen Nahfeldsystems, wie Speziation, Ausfällung, Bildung von Sekundärmineralen und Sorption, sind durch Laborexperimente und geochemische Modellierung verstanden. Diese Prozesse werden in den heute bei der GRS verfügbaren Modellen für Langzeitsicherheitsanalysen (z. B. LOPOS, CLAYPOS, GRAPOS CHET) in vereinfachter Form berücksichtigt. Ergänzend zu diesen vereinfachten Ansätzen ist es Ziel der GRS-Arbeiten, die in den

- ▶ Mit 2D Modellrechnungen ermittelte pH-Wert-Verteilungen (oben) und Verteilung der Zink-Konzentration (10^{-6} mol/l Lösung, unten) entlang eines Vertikalprofils am Standort Cape Cod nach 59 Jahren (Erdoberfläche 14 m). Mit Beginn der Entsorgung veränderten sich die pH-Werte und es stellten sich Verhältnisse ein, die einerseits durch die Abwässer selbst und andererseits durch die Infiltration von Niederschlagswasser bestimmt wurden. Dies führte zu einem abweichenden, vertikalen pH-Profil, das in Oberflächennähe pH-Werte um 5,6 und mit der Tiefe eine Zunahme auf pH-Werte von 6,5 aufweist (oben). Entsprechend ist das Zink im oberen Bereich des Modellgebiets, in dem die pH-Werte niedriger sind und damit die Sorption schwächer ist, über eine viel größere Entfernung transportiert worden, als im unteren Bereich, in dem höhere pH-Werte zu einer stärkeren Zn-Rückhaltung führen (unten). *2D modelling of pH (top) and zinc concentration distributions (10^{-6} mol/l solution, bottom) along a vertical profile at the Cape Cod site after 59 years (earth's surface 14 m). When disposal began, pH-values changed, and conditions established themselves which were determined on the one hand by the waste waters themselves and on the other hand by the infiltration of rain water. This resulted in an abnormal, vertical pH-profile which showed pH-values around 5.6 near the surface and around 6.5 with increasing depth (top). Correspondingly, in the upper region of the model area - where pH-values are lower and sorption is therefore weaker - the zinc was transported over a far longer distance than in the lower region, where higher pH-values lead to stronger Zn retention (bottom).*

Langzeitsicherheitsanalysen verwendeten Transportprogramme mit geochemischen Rechenprogrammen zu koppeln. Dadurch sollen die räumlichen und zeitlichen Änderungen des chemischen Milieus und deren Auswirkungen auf die Rückhaltung von Radionukliden in den verschiedenen Abschnitten eines möglichen Ausbreitungsweges besser berücksichtigt werden. Die Ergebnisse eines entsprechenden Projekts werden in Kapitel 4.3 beschrieben.

Für realitätsnahe und vergleichende Langzeitsicherheitsanalysen ist ein detaillierteres quantitatives Verständnis aller relevanten Prozesse und deren Kopplung unverzichtbar. Dafür fehlen in Deutschland eine vollständige und konsistente thermodynamische Datenbasis für Actiniden und langlebige Spaltprodukte sowie Experiment gestützte Daten zu Löslichkeitsgrenzen und Sorptionsparametern. Die Erarbeitung einer derartigen Datenbasis ist ein Thema, das die GRS zusammen mit deutschen Forschungszentren begonnen hat. ■



- formation of mobile species (oxidation stage, free species, complex, colloid),
- formation of radionuclide-containing secondary minerals, and
- sorption of radionuclides and competing system components on primary and secondary phases

For the geochemical modelling of processes in salt formations the necessary thermodynamical data base is incomplete. Only few relatively simple and well characterised closed systems can be modelled.

Various aspects of the more complex near-field, such as speciation, precipitation, formation of secondary minerals, and sorption are understood from laboratory experiments and geochemical modelling. These processes are used in simplified form in the long-term safety analysis models currently used by GRS (e.g. LOPOS, CLAYPOS, GRAPOS CHET). In addition to these simplified approaches, the aim of the work of GRS is to couple the transport programs used in the long-term safety

analyses with geochemical calculation codes. This is to ensure better consideration of the local and time-dependent changes of the chemical conditions and their effects on the retention of radionuclides in the different sections along a possible transport pathway. The results of a corresponding project are presented in Chapter 4.3.

A more detailed quantitative understanding of all relevant processes and their coupling is indispensable for realistic and comparative long-term safety analyses. In this respect, there is a lack in Germany of a complete and consistent thermodynamic database for actinides and long-lived fission products as well as of experimental data on solubility limits and sorption parameters. The creation of such a database is a task that GRS has now begun together with other German research organisations. ■

- formation of corrosion phases (kind and thermodynamic stability),
- gas formation,
- changes in the chemical conditions brought on by these processes,
- quantification of the relationships between these chemical processes and the changes in porosity and permeability caused by them and the subsequent influence on the transport of materials
- interaction processes between solutions and waste
 - mobilisation of radionuclides from the waste matrix,



Dr. Thomas Brassler

4.1 Szenarien für Uran-Transport und -Rückhaltung in natürlichen Gesteinen: „Natürliche Analoga“ in Bayern und der Tschechischen Republik

Für die Bewertung eines Endlagers für radioaktive Abfälle ist die Ausbildung der Barrierefunktion seines geologischen Umfeldes, also des eigentlichen Wirtsgesteines und der über- und unterlagernden Formationen (Deckgebirge) von großer Bedeutung. Mögliche zukünftige Entwicklungen werden mit Hilfe von Langzeitsicherheitsanalysen simuliert, die wiederum auf zu verifizierenden Annahmen basieren. Sogenannte „Natürliche Analoga“ stellen für diese Verifikation ein besonders geeignetes Instrumentarium dar, da sie natürlich vorkommende Systeme repräsentieren, in denen physikalische und/oder chemische Prozesse über geologische Zeiträume stattfinden (oder stattgefunden haben), wie sie in einem Endlagersystem (oder Teilen davon) erwartet werden können. Insbesondere die Untersuchung von geochemischen Langzeitprozessen in Gesteinen mit einem erhöhten natürlichen Radionuklidgehalt stellt eine wichtige Ergänzung zu Laborexperimenten dar, die vom Systemaufbau und von den realisierbaren Zeiträumen vielfältigen Begrenzungen unterworfen sind.

I Zielsetzung

Ausgehend von der generellen geologischen Situation im Umfeld möglicher Endlagerstandorte in Norddeutschland mit ihrer charakteristischen Abfolge von tonig-schluffigen und sandigen Sedimenten sowie Braunkohlensanden wurden mit Hilfe einer Literaturstudie zunächst ca. 40 Uranerzvorkommen in Deutschland recherchiert. Aufgrund ihrer besonderen „Eignungshöflichkeit“ (Genese, Lithologie, Alter) ist schließlich die Lokalität **Heselbach** in der Nähe von Schwandorf/Oberpfalz (Nordost-Bayern) für ein näheres Untersuchungsprogramm ausgewählt worden. In Kooperation mit dem Tschechischen **Nuclear Research Institute (NRI)** wurde darüber hinaus die Lokalität **Ruprechtov** im Nordwesten der Tschechischen Republik (zwischen Joachimsthal und Karlsbad) mit in das Untersuchungsprogramm aufgenommen. Ziel der Untersuchungen an beiden Lokalitäten ist es, das Verständnis komplexer geochemischer Wechselwirkungen zwischen Transport und Sorption von Radionukliden in tonig-sandigen Sedimenten unter dem Einfluss von Milieu beeinflussenden Braunkohlehorizonten zu erweitern.

I Heselbach

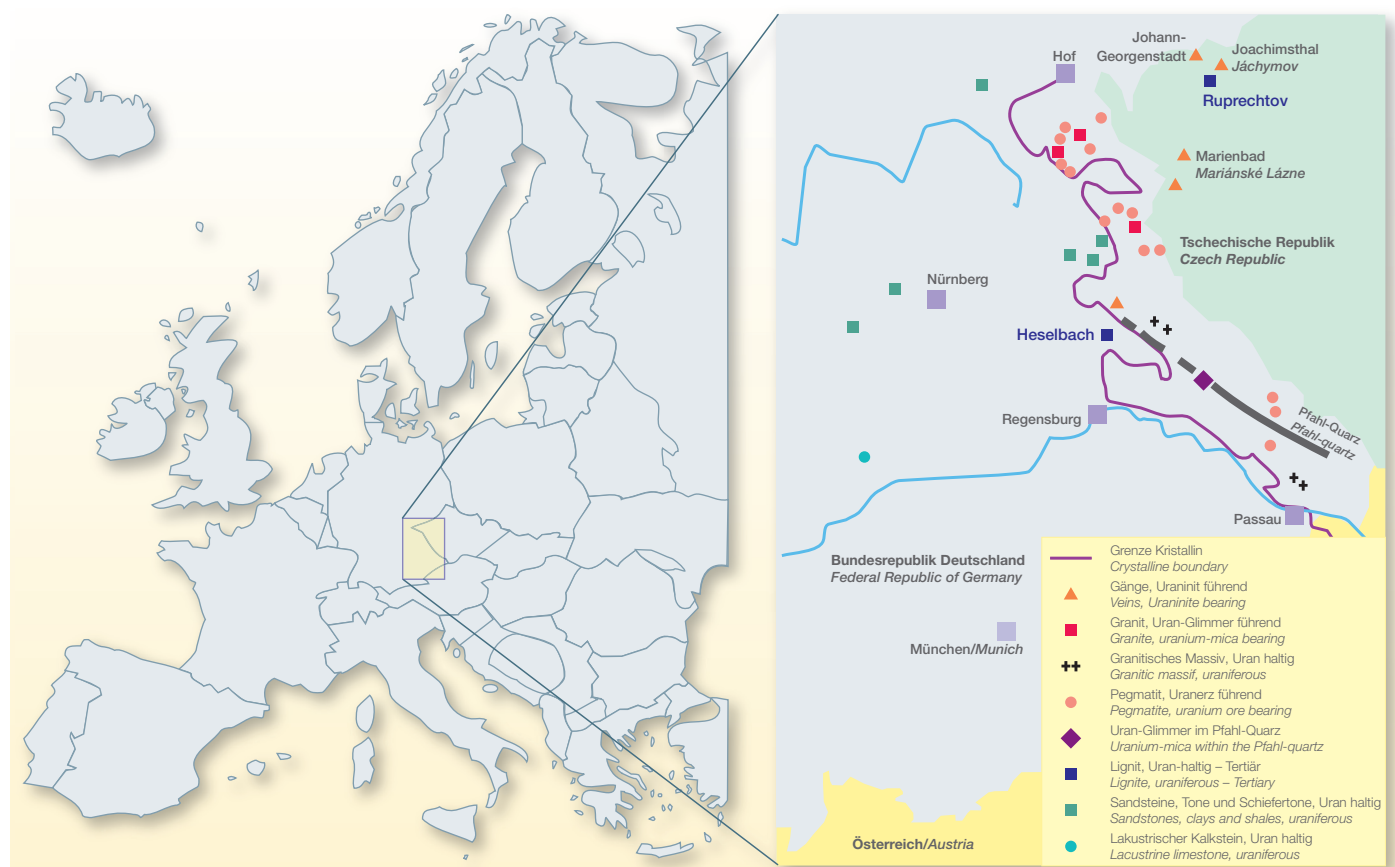
Die Lokalität Heselbach liegt am Nordostrand des sogenannten Wackersdorfer Braunkohlentertiärs

innerhalb der Bodenwöhrer Senke, einem Halbgraben, der südwestlich der Pfahl-Störungszone jüngere Sedimente des Deckgebirges gegen das ältere Grundgebirge absetzt. Bedeutendste geologische Einheiten sind zum einen der Keupersandstein, der im Osten des Untersuchungsgebietes an der Oberfläche ansteht und die westlich anschließenden tertiären Sedimente unterlagert. Diese tertiäre Schichtenfolge setzt sich vornehmlich aus dem Liegendton, dem Braunkohlenton (Reste eines Braunkohlenflözes) und dem Hangendtertiär zusammen. Besonderes Charakteristikum der Lokalität ist der nahezu 150 Jahre lang praktizierte Abbau von Braunkohle in der gesamten Region. Er führte dazu, dass die ursprüngliche Schichtenfolge nur noch in wenigen kleinen Seitenbuchten des Ur-Naab-Rinnensystems erhalten geblieben ist und dort als geringmächtiger Horizont oberflächennah angetroffen wird oder sogar an der Erdoberfläche ausstreicht. Das übrige Gebiet ist heute entweder mit Kraftwerksrückständen und Abraum verfüllt oder mit Seen bedeckt.

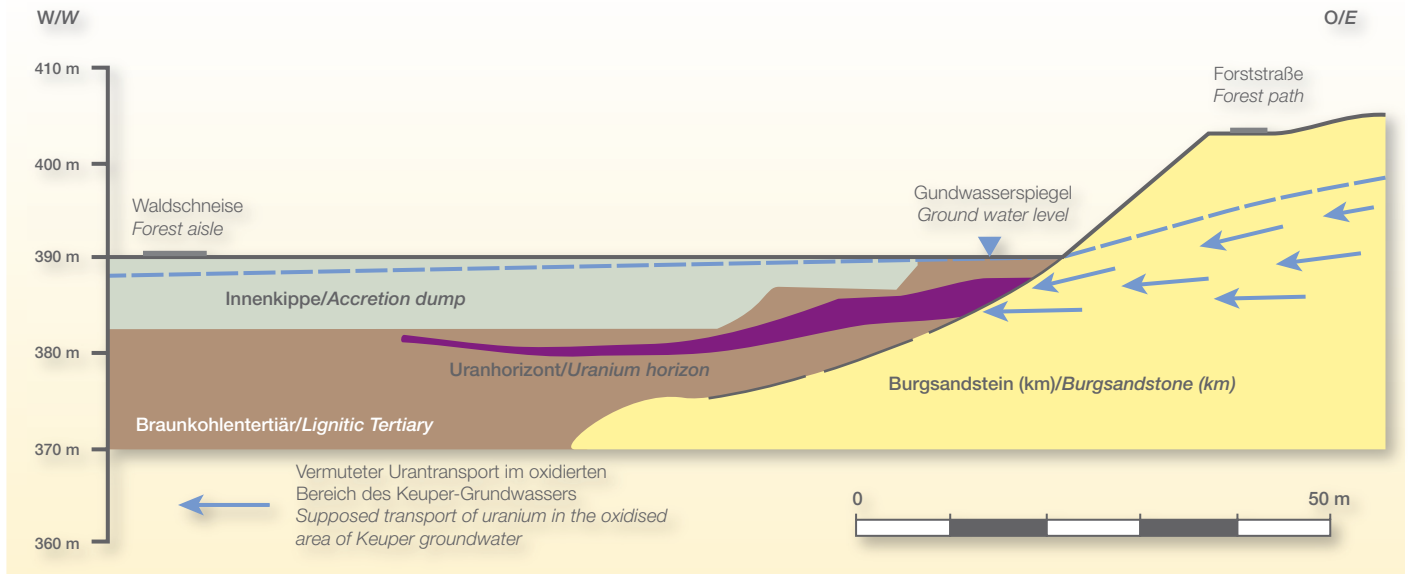
Uran liegt fein verteilt im Sediment (Braunkohlenton und Übergang zum Liegendton) vor, Uranminerale konnten allerdings weder mittels Röntgendiffraktometrie (XRD) noch Raster-Elektronen-Mikroskopie (SEM-EDX) identifiziert werden. Röntgenabsorptions-spektroskopische Analysen (EXAFS) sowie Uran(VI)/Uran(IV)-Trennungverfahren deuten allerdings auf das Vorliegen von Uran(VI) hin. Die nicht stratiforme Verteilung des Urans belegt, dass es sich nicht um eine syngenetische Anreicherung handelt. Die zunächst entwickelten

4.1 Uranium transport and retention scenarios in naturally occurring rock types: “Natural Analogues” in Bavaria and the Czech Republic

To assess the safety of a repository for radioactive waste, one needs to look at the important aspect of the barrier function of its geological environment, i.e. the host rock and its overlying and underlying formations (overburden). Possible future developments are simulated with the help of long-term safety analyses, which in turn are based on assumptions that have to be verified. So-called “Natural Analogues” are a particularly suitable instrument for such verification purposes as they represent naturally occurring systems in which physical and/or chemical processes that can be expected in repository systems (or parts thereof) develop (or have developed) over geological time periods. In particular, the study of geochemical long-term processes in rock types with increased natural radionuclide content represents an important supplement to laboratory experiments, which for reasons of setup and realisable time periods are subject to many limitations.



▲ Skizze unterschiedlicher natürlicher Uranvorkommen in Ost-Bayern und dem Nordwesten der Tschechischen Republik. Die beiden Lokalitäten Heselbach und Ruprechtov, an denen Uran an das Vorkommen von Braunkohle gebunden ist, sind hinsichtlich ihrer Eignung als Natürliche Analoga untersucht worden.
 Sketch of the different naturally occurring uranium deposits in eastern Bavaria and the north-west of the Czech Republic. The two localities of Heselbach and Ruprechtov, where the presence of uranium is bound to the presence of lignite, have been studied with regard to their suitability as Natural Analogues.



▲ **Lokation Heselbach:** erstes konzeptuelles Modell zu Uran-Mobilisation, -Transport und -Immobilisierung. Dieses Modell ging von relativ einfachen geologischen Lagerungsverhältnissen und einem gleichmäßigen Eintrag von Uran aus dem Keupersandstein in das tertiäre Becken über anströmendes Grundwasser aus. Die Urananreicherung (Magenta) ist an die am Beckenrand noch erhaltenen Reste eines großflächig abgebauten Braunkohlenflözes (Braun) gekoppelt.

Heselbach locality: first conceptual model of uranium mobilisation, transport and immobilisation. This model was based on relatively simple geological conditions and an even inflow of uranium from the Keuper sandstone into the tertiary basin via groundwater. The uranium accumulation (magenta) is bound to the remnants of a widely-mined former lignite seam (brown) at the rim of the basin.

Modellvorstellungen gingen hier von relativ einfachen Verhältnissen aus.

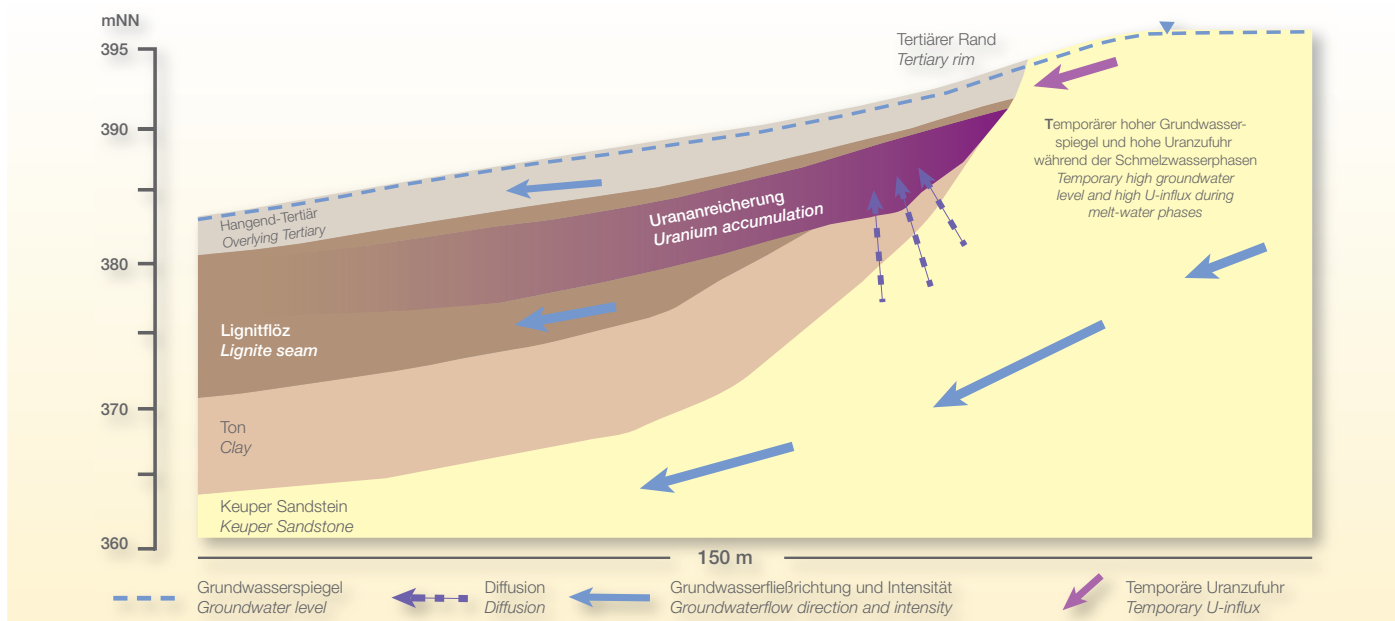
Basierend auf den Ergebnissen der chemischen, mineralogischen und radiometrischen Untersuchungen konnte zur Genese der Urananreicherung nun folgendes Modell entwickelt werden: Uran ist zunächst im Keupersandstein als Uran(IV) fixiert gewesen (als „sekundäres“ Uran – eigentlicher Ursprungsort des Urans ist das Grundgebirge des Bayerischen Waldes). Auf Grund von Änderungen der Redoxbedingungen wurde das Uran dann mobilisiert und mit dem Grundwasser in die tertiären Sedimente eingetragen. Änderungen der Redoxbedingungen im Keupersandstein sind, so die jetzigen Ergebnisse, durch klimatische Änderungen verursacht. Aus dem Untersuchungsgebiet sind während der letzten ca. 800.000 Jahre vier bis fünf Eiszeiten bekannt, die jeweils zu einer großräumigen und mächtigen Schneebedeckung der Region geführt haben. Beim Abschmelzen dieser Schneemassen haben sich die Aquifere mit frischem, kaltem und sehr sauerstoffreichem Wasser gefüllt, was einerseits zu einem generellen Anstieg der

Grundwasserspiegel und andererseits zu plötzlichen oxidierenden Bedingungen im Untergrund geführt hat. Unter solchen Bedingungen konnte das Uran mobilisiert und transportiert werden. Der überwiegende Teil des mobilisierten Urans ist innerhalb des Keupersandsteins und unterhalb der tertiären Überdeckung abgeführt worden und kann heute nicht mehr nachgewiesen werden. Bei hohem Grundwasserstand konnte Uran aber auch über das Hangendtertiär in die tertiäre Schichtenfolge gelangen.

Das dorthin transportierte Uran ist dann sehr effektiv innerhalb weniger 10er Meter durch die Braunkohle und das von ihr bewirkte reduzierende Milieu angereichert worden.

■ Ruprechtov

Die geologische Gesamtsituation der Lokalität Ruprechtov ist charakterisiert durch ihre Lage innerhalb des Sokolov-



▲ **Lokation Heselbach:** heutige Modellvorstellung zu Uran-Mobilisation, -Transport und -Immobilisierung. Während Schmelzwasserphasen (zwischen einzelnen Eiszeiten) wird Uran durch sauerstoffreiche Grundwässer aus dem Keuper Sandstein (Gelb) mobilisiert. Der überwiegende Teil des Urans wird im Keupersandstein selbst (unterhalb des tertiären Beckens) abgeführt. Der während der Schmelzwasserphasen erhöhte Grundwasserspiegel ermöglichte aber auch einen Eintrag in das tertiäre Becken über das sogenannte Hangend-Tertiär. Die durch das Braunkohlenflöz verursachten geochemischen Bedingungen am Beckenrand bewirkten eine rasche Fixierung des Urans. Bei niedrigerem Grundwasserspiegel ist aufgrund der Liegendton-Abdichtung des tertiären Beckens dagegen nur ein geringer Eintrag über Diffusionsprozesse denkbar.

Heselbach locality: current model assumptions for uranium mobilisation, transport and immobilisation. During melt-water phases (between distinct ice ages), uranium is mobilised from the Keuper sandstone (yellow) by oxygen-rich groundwaters. The predominant part of the uranium is discharged within the Keuper sandstone itself (below the tertiary basin). However, the raised groundwater level during the melt-water phases also allowed an inflow into the tertiary basin via the so-called overlying tertiary. The geochemical conditions caused by the lignite seam at the rim of the basin resulted in a fast fixation of the uranium. On the other hand, at low groundwater levels, only a slight influx via diffusion processes is conceivable due to the seal of the tertiary basin by the underlying base clay.

Objective

Starting from the general geological situation in the environment of possible repository sites in northern Germany, with their characteristic sequence of clayey-silty and sandy sediments as well as lignite sands, approx. 40 uranium ore deposits in Germany were studied initially by way of an evaluation of the relevant literature. Due to its special potential suitability (genesis, lithology, age), the locality of **Heselbach** near Schwandorf/Upper Palatinate (north-eastern Bavaria) was finally chosen for a more detailed investigation programme. In addition, the locality of **Ruprechtov** in the north-east of the Czech Republic (between Jáchymov and Karlovy Vary) was included in the investigation programme in co-operation with the

Czech **Nuclear Research Institute (NRI)**. The aim of the investigations at both localities is to broaden the understanding of complex geochemical interactions between the transport and sorption of radionuclides in argillaceous sandy sediment under the influence of lignite horizons affecting the geochemical milieu.

Heselbach

The locality of Heselbach is situated on the north-eastern edge of the so-called "Wackersdorfer Braunkohlentertiär" (Wackersdorf Lignitic Tertiary) within the Bodenwöhr depression, a half-rift which south-west of the Pfahl fault zone offsets more recent

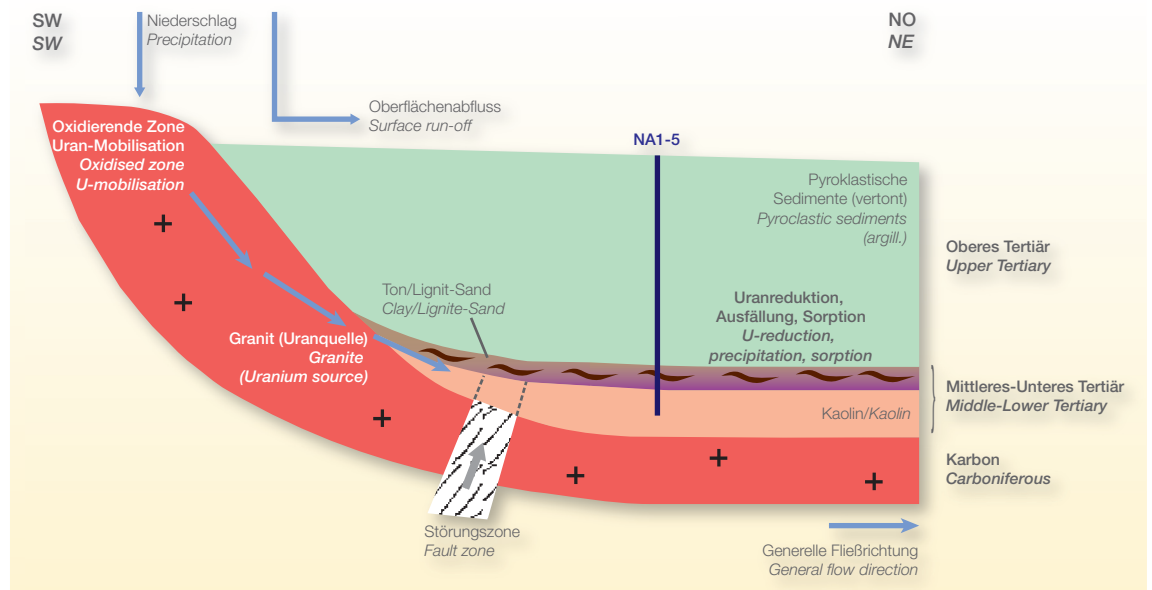
Beckens, das einen Teil des Ohre-Grabens bildet, einer SW-NE und parallel zum Erzgebirge verlaufenden Grabenstruktur. Diese ist mit tertiären Sedimenten (im Raum Ruprechtov überwiegend vulkanogenen Ursprungs) gefüllt, deren Abfolge sich im Untersuchungsgebiet folgendermaßen darstellt (vom Hangenden zum Liegenden – also von „oben“ nach „unten“):

- Quartäre Überdeckung (Ackerboden, Lehm – bis zu 2 m mächtig),
- Pyroklastische Sedimente (Tuff, meist bentonitisiert – maximal etwa 50 m),
- Braunkohlenton-Sand-Horizont (mit der bedeutendsten Uran-Akkumulation – geringmächtig, ca. 1-2 m),
- Kaolin (Verwitterungsprodukt des unterlagernden Granits – bis zu ca. 40 m),
- Granit (partiell auch an der Oberfläche anstehend).

Das zuerst entwickelte und relativ einfache Modell einer Uranmobilisierung basierte auf Angaben aus der Literatur und den Ergebnissen weniger Bohrungen, die räumlich auf die zunächst bekannte Urananreicherung begrenzt waren: Dabei wurde Uran unter oxidierenden Bedingungen aus dem umgebenden Granit gelöst, in Sedimenten mit erhöhter hydraulischer Durchlässigkeit durch das Grundwasser transportiert und an Braunkohleinschlaltungen unter reduzierenden Bedingungen in Form einer „Roll-front-Lagerstätte“ ausgefällt bzw. sorbiert.

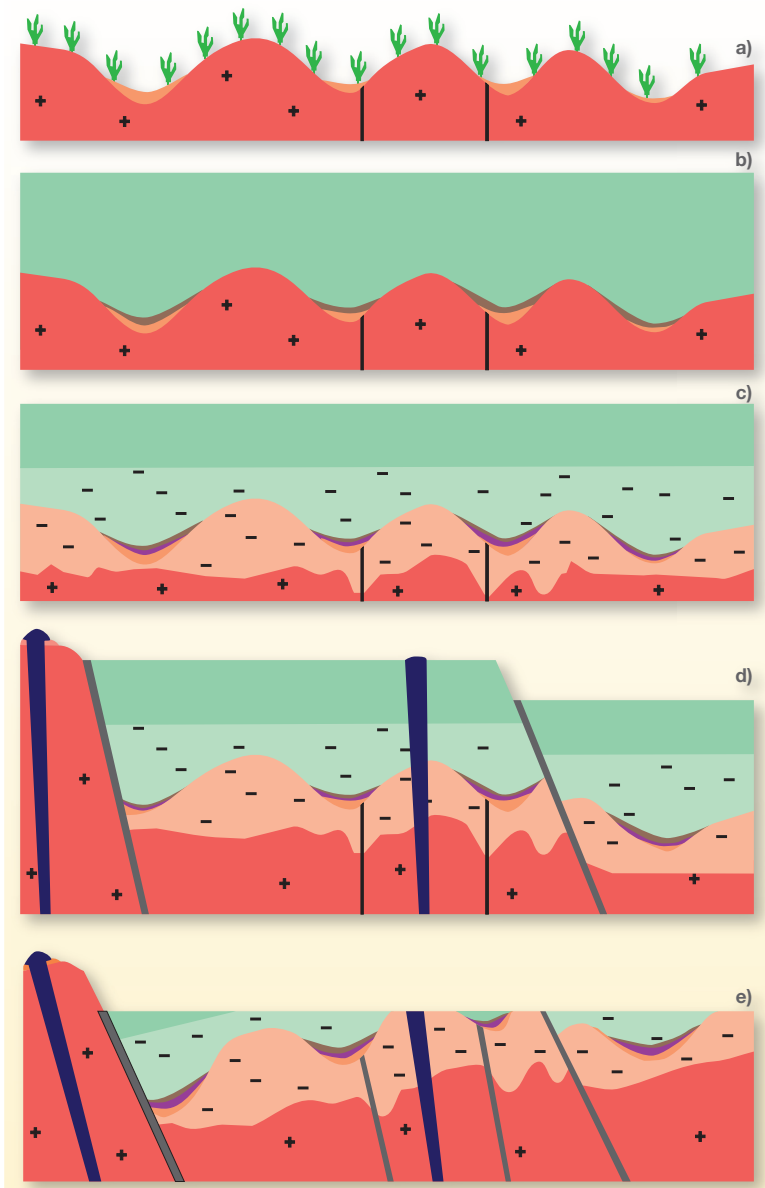
Neuere Untersuchungen mit einem räumlich erweiterten Bohrprogramm und detaillierten Laboranalysen haben nun gezeigt, dass die geologischen Lagerungsverhältnisse durch eine starke Morphologie an der Tertiärbasis gekennzeichnet sind und die festgestellten Urananreicherungen im Braunkohlenton-Sand-Horizont nicht auf einen singulären Prozess sondern auf vielfältige Ursachen zurückzuführen sind:

- Synsedimentärer Eintrag detritischer Uranminerale,



▲ **Lokation Ruprechtov:** Erstes konzeptuelles Modell zu Uran-Mobilisation, -Transport und -Immobilisierung. Dieses Modell ging von relativ einfachen geologischen Lagerungsverhältnissen und einem flächig verbreiteten Braunkohlenton-Sand-Horizont aus. Uran wurde im oberflächennahen Granit (Rot) mobilisiert, im Braunkohlenton-Sand-Horizont (Hell-Dunkelbraun) transportiert und dort auch schließlich durch Reduktion, Ausfällung und/oder Sorption zurückgehalten.

Ruprechtov locality: first conceptual model of uranium mobilisation, transport and immobilisation. This model was based on relatively simple geological conditions and a lignite-clay/sand horizon extending over a large area. Uranium was mobilised in the granite near to the surface (red) and transported into the lignite-clay/sand horizon (light to dark brown), where it finally was retained by reduction, precipitation and/or sorption.



◀ **Lokation Ruprechtov:** Schematische Darstellung wichtiger

Phasen der geologischen Entwicklung des Sokolov-Beckens

a) Prä-Oligozän (> 30 Mio. Jahre): Eintrag von detritischem Material (Orange) durch physikalische Verwitterung des an der Erdoberfläche anstehenden Granits (Rot)

b) Unteroligozän - Miozän (30-16 Mio. Jahre): Ablagerung von organischem Material (Braun) in Rinnenbereichen; danach Hauptphase der vulkanischen Aktivität mit großflächiger Sedimentation von Pyroklastika/Tuff (Grün)

c) Unteroligozän - Miozän (30-16 Mio. Jahre): Umwandlung von Granit (Kaolinisierung – Hellrot, gestrichelt) und Tuff (Bentonisierung – Hellgrün, gestrichelt)

d) Miozän (16-15 Mio. Jahre): Grabenbildung, verbunden mit Störungszonen (Grau) und Basalt-Intrusionen (Dunkelblau)

e) Pliozän - Quartär (< 5 Mio. Jahre): Weiterentwicklung des Ohre-Graben und partielle Erosion der pyroklastischen Sedimente

Ruprechtov locality: schematical representation of relevant phases of the geological evolution of the Sokolov basin

a) Pre-Oligocene (> 30 m years): influx of detritic material (orange) through physical weathering of the granite present at the surface (red)

b) Lower Oligocene - Miocene (30-16 m years): deposition of organic material (brown) in trough areas; after that, main phase of volcanic activity with wide-area sedimentation of pyroclastics / tuff (green)

c) Lower Oligocene - Miocene (30-16 m years): alteration of granite (kaolinisation – light red, dashed) and tuff (bentonisation – light green, dashed)

d) Miocene (16-15 m years): rift formation, combined with fault zones (grey) and basalt intrusions (dark blue)

e) Pliocene - Quaternary (< 5 m years): further evolution of the Ohre rift and partial erosion of the pyroclastic sediments

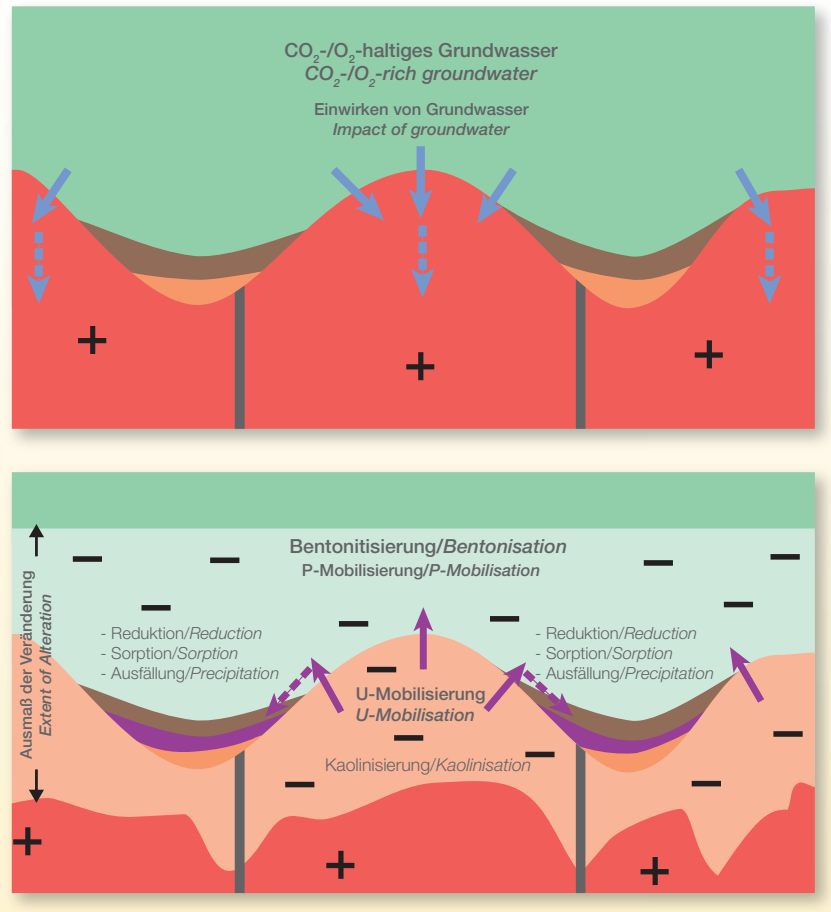
sediment of the overburden from the older bedrock. One of the most relevant geological units is the Keuper sandstone outcropping in the east of the investigation area and underlying the tertiary sediments further west. This tertiary stratigraphic sequence is composed mainly of underlying base clay, lignitic clay (remnants of a lignite seam) and the overlying tertiary. A special characteristic feature of the locality is that lignite was mined in the entire region for nearly 150 years. This led to the fact that the original stratigraphic sequence only remains intact in a few lateral bays of the Ur-Naab trough system and is found near the surface as a thin horizon which even partly crops out. Today, the

remaining area is either filled with power plant residues and excavated materials or covered with lakes.

Although uranium occurs finely distributed in the sediment (lignitic clay and transition to underlying base clay), it was not possible to identify any uranium minerals, neither by X-ray diffractometry (XRD) nor by scanning electron microscopy (SEM-EDX). However, X-ray absorption fine-structure analyses (EXAFS) and uranium(VI)/uranium(IV) separation methods indicated the presence of uranium(VI). The non-stratiform distribution of the uranium proves that this is not a syngenetic accumulation. The originally developed

► **Lokation Ruprechtov:** Schematische Darstellung der Umwandlungsprozesse im Granit (Kaolinisierung) und Tuff (Bentonitisierung) durch das Einwirken CO_2 - und O_2 -reicher Grundwässer in Phase „c“. Die vorangegangene großflächige Sedimentation von pyroklastischen Sedimenten hat dazu geführt, dass die Kaolinmächtigkeit dort am größten ist, wo der Granit vorher morphologische Erhebungen aufwies. Uran (Magenta) wird jeweils in den ehemaligen Tälern angereichert, in denen auch Braunkohle oder Braunkohlenton akkumuliert ist.

Ruprechtov locality: schematical representation of the alteration processes in granite (kaolinisation) and tuff (bentonisation) through the impact of CO_2 - and O_2 -rich groundwaters in phase "c". The previous wide-area sedimentation of pyroclastic sediment has led to the condition that the thickness of kaolin is greatest where the granite previously showed morphological elevations. Uranium (magenta) is accumulated in those former valleys in which lignite or lignitic clay have also accumulated.



- Räumlich begrenzte Uranmobilisation aus dem umgebenden Granit während dessen Kaolinisierung, Diffusion und Retardierung (Reduktion, Sorption, Ausfällung) im Bereich des Braunkohlenton-Sand-Horizontes,
- Eintrag aus dem unterlagernden Granit in Zonen geringer Kaolinmächtigkeit und/oder über Störungszonen und Retardierung (Reduktion, Sorption, Ausfällung) im Bereich des Braunkohlenton-Sand-Horizontes.

Die auf heutigem Kenntnisstand basierenden Annahmen für die geologische Entwicklung der Lokalität Ruprechtov umfassen nunmehr fünf Hauptphasen (a - e). Dabei lieferte insbesondere die Phase „c“ einen wesentlichen Beitrag zur Urananreicherung: Nach Sedimentation der Vulkanite vollzog sich die Verwitterung des unterlagernden Granits in erster Linie durch Reaktion von Feldspäten mit CO_2 -reichen Grundwässern und Bildung von Kaolin. CO_2 -reiche

Grundwässer initiierten außerdem die Uranmobilisierung aus akzessorischen Mineralen durch Bildung von löslichen UO_2 -Karbonat-Komplexen. Innerhalb des Kaolins wurde das Uran hauptsächlich durch Diffusion transportiert. An der Grenzschicht zwischen Kaolin und überlagernden pyroklastischen Sedimenten war in einem lokal ausgebildeten Horizont mit erhöhter hydraulischer Durchlässigkeit über kurze Entfernungen auch ein advektiver Transport möglich. Als wesentliche Immobilisierungsprozesse wurden die Uranreduktion in Braunkohle reichen Sedimenten – verbunden mit der Bildung sekundärer Uran(IV)-Minerale wie z. B. Uraninite, Ningyoite und Rhabdophan – sowie die Uran-sorption nachgewiesen. Derzeit werden im Rahmen eines internationalen Projekts die einzelnen Rückhaltprozesse weitergehend quantifiziert. Dabei steht die detaillierte Untersuchung der immobilen Uranphasen mit verschiedenen Oberflächen-spektroskopischen Methoden, Adsorptions- bzw. Desorptionsexperimenten und geochemischen Untersuchungen im Mittelpunkt.

model assumptions had been based on relatively simple conditions.

On the basis of the results of the chemical, mineralogical and radiometrical studies it was possible to develop the following model describing the genesis of uranium accumulation: Uranium had originally been fixed as uranium(IV) in the Keuper sandstone (as "secondary" uranium – the real place of origin of the uranium is the bedrock of the Bavarian Forest mountain range). Due to changes in the redox conditions, the uranium was then mobilised and transported via groundwater into the tertiary sediments. Changes in the redox conditions in the Keuper sandstone have – as recent results show – been caused by climatic changes. Over about the past 800,000 years, the study area is known to have seen four to five ice ages, which in each case led to wide areas in the region being covered with a deep blanket of snow. Upon the melting of these snow masses, the aquifers filled with fresh, cold water that was very rich in oxygen, which led on the one hand to a general rise in the groundwater level and on the other hand to sudden oxidising conditions underground. Under such conditions, the uranium could be mobilised and transported. The predominant part of the mobilised uranium was discharged within the Keuper sandstone and below the tertiary lap and can no longer be detected today. At high groundwater levels, however, the uranium could also reach into the tertiary sequence of layers via the overlying tertiary.

The uranium transported there was then accumulated very effectively within a few tens of metres by the lignite and the reducing environment caused by it.

Ruprechtov

The overall geological situation of the Ruprechtov locality is characterised by its location within the Sokolov basin, which forms part of the Ohre rift, a rift structure running in SW-NE direction and parallel to the Erzgebirge / Krušné hory Mountains. This rift structure is filled with tertiary sediments (in the region of Ruprechtov mainly of volcanic origin), with the following stratification in the investigation area (from top to bottom):

- quaternary cover (soil, loam – up to 2 m deep),
- pyroclastic sediments (tuff, mostly bentonised – maximum about 50 m),

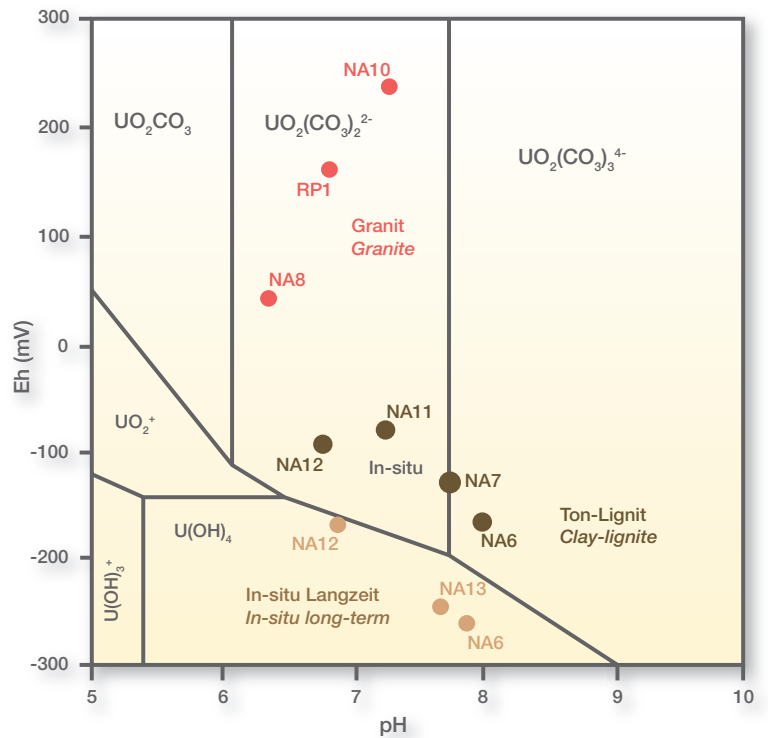
- lignite-clay/sand horizon (with the most important uranium accumulation – thickness of stratum approx. 1-2 m),
- kaolin (weathering product of the underlying granite – up to approx. 40 m),
- granite (partially also outcropping).

The initially developed and relatively simple model of uranium mobilisation was based on information taken from the literature and on the results of a few drillings that had initially been limited to the area of the uranium accumulation known at the time. This model involved the dissolution of uranium under oxidising conditions from the surrounding granite, its transport via groundwater in sediments with increased hydraulic conductivity, and its precipitation or sorption on lignite intercalations under reducing conditions in the form of a roll-front deposit.

More recent studies supported by drilling programmes spread over wider areas and involving more detailed laboratory tests have now shown that the bedding conditions are governed by strong morphology at the tertiary base and that the uranium accumulations found in the lignite-clay/sand horizon cannot be originated by one singular process but various different causes:

- synsedimentary influx of detritic uranium minerals,
- spatially limited mobilisation of uranium from the surrounding granite during the kaolinisation of the latter, diffusion and retardation (reduction, sorption, precipitation) in the zone of the lignite-clay/sand horizon,
- influx from the underlying granite in zones of low kaolin thickness and/or via fault zones and retardation (reduction, sorption, precipitation) in the zone of the lignite-clay/sand horizon.

The assumptions based on current knowledge regarding the geological evolution of the Ruprechtov locality now comprise five main phases (a - e). Here, it is above all phase "c" that makes a major contribution to uranium accumulation: Following the sedimentation of the pyroclastics, weathering of the underlying granite mainly took place as a result of the reaction of feldspars with CO₂-rich groundwaters and the formation of kaolin. CO₂-rich groundwaters furthermore initiated the



Die stark reduzierenden Bedingungen in Braunkohle reichen Horizonten konnten anhand von pH-Eh-Messungen in den zugehörigen Grundwässern nachgewiesen werden. Die Eh-Werte der Grundwässer in diesen Sedimenten liegen deutlich niedriger als in granitischen Wässern. Unter der Voraussetzung, dass die in-situ-Langzeitmessungen die tatsächlichen Eh-Werten wiedergeben, ist zu erwarten, dass Uran auch im Grundwasser in vierwertiger Form vorliegt.

Der nur geringmächtige Braunkohlenton-Sand-Horizont stellt damit eine sehr effiziente Transportbarriere für Uran dar. Für eine neuerliche Uranfreisetzung aus den Anreicherungshorizonten gibt es keinerlei Anzeichen. Details zu den Untersuchungen und den erzielten Ergebnissen sind im kürzlich publizierten Abschlussbericht „Radionuclide Transport and Retention in Natural Rock Formations – Ruprechtov Site“ zusammengefasst.

Ausblick

Die Untersuchung der beiden Urananreicherungen in Heselbach und Ruprechtov demonstriert die sehr

effektive Barrierewirkung von Braunkohlenton gegenüber Uran selbst bei sehr geringen Mächtigkeiten, die letztlich durch das Zusammenwirken von Sorptionsprozessen und Redoxänderungen – verbunden mit Speziationsänderungen – verursacht ist.

An beiden Lokationen hat die Ausweitung des Untersuchungsgebietes von der ursprünglich bekannten Urananreicherung auf ein größeres Areal deutlich gezeigt, dass zur Erfassung komplexer Vorgänge an einem Standort eine ausreichende Erkundungstiefe erforderlich ist. Die ursprünglichen, nur auf wenigen räumlich begrenzten Bohrungen basierenden Modelle, welche die Uranmobilisierung, den Urantransport sowie die Uranrückhaltung beschrieben haben, mussten nach einer Erweiterung der Untersuchungsgebiete deutlich revidiert werden. Der vom Grundstückseigner an der Lokation Ruprechtov kürzlich in Angriff genommene Kaolin-Tagebau bietet eine einmalige Gelegenheit, den bisherigen geologischen Kenntnisstand und die darauf beruhenden Modellannahmen zur Genese der Urananreicherungen in einem großmaßstäblichen und dreidimensionalen Aufschluss zu überprüfen und ggf. weiter zu entwickeln. ■

◀ **Lokation Ruprechtov:** pH-Eh-Phasendiagramm wässriger Uran-Spezies. Die farbigen Punkte repräsentieren Messungen an Grundwässern und verdeutlichen zum einen die geochemischen Milieuunterschiede zwischen Granit (Rot) und dem Braunkohlenton-Sand-Horizont (Dunkelbraun). Gleichzeitig zeigt die Abbildung die Problematik geeigneter pH-Eh-Messungen: sie werden sehr stark auch durch nur kleine Störungen im System beeinflusst (z.B. Druckentlastung, Luftkontakt beim Abpumpen). Nur bei Einsatz einer in-situ-Sonde (die in Bohrungen bis zur entsprechenden Messtiefe hinabgelassen werden), werden Resultate erzielt, die den tatsächlichen Milieubedingungen entsprechen. In den Bohrungen NA6, NA12 und NA13 haben erst in-situ-Langzeitmessungen (Hellbraun) in ca. 40 m Tiefe gezeigt, dass als dominierende Spezies in der wässrigen Phase Uran (IV) zu erwarten ist.

Ruprechtov locality: *pH-Eh-phase diagram of aqueous uranium species. The coloured dots represent groundwater measurements and illustrate on the one hand the differences in the geochemical environment between granite (red) and the lignite-clay/sand horizon (dark brown). At the same time, the diagram illustrates the problem associated with qualified pH-Eh-measurements: they are very heavily influenced even by only slight disturbances in the system (e.g. pressure relief, contact with air upon pumping). Only if an in-situ probe is used (which is lowered into boreholes down to the respective measuring depth) results are achieved that correspond with the actual ambient conditions. Regarding the drillings NA6, NA12 and NA13, only in-situ long-term measurements (light brown) at a depth of approx. 40 m have shown that uranium(IV) can be expected to be the dominant species in the aqueous phase.*

mobilisation of the uranium from accessory minerals by formation of soluble UO_2 carbonate complexes. Within the kaolin, the uranium was mainly transported through diffusion. At the boundary layer between the kaolin and the overlying pyroclastic sediment, advective transport was also possible over short distances in a local horizon with increased hydraulic conductivity. The main immobilisation processes that could be proved were uranium reduction in lignite-rich sediments – combined with the formation of secondary uranium(IV) minerals such as Uraninite, Ningyoite and Rhabdophane – and uranium sorption. The individual retention processes are currently quantified further within the framework of an international project. Here, the focus is on the in-depth study of the immobile uranium phases by means of different surface-spectroscopic methods, adsorption and desorption experiments, and geochemical studies.

The strongly reducing conditions in lignite-rich horizons could be verified by means of pH-Eh measurements in the corresponding groundwaters. The Eh-values of the groundwaters in this sediments lie clearly below those of granitic waters. Implying that the in-situ long-term measurements reflect the real Eh-values, it can be expected that uranium is present in the tetravalent state in the groundwater, too.

The only thin lignite-clay/sand horizon therefore acts as a highly effective transport barrier for uranium. There are no indications whatsoever to a renewed release of uranium from the accumulation horizons. Details concerning the studies and the results are summarised in the recently published final GRS report “Radionuclide

Transport and Retention in Natural Rock Formations – Ruprechtov Site”.

■ Outlook

The investigation of the two uranium accumulations at Heselbach and Ruprechtov demonstrates the highly effective barrier effect of lignitic clay with regard to uranium even at very slight thicknesses, which is, to sum up, caused by the interaction of sorption processes and redox changes, combined with changes in speciation.

At both localities, the extension of the investigation area from the point of originally known uranium accumulation to a larger area has shown clearly that a certain degree of exploratory profundness is necessary for the understanding of complex processes. The primordial models - which were based on only a few drillings within a limited area – for the description of uranium mobilisation, transport and retention had to be fundamentally revised after the investigation areas were extended. The opencast kaolin mine recently started by the property owner at Ruprechtov site offers a unique opportunity to verify and perhaps also build up further the existing geological knowledge and the model assumptions based on this knowledge regarding the genesis of the uranium accumulation and to do so in a large-scale and three-dimensional exposure. ■



Dr. André Rübel

4.2 Modellierung des Schadstofftransports für Endlager in Tongesteinen

In einer Langzeitsicherheitsanalyse werden für das Szenario einer möglichen Freisetzung von Schadstoffen aus den endgelagerten Abfällen, der Transport der Schadstoffe durch Nahbereich und Geosphäre sowie die Konsequenzen für den Menschen berechnet. Dabei bedient sich die GRS verschiedener Rechenprogramme des Programmpakets EMOS, dessen Komponenten untereinander weitgehend austauschbar sind, um den Anforderungen, die unterschiedliche Endlagergesteine und Endlagerkonzeptionen stellen, gerecht werden zu können.

Zur Endlagerung radioaktiver Abfälle im Salzgestein gibt es in Deutschland umfangreiche Erfahrungen in Theorie und Praxis. Die wesentlichen Prozesse sind gut verstanden und werden modelltechnisch beherrscht. Für die Langzeitsicherheitsanalyse für ein Endlager im Salzgestein stehen die Rechenprogramme LOPOS und REPOS und für ein Endlager im Granitgestein das Rechenprogramm GRAPOS zur Verfügung.

Für Endlager im Tongestein konnte aus deutscher Sicht bislang lediglich auf Erfahrungen in anderen europäischen Ländern zurückgegriffen werden. Da in Deutschland auch andere Wirtsgesteine als Salz verstärkt berücksichtigt werden, war es erforderlich, die im nationalen Rahmen vorhandenen Kenntnisse bezüglich der sicherheitsrelevanten Prozesse im Tongestein zu vertiefen und zu erweitern. Insbesondere existierte in Deutschland kein umfassendes langzeitsicherheitsanalytisches Modell zur Berechnung des Radionuklidtransports in Tongesteinen. Dieses wurde im Rahmen des BMWi-Forschungsvorhabens „Entwicklung eines Instrumentariums zur Berechnung des Radionuklidtransports in Tonformationen (Kurztitel TONI)“ erarbeitet und im Rahmen einer generischen Sicherheitsanalyse für ein Endlager im Tongestein getestet.

bevor Behälter korrodieren. Für den Bentonit werden Durchlässigkeitsbeiwerte vergleichbar mit denen des ungestörten Tongesteins angenommen.

Solange die Behälter nicht versagen, ändert sich die Aktivität des Abfalls nur durch Zerfall der Radionuklide. Bei einem Ausfall der Behälter werden die Radionuklide mobilisiert und transportiert. Ein Teil der Radionuklide wird bei Überschreiten der Löslichkeitsgrenzen im Nahfeld wieder ausgefällt. Die mobilisierten Radionuklide werden im Referenzszenario ausschließlich durch Diffusion durch die technischen Barrieren, das eigentliche Wirtsgestein und eventuell darüber lagernde, ähnlich undurchlässige Gesteine, bis in das wasserführende Deckgebirge transportiert. In allen Bereichen hält die Sorption die Radionuklide zurück. Kommt es zu einer Kontamination des Grundwassers, wird die Bevölkerung einer Strahlenexposition ausgesetzt, wenn sie es als Trinkwasser oder zur Erzeugung von Lebensmitteln nutzt.

I Modellkonzept

Das Endlagersystem und das Referenzszenario für ein generisches Endlager in einer Tongesteinforma-tion stellen sich wie folgt dar: Der Hohlraum um die Behälter wird entweder mit Bentonit oder Bentonit-Sandgemischen verfüllt. Das Szenario unterstellt, dass der Bentonit und jene Teile der Wirtsgesteinforma-tion, die während der Konstruktion des Endlagers entsättigt wurden, innerhalb weniger Jahrzehnte bis Jahrhunderte nach dem Verschluss wieder aufgesättigt werden. Alle Wegsamkeiten im Bentonit und der Auf-lockerungszone (EDZ) schließen sich durch Quellung,

I Modellierung

Die Radionuklidenausbreitung im Tongestein zeigt einige Besonderheiten, die in den Modellen zu berücksichtigen sind. Die Permeabilität von kluffreien Tongesteinen ist im Allgemeinen sehr gering und liegt z. B. beim Opalinuston am Standort Benken bei etwa 10^{-20} m². Bei so geringdurchlässigen Medien dominiert deutlich der diffusive gegenüber dem advektiven Radionuklidtransport. Die exakte Beschreibung der Diffusion ist daher

4.2 Modelling of contaminant transport for repositories in clay formations

The transport of contaminants through near-field and geosphere as well as the consequences for humans are calculated as part of a long-term safety analysis of a repository for the scenario of a possible release of contaminants from the waste emplaced. For this purpose, GRS uses various codes of the EMOS code package whose components are largely interchangeable to allow the treatment of different repository host rocks and repository concepts.

There is ample theoretical and practical experience in Germany in connection with the disposal of radioactive waste in salt rock. The essential processes are well understood and adequate computer models exist to make reliable predictions. The two codes LOPOS and REPOS exist for long-term safety analyses of repositories in salt rock and the GRAPOS code for repositories in granite.

As for repositories in clay, one so far had to rely on experience made in other European countries. However, since host rock formations other than salt are now also being increasingly considered in Germany, it has become necessary to intensify and widen the knowledge gained within an international context concerning the safety-relevant processes developing in clay. In particular, there was no comprehensive long-term safety analysis model available in Germany with which radionuclide transport in clay could be calculated. Such a model has been developed as part of the research project on the “Development of a set of instruments for the calculation of radionuclide transport in clay formations (short: TONI)” sponsored by the Federal Ministry of Economics and Technology (BMWi) and tested within the framework of a generic safety analysis for a repository in clay.

zone (EDZ) close by the swelling process before any containers fail. For the bentonite, hydraulic conductivity coefficients are assumed that are comparable with those of the undisturbed clay.

As long as the containers do not fail, the activity of the waste will only change with the decay of the radionuclides. If the containers fail, the radionuclides will be mobilised and transported. Part of the radionuclides will precipitate again in the near-field upon transgression of the solubility limits. In the reference scenario, the mobilised radionuclides are exclusively transported by diffusion through the technical barriers, the host rock itself, and any overlying, similarly impermeable rock strata up to the water-bearing overburden. In all these areas, the radionuclides are retained by sorption. If a contamination of groundwater occurs, the population will be exposed to radiation if it uses the groundwater as drinking water or for foodstuff production.

I Model concept

The repository system and the reference scenario for a generic repository in a clay formation look as follows: the cavity around the containers is backfilled either with bentonite or with a mixture of bentonite and sand. In the scenario it is assumed that the bentonite and those parts of the host rock formation that were desaturated during the construction of the repository will be re-saturated within as little as a few decades or several centuries following the repository's closure. All pathways in the bentonite and the excavation-disturbed

I Modelling

The migration of radionuclides in clay shows some special characteristics that have to be taken into account in the models. The permeability of fracture-free argillaceous rock is generally very low; for the Opalinus clay at the Benken site, for example, it lies at about 10^{-20} m². With media of such little permeability, diffusive radionuclide transport is clearly dominant over advective transport. The exact description of

für eine realitätsnahe Modellierung von besonderer Bedeutung. Der Porenradius in Tongesteinen beträgt üblicherweise im Mittel nur wenige Nanometer. Dieser Wert ist im Vergleich zu anderen Gesteinen besonders gering. Es entstehen dadurch unterschiedliche Arten von Wechselwirkungen zwischen den transportierten Radionukliden und dem Gestein:

- An der Grenze zum Porenwasser bildet die Tongesteinsmatrix eine negative Ladung aus, da einzelne Gitterionen durch Ionen mit einer höheren Zahl an Valenzelektronen ersetzt sind. Im Porenwasser gelöste Anionen werden somit von der negativ geladenen Tonmatrix abgestoßen und halten sich bevorzugt in der Porenmitte auf, was als Anionenausschluss bezeichnet wird.
- Die elektrische Ladung der Tonmatrix an der Grenze zum Porenwasser führt weiterhin zu einer stärkeren Bindung der dort angelagerten Wassermoleküle. In die sogenannte „Stern-Gouy-Schicht“ können die im Porenwasser gelösten Schadstoffe nur schwer eindringen. Dieser Effekt ist klein verglichen mit dem Anionenausschluss.
- Einige der im Porenwasser gelösten Spezies werden aufgrund ihrer Größe aus den engen Poren ausgeschlossen. Hiervon sind vor allem kolloidale Schadstoffkomplexe betroffen.

Alle drei Effekte beeinflussen sowohl den Diffusionskoeffizienten, wie auch die diffusionszugängliche „chemische“ Porosität. Beide Parameter sind deshalb bei Tongesteinen im Gegensatz zu normalen porösen Gesteinen vom transportierten Schadstoff abhängig. Eine weitere Besonderheit ergibt sich durch die Schichtstruktur. Parallel zur Schichtung ist der Diffusionskoeffizient größer als senkrecht zur Schichtung (Anisotropie).

Zur Berechnung des Schadstofftransports wurden zwei Rechenprogramme entwickelt bzw. weiterentwickelt. Für die integrierten Analysen einschließlich der Berücksichtigung von Unsicherheiten wurde ein 1D-Programm verwendet. Für die Untersuchung komplexer geologischer Verhältnisse und zur Überprüfung der Ergebnisse des 1D-Programms wurde ein 3D-Programm eingesetzt. Die beiden genannten Rechenprogramme sind:

- CLAYPOS: Das Programm simuliert für einen repräsentativen Ausschnitt des Endlagers die

Freisetzung aus einem Behälter und den eindimensionalen diffusiven Transport durch die geotechnischen Barrieren und das Wirtsgestein. Es berücksichtigt bei der Diffusion elementspezifische Diffusionskoeffizienten und Porositäten. Die Rückhaltung wird durch lineare Sorption modelliert und die Ausfällung beim Überschreiten von Löslichkeitsgrenzen im korrodierten Behälter berücksichtigt.

- r³t: Das Programm simuliert den dreidimensionalen Transport in Modellgebieten mit komplexer Geometrie und Schichtaufbau. Es berücksichtigt die elementspezifische, anisotrope Diffusion und elementspezifische Porositäten. Die Rückhaltung wird durch lineare sowie nicht-lineare Sorption modelliert und die Ausfällung bei der Überschreitung von Löslichkeitsgrenzen im gesamten modellierten Endlagersystem berücksichtigt.

Systemstudie

Die oben genannten Programme wurden bei einer Systemstudie für ein generisches Endlager in einer Tongesteinsinformation eingesetzt. Dieser Studie wurde das Endlagerkonzept zugrunde gelegt, das im Rahmen der BMWi-Forschungsvorhaben GEIST und GENESIS von der DBE (Deutsche Gesellschaft zum Bau und Betrieb von Endlagern) für die Endlagerung von hochaktiven Abfällen im Tonstein entwickelt wurde und wird. Dabei wurden zum einen der Opalinuston in Süddeutschland und die Unterkreidetone in Norddeutschland betrachtet.

Die Auslegungsdaten und geologischen Informationen für die einzelnen Modelle stammen – soweit vorhanden – aus den genannten Forschungsvorhaben. Die Annahmen für die Transportparameter basieren auf Literaturdaten, z. B. aus der Studie der Nagra zum Züricher Weinland für den Opalinuston. Für die Unterkreidetone sind Literaturdaten nur begrenzt verfügbar. Auch können die Daten des Opalinustons aufgrund der unterschiedlichen Geologie nur sehr eingeschränkt übertragen werden. Die sicherheitsanalytischen Untersuchungen dienen vorrangig einem verbesserten Verständnis über das Zusammenspiel der verschiedenen Parameter. Durch Parametervariationen konnten die relevanten Prozesse und Effekte, die die Freisetzung und den Transport von Radionukliden beeinflussen, besser quantifiziert werden.

the diffusion is therefore of special importance for realistic modelling. The pore radius in argillaceous rock generally is on average only a few nanometres. This is a very low value compared with other rock types. This results in different kinds of interactions between the radionuclides transported and the rock:

- At the boundary to the pore water, the argillaceous rock matrix has a negative charge as individual lattice ions are replaced with ions with a larger number of valence electrons. Any anions dissolved in the pore water are therefore rejected by the negatively charged clay matrix and are thus mainly found in the pore centre. This effect is referred to as anion exclusion.
- The electric charge of the clay matrix at the boundary to the pore water furthermore leads to stronger bonding of the water molecules accumulated there. The contaminants dissolved in the pore water can only enter into the so-called "Stern-Gouy" double layer with difficulty. Compared with anion exclusion, this effect is small.
- Some of the species dissolved in the pore water are excluded from the tight pores. This affects above all colloidal contaminant complexes.

All three effects influence the diffusion coefficient as well as the diffusion-accessible "chemical" porosity. Other than with normally porous rock types, in argillaceous rock both parameters are therefore dependent on the contaminant transported. A further special characteristic follows from the stratified structure. The diffusion coefficient is greater parallel to the stratification than perpendicular to it (anisotropy).

Two computer codes were created and developed for the calculation of contaminant transport. A one-dimensional code was used for the integrated analyses, including the consideration of uncertainties. For the study of complex geological conditions and for verifying the results of the 1D code, a 3D code was used. The two codes referred to are:

- CLAYPOS: This code models a representative section of the repository, simulating the release from a container and the one-dimensional diffusive transport through the geotechnical barriers and the host rock. In connection with the diffusion process, it takes element-specific diffusion coefficients and porosities into account. Retention

is modelled by linear sorption, and precipitation upon the transgression of solubility limits in the corroded container is taken into account.

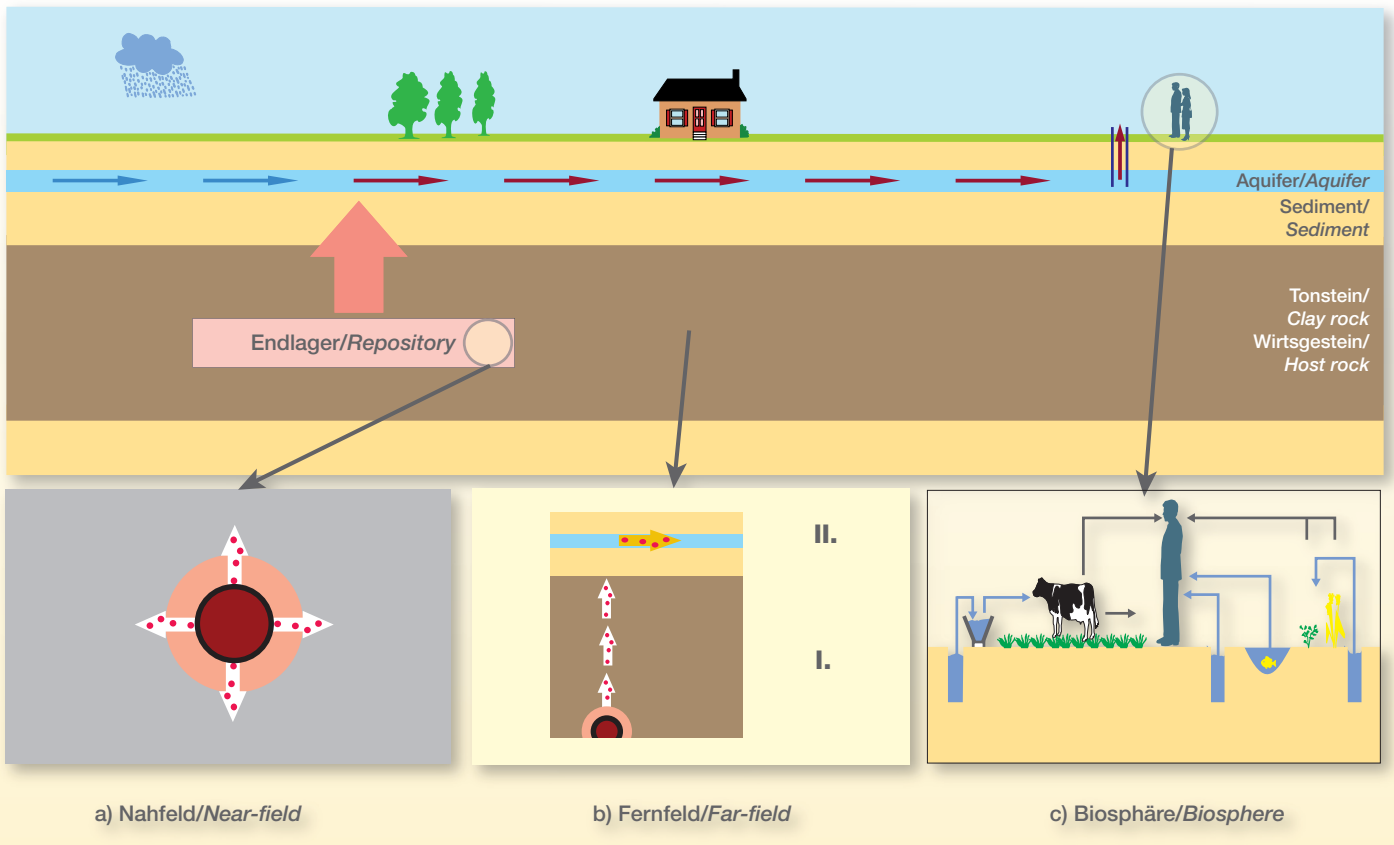
- r^{3t}: This code simulates the three-dimensional transport in model areas with complex geometry and stratification. It considers the element-specific, anisotropic diffusion and element-specific porosities. Retention is modelled by linear as well as by non-linear sorption, and precipitation upon the transgression of solubility limits in the entire modelled repository system is taken into account.

System analysis

The above-mentioned codes were used in connection with a system analysis for a generic repository in a clay formation. This study was based on the repository concept that has been developed – and is still undergoing further modification – within the framework of the BMWi-sponsored GEIST and GENESIS research projects performed by DBE (German Service Company for the Construction and Operation of Waste Repositories) for the final disposal of high-active waste in clay. These projects focused on the Opalinus clay formations in southern Germany and on the Lower Cretaceous clay formations in northern Germany.

As far as available, the design data and geological information for the individual models come from the above-mentioned research projects. The assumptions for the transport parameters are based on data taken from the literature, e.g. for Opalinus clay from the Nagra study on the Züricher Weinland region. As to the Lower Cretaceous clay formations, there is only limited data available in the literature. Furthermore, the Opalinus clay data can only be applied with considerable restrictions due to the different geological conditions. The safety analysis served mainly for an improved understanding of the interaction of the different parameters. Parameter variation helped the better quantification of the relevant processes and effects that influence the release and transport of radionuclides.

As an example, the variation in the thickness of the host rock formation is shown in the following. For these calculations, the transport parameters applied by Nagra in connection with the Opalinus clay at Benken



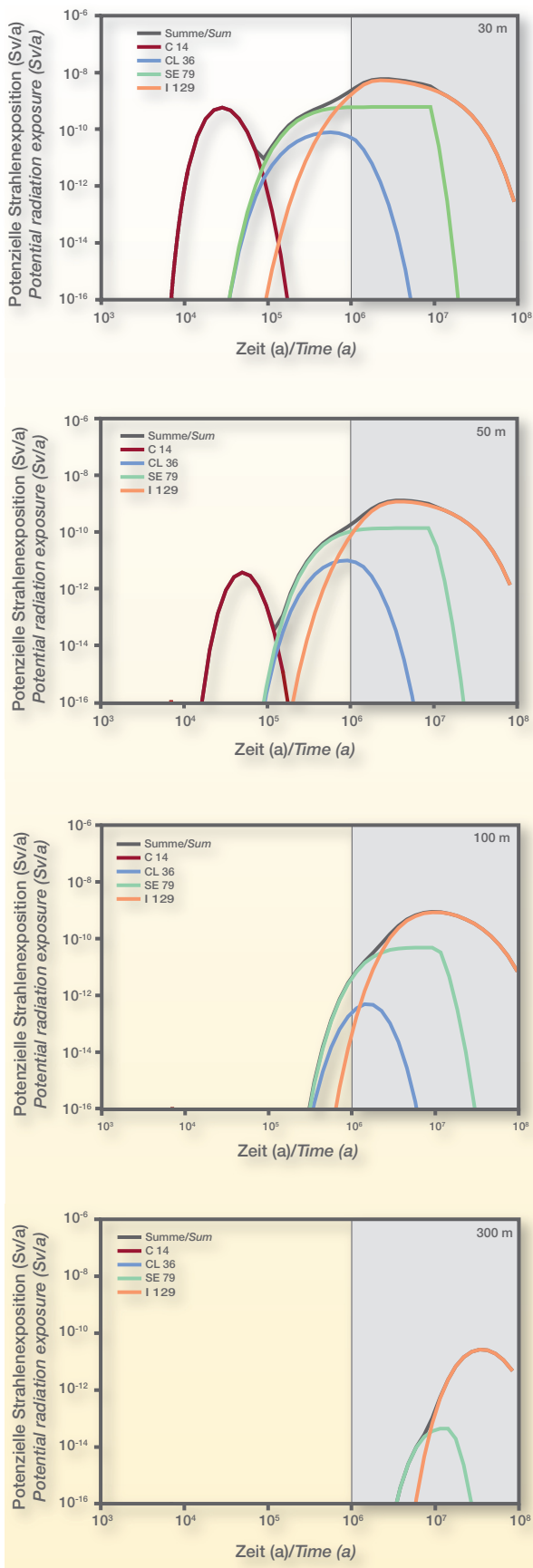
▲ Schematische Darstellung des Referenzszenarios für ein Endlager im Tonstein/Schematical representation of the reference scenario for a repository in clay

Als Beispiel wird im Folgenden die Variation der Mächtigkeit der Wirtsgesteinsinformation aufgezeigt. Für diese Rechnungen wurden die von der Nagra für den Opalinuston in Benken verwendeten Transportparameter verwendet. Die Behälterstandzeit wurde mit 2.500 Jahren angenommen und das Nuklidinventar wurde zur besseren Vergleichbarkeit entsprechend ähnlichen Rechnungen gewählt, die im BMWi-Projekt WiGru für Endlager im Salz und Granit durchgeführt wurden. Als Barrieren wurden zum einen Bentonit mit einer Mächtigkeit von 10 m und zum anderen die Wirtsgesteinsinformation mit einer unterschiedlichen Mächtigkeit von 30, 50, 100 und 300 m angenommen. Der Radionuklidfluss (Menge pro Zeit) aus der Wirtsgesteinsinformation wurde mittels Dosiskonversionsfaktoren in eine potenzielle Strahlenexposition umgerechnet. Eine zusätzliche Rückhaltung im Deckgebirge wurde dabei nicht berücksichtigt.

Die Kurve der berechneten Strahlenexposition für einen Transportweg von 30 m ist durch zwei Maxima geprägt.

Das erste Maximum wird durch Kohlenstoff-14 und das zweite Maximum durch Iod-129 hervorgerufen, wobei das zweite Maximum erst nach einer Million Jahren auftritt. Die Variation der Transportweglänge führt, wie zu erwarten, zu entsprechend unterschiedlichen Transportzeiten. Mit zunehmender Mächtigkeit der Tonsteininformation vergrößert sich der Zeitraum, bis die Radionuklide durch diese hindurchtreten. Damit verringert sich aufgrund des radioaktiven Zerfalls auch gleichzeitig die potenzielle Strahlenexposition. Für die betrachteten Fälle sind Kohlenstoff-14, Chlor-36, Selen-79 und Iod-129 die dosisrelevanten Radionuklide. Wegen seiner kurzen Halbwertszeit ist Kohlenstoff-14 am stärksten von der Variation des Transportwegs betroffen.

Aufgrund des radioaktiven Zerfalls von Kohlenstoff-14 sinkt die Strahlenexposition des ersten Maximums mit zunehmender Transportstrecke stark ab. Ab einer Mächtigkeit von 100 m spielt Kohlenstoff-14 für die Strahlenexposition überhaupt keine Rolle mehr. Die



◀ Potenzielle Strahlendosis in Abhängigkeit von der Mächtigkeit der Tongesteinsformation für eine Mächtigkeit von 30, 50, 100 und 300 m. Die Kurven der Strahlendosis sind über den in Langzeitsicherheitsanalysen üblicherweise betrachteten Zeitraum von einer Million Jahren hinaus bis 10^8 Jahre dargestellt (grauer Bereich), da die Kurven auch nach einer Million Jahren interessante Aspekte zeigen. Variiert und jeweils angegeben ist nicht die Mächtigkeit selbst, sondern die Länge des Transportwegs der Radionuklide in der Gesteinsformation.

Potential radiation exposure as a function of the thickness of the clay formation for thicknesses of 30, 50, 100 and 300 m. The curves indicating radiation exposure are plotted for a period of time up to 10^8 million years, which is longer than the normal observation period in long-term safety analyses. This was done since the curves show interesting aspects even beyond one million years (grey area). The indicated variable is not the thickness itself, but the length of the transport path of the radionuclides in the rock formation.

were used. The durability of the containers is assumed to be 2,500 years. For reasons of better comparability, the nuclide inventory was chosen in accordance with similar calculations performed as part of the BMWi-sponsored WiGru project for repositories in salt and granite. The barriers chosen were on the one hand bentonite with a thickness of 10 m and on the other hand the host rock formation with different thicknesses of 30, 50, 100 and 300 m. The radionuclide flux (amount per time) from the host rock formation was transformed by means of dose conversion factors into a potential radiation exposure. Any additional retention within the overburden was not considered.

The curve for the calculated radiation exposure relating to a transport path of 30 m is characterised by two maxima. The first maximum is due to carbon-14 and the second one to iodine-129, with the second maximum only occurring later than one million years. The variation of the transport path length leads – as expected – to correspondingly different transport times. With increasing thickness of the clay formation, the time needed by the radionuclides to migrate through it gets longer, too. The potential radiation exposure also becomes less at the same time as a result of the radioactive decay. The dose-relevant radionuclides in the studied cases are carbon-14, chlorine-36, selenium-79 and iodine-129. Owing to its short half-life, carbon-14 is affected most by the variation of the transport path.

Höhe des zweiten Maximums ändert sich jedoch bis zu einer Transportstrecke von 100 m nur vergleichsweise wenig. Dies ist auf die großen Halbwertszeiten von Selen-79 und Iod-129 zurückzuführen. Erst bei einer Transportstrecke von 300 m ist auch die Höhe des zweiten Maximums erheblich zurückgegangen. Die Transportzeiten sind dann bereits so groß, dass in dem Zeitraum von einer Million Jahren nur ein vernachlässigbarer Anteil der Radionuklide aus der Gesteinsformation austritt. Man kann daher bei einer so mächtigen Tonsteinformation von einem vollständigen Einschluss der radioaktiven Abfälle im Gestein sprechen.

I Zusammenfassung

Im Rahmen des hier beschriebenen Projektes „Entwicklung eines Instrumentariums zur Berechnung des Radionuklidtransports in Tonformationen (TONI)“ wurde ein Instrumentarium für Sicherheitsanalysen für Tonsteinformationen entwickelt. Anschließend wurde das Instrumentarium für eine sicherheitsanalytische Betrachtung eines generischen Endlagers in einer Tongesteinsformation genutzt. In diesem Rahmen konnten die wichtigsten Parameter mit Einfluss auf die potenzielle Strahlenexposition identifiziert werden. Beim beispielhaft vorgestellten Einfluss der Gesteinsmächtigkeit gilt, dass mit zunehmender Mächtigkeit auch der Strom der gering sorbierenden Radionuklide deutlich abnimmt. Bei Tongesteinsformationen mit einer Mächtigkeit von einigen hundert Metern kann ein dauerhafter Einschluss der Radionuklide erreicht werden. ■

Due to the radioactive decay of carbon-14, the radiation exposure of the first maximum decreases strongly with increasing transport path length. From a thickness of 100 m onwards, carbon-14 does no longer play any role with regard to radiation exposure. The height of the second maximum, however, undergoes comparatively little change up to a transport path length of 100 m. This can be put down to the long half-lives of selenium-79 and iodine-129. Only at transport path lengths beyond 300 m does the height of the second maximum show a marked decrease. At that time, the transport times are already that long that only a negligible proportion of the radionuclides will exit the rock formation within a period of one million years. In the case of an argillaceous rock formation with such a thickness one can therefore speak of complete containment of the radioactive waste inside the rock.

I Summary

Within the framework of the “Development of a set of instruments for the calculation of radionuclide transport in clay formations (TONI)” project described above, a set of instruments has been developed for the performance of safety analyses relating to argillaceous rock formations. This set of instruments was subsequently used for a safety-related study of a generic repository in an argillaceous rock formation. In this context it was possible to identify the most important parameters with an influence on the potential radiation exposure. As regards the influence of the thickness of the rock, which was used as an example, it was shown that the flux of little-sorbing radionuclides decreases clearly with increasing thickness. With argillaceous rock formations of a thickness of several hundred metres, lasting containment of the radionuclides can be achieved. ■



Dr. Sven Keesmann



Dr. Helge C. Moog

4.3 Fortschritte bei der Kopplung von thermodynamischer Gleichgewichtsmodellierung und Programmen für den Stofftransport im Nahbereich eines Endlagers

Der Zutritt von Gebirgslösung, die Auslaugung von Schadstoffen aus Abfällen und der nachfolgende reaktive Transport im Nahfeld eines Endlagers sind Prozesse, die in einer Langzeitsicherheitsanalyse betrachtet werden. Durch die Modellierung dieser Prozesse lassen sich quantitative Aussagen zu potenziellen Schadstoffeinträgen in die Biosphäre begründen.

Im Nahbereich der Abfälle wird der Transport wesentlich durch das chemische Milieu beeinflusst, welches u. a. die Löslichkeit und Sorption der Schadstoffe bestimmt. Da sich das chemische Milieu lokal durch Zu- oder Abstrom von wässriger Lösung ändern kann, ist es sinnvoll, dieses zeitabhängig in einer integrierten Sicherheitsanalyse zu berechnen, d. h. eine thermodynamische Gleichgewichtsberechnung in entsprechende Rechenprogramme zu integrieren.

Daher hat die GRS die Möglichkeiten von Programmen für den reaktiven Stofftransport im Nahfeld eines Endlagers erweitert. Dadurch kann die Löslichkeit von Schadstoffen nun in Abhängigkeit vom sich ändernden geochemischen Milieu berechnet werden. Ferner können die Auswirkungen, die Reaktionsvolumina auf das Transportverhalten haben, künftig mit berücksichtigt und der Transport in gering salinaren porösen Systemen mit thermodynamischen Rechnungen gekoppelt werden.

Der Ansatz von integralen Modellen für die Langzeitsicherheitsbewertung besteht darin, die wesentlichen Prozesse in ihren Wechselwirkungen zu erfassen. Der Aufwand für die Berechnung der Einzelprozesse wird jedoch gering gehalten, um ein hinsichtlich Komplexität und Ressourcenverbrauch handhabbares Werkzeug zu erhalten. Prozessvereinfachungen sind hier zulässig, sofern deren Auswirkungen auf die Langzeitsicherheit abgeschätzt werden können. So genügt im Wesentlichen die Betrachtung eindimensionaler Transportvorgänge, was die Kopplung mit thermodynamischen Rechnungen erheblich vereinfacht. Der entscheidende Prozess des radioaktiven Zerfalls stellt im Vergleich zu anderen gekoppelten Transportmodellen in seinen Auswirkungen auf das chemische System eine Besonderheit dar.

Das Nahfeldmodul LOPOS modelliert den Stofftransport in einem Salzendlager. Das Programm CLAYPOS berechnet für die Nahfeldsimulation eines Endlagers im Ton oder Granit den eindimensionalen diffusiven Stofftransport in einem porösen Medium.

EQLINK

In der GRS wurde das Programm EQLINK entwickelt, das als Schnittstelle für die Nahfeldmodule LOPOS und CLAYPOS dient. Über EQLINK können thermodynamische Gleichgewichtsrechnungen aufgerufen werden. Die Schnittstelle übernimmt Daten vom aufrufenden Programm (hier: CLAYPOS oder LOPOS) und setzt diese in spezifische Befehle für die thermochemische Programmbibliothek CHEMAPP um. Durch die Befehle werden im Wesentlichen drei Aufgaben erledigt:

- Definition des zu berechnenden Systems (stoffliche Zusammensetzung, Druck und Temperatur),
- Initiierung der thermodynamischen Gleichgewichtsrechnung,
- Übergabe der das berechnete Gleichgewicht kennzeichnenden Daten an das aufrufende Programm.

Mit einer Reihe von Steuerparametern kann das Verhalten von EQLINK durch das aufrufende Programm beeinflusst werden. Es ist insbesondere möglich, ein vorangegangenes Ergebnis abzurufen, falls eine neuerliche Gleichgewichtsrechnung nicht erforderlich sein sollte.

4.3 Progress made with the coupling of thermodynamic equilibrium models and codes modelling mass transport in the near-field of a repository

The influx of solution from the geologic formation, the leaching of contaminants from waste and the subsequent reactive transport in the near-field of a repository are processes that are studied in connection with a long-term safety analysis. By modelling these processes it is possible to support quantitative predictions on the potential entry of contaminants into the biosphere.

In the near-field of the waste, transport is largely influenced by the chemical environment, which determines i.a. the solubility and sorption of the contaminants. As the chemical environment may change locally due to the influx or flow-off of aqueous solutions, it makes sense to calculate this as a function of time as part of an integrated safety analysis, i.e. to integrate a thermodynamic equilibrium calculation in the corresponding computer codes.

GRS has therefore extended the scope of possibilities of the codes used for modelling the reactive transport of contaminants in the near-field of a repository. As a result, it is now possible to calculate the solubility of contaminants as a function of the changing geochemical environment. Also, the effects that reaction volumes have on transport behaviour can in future also be considered, and the transport in porous systems of low salinity can be coupled with thermodynamic calculations.

The approach of the integral models for the long-term safety assessment is to consider the interaction of the relevant processes. However, the computational effort for the individual processes is kept low to obtain a tool that can be easily handled with regard to complexity and use of resources. Process simplifications are justified as long as their effects on the long-term safety can be assessed. For example, it will generally suffice to look at one-dimensional transport processes, which simplifies the coupling with thermodynamic calculations considerably. Compared with other coupled transport models, the key process of radioactive decay represents a special feature regarding its effects on the chemical system.

The LOPOS near-field module models flow and transport in a repository in salt rock. The CLAYPOS module calculates one-dimensional diffusive transport in a porous medium for the near-field simulation of a repository in clay or granite.

EQLINK

GRS developed the EQLINK code, which serves as an interface for the LOPOS and CLAYPOS modules. Via EQLINK it is possible to call up thermodynamic equilibrium calculations. The interface adopts data from the calling program and transforms these into specific commands for the thermochemical CHEMAPP code library. These commands largely fulfil three tasks:

- definition of the system to be modelled (materials composition, pressure and temperature),
- initiation of the thermodynamic equilibrium calculation,
- transfer of the data describing the equilibrium to the calling program.

With the help of a range of controlling parameters, the calling program can influence the behaviour of EQLINK. In particular, it is possible to call up a previous result if it turns out to be unnecessary to perform a renewed equilibrium calculation.

The current implementation of EQLINK/CHEMAPP allows calculations in low-mineralised solutions (Davies approach) as well as in saturated saline solutions (Pitzer approach).

Die aktuelle Implementierung von EQLINK/CHEMAPP erlaubt sowohl Rechnungen in niedrig-mineralisierten Lösungen (Davies-Ansatz) als auch in gesättigten Salzlösungen (Pitzer-Ansatz).

I GRS-Datenbasis

Für die thermodynamische Modellierung hält die GRS eine dem aktuellen Stand der Wissenschaft entsprechende Datenbasis vor. Die verwendeten Daten stammen zu einem großen Teil aus abgesicherten, zitierbaren Quellen.

Für Rechnungen in niedrig mineralisierten Wässern, wie sie in Ton- oder Granitformationen auftreten können, wird auf die konsistente, qualitätsgesicherte Datenbasis von PSI/Nagra zurückgegriffen. Rechnungen in gesättigten Salzlösungen, wie sie in Salzgestein auftreten, erfordern die Berücksichtigung von ionenspezifischen Wechselwirkungsparametern (Pitzer-Parameter). Für die Hauptbestandteile von Salzlösungen wurden Pitzer-Parameter und Löslichkeitskonstanten polytherm im Rahmen des Yucca-Mountain-Projektes bereitgestellt. Entsprechende Daten für Radionuklide entstammen der aktuellen Datenbasis des Instituts für Nukleare Endlagerung.

Je nach stofflicher Zusammensetzung des zu modellierenden Systems können mit der GRS-Datenbasis in kurzer Zeit Parameterdateien für CHEMAPP erstellt werden, die Daten für relevante Lösungsspezies und Festphasen enthalten.

I Kopplung von EQLINK an die Nahfeldmodule CLAYPOS und LOPOS des Programmpakets EMOS

Die Nahfeldmodelle des Programmpakets EMOS, das Modul CLAYPOS für ein Endlager im Ton oder Granit und das Modul LOPOS für ein Endlager im Salz, sind ursprünglich als Modelle für den einphasigen Transport von Radionukliden konzipiert worden.

LOPOS modelliert den Stofftransport in einem System von miteinander verbundenen Kammern im Salzgestein. Dabei werden Prozesse, die eine Verminderung

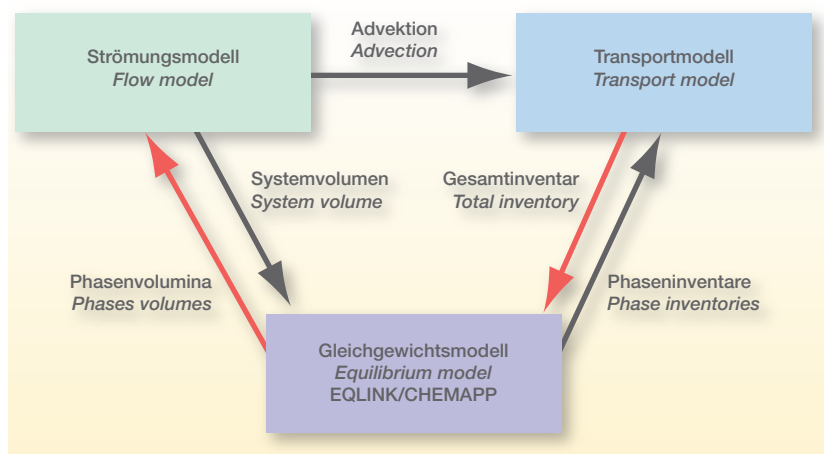
des Kammervolumens bewirken, wie die durch den Gebirgsdruck verursachte Konvergenz, die bis zum vollständigen Einschluss der Abfälle führen kann, oder die Gasspeicherung berücksichtigt. Diese Prozesse bewirken eine Verdrängung des eingeschlossenen Lösungsvolumens und führen damit zu einem advektiven Transport gelöster Schadstoffe

In CLAYPOS findet im Gegensatz zu LOPOS keine Strömungsberechnung statt. Die Modellierung vollständiger chemischer Systeme, in denen die Radionuklide eine Teilmenge darstellen, war in keiner der beiden Implementierungen vorgesehen. Löslichkeitsbegrenzungen und Sorption als Rückhalteprozesse wurden jedoch in einfachen Modellen dargestellt, die die Abhängigkeit vom chemischen Milieu nicht berücksichtigen konnten.

Um die Kopplung zu realisieren, wird das Nahfeldmodul so erweitert, dass alle für die vollständige Darstellung des thermodynamischen Systems notwendigen Datenstrukturen geschaffen werden: die thermodynamischen Zustandsgrößen aller Phasen und die Erweiterungen, die durch die zu berücksichtigenden umfassenderen Inventare, vorzunehmen sind. Die Phasen werden nach der Erweiterung vollständig durch das ihnen zugeordnete Phaseninventar als Teil des Gesamtinventars ausgefüllt. D. h. das Gleichgewichtsmodell bestimmt aus dem Gesamtinventar die Phaseninventare und das von ihnen eingenommene Phasenvolumen. Die Summe der Phaseninventare bildet das Gesamtinventar und die Summe der Phasenvolumina das Systemvolumen.

Durch den vom Gleichgewichtsmodell vermittelten Einfluss des Gesamtinventars auf die Phasenvolumina entsteht in LOPOS eine Rückkopplung des Transports auf die Strömung. Im ungekoppelten Zustand ist die Strömung noch unabhängig vom Transport, in welchen die vom Strömungsmodell berechnete Advektion eingeht.

Das aktuelle Gesamtinventar wird an EQLINK übergeben. Aus dem Ergebnis der Berechnung des thermodynamischen Gleichgewichts errechnet sich die Aufteilung des Inventars auf Phaseninventare und des Systemvolumens auf Phasenvolumina. Verändert sich durch den Transport das Gesamtinventar oder durch das Strömungsmodell das Systemvolumen, wird sich auch die Aufteilung auf die einzelnen Phasen verschieben, d. h. es entsteht ein Austausch zwischen den Phaseninventaren und den Phasenvolumina. Das



◀ Abhängigkeiten zwischen den Teilmodellen in LOPOS. Mit roten Pfeilen ist die Rückkopplung des Transports auf die Strömung dargestellt.

Relation between the submodels in LOPOS. The red arrows indicate the retroactive effect of the transport on the flow.

I GRS database

GRS has its own database for thermodynamic modelling that reflects the scientific state of the art. The data used originate mainly from reliable, quotable sources.

For calculations in low-mineralised waters, as they may occur in argillaceous or granitic formations, data from the consistent, quality-assured database provided by PSI/Nagra are used. Calculations in saturated saline solutions, as they occur in salt rock, require the consideration of ion-specific interaction parameters (Pitzer parameters). For the main constituents of saline solutions, Pitzer parameters and solubility constants were provided for different temperatures within the framework of the Yucca Mountain project. The corresponding radionuclide data are taken from the current database of the "Institute for Nuclear Waste Disposal".

Depending on the material composition of the system to be modelled, the GRS database allows the quick creation of parameter files for CHEMAPP, containing data for relevant solution species and solid phases.

I Coupling of EQLINK to the CLAYPOS and LOPOS near-field modules of the EMOS code package

The near-field modules of the EMOS code package, the CLAYPOS module for a repository in clay or granite, and the LOPOS module for a repository in salt, have

originally been designed as models for the single-phase transport of radionuclides.

LOPOS models transport in a system of interconnected chambers in salt rock. It also considers processes that cause a reduction of chamber volume, such as the processes of convergence induced by rock pressure or gas storage. These processes effect a change of the volume of solution contained and thereby lead to the advective transport of dissolved contaminants.

Contrary to LOPOS, there is no flow calculation in CLAYPOS. None of the two modules was intended to model complete chemical systems, in which the radionuclides form a subset. Solubility limitations and sorption as retention processes, however, have been represented in simple models that could not consider the dependence on the chemical environment.

To realise the coupling, the near-field module is extended such that all data structures are created that are necessary for the full representation of the thermodynamic system: the thermodynamic system parameters of all phases and the extensions that have to be made due to the comprehensive inventories. In the extended model the inventory of a phase corresponds to the volume of the phase both being determined by the thermodynamic equilibrium. In this respect the phase volume is totally filled by its inventory. The sum of the phase inventories makes up the total inventory and the sum of the phase volumes makes up the system volume.

Before, extension flow in LOPOS did not depend on transport, while transport which acts on the inventories

wesentliche konzeptionelle Problem der Implementierung besteht darin, dass das thermodynamische Modell die Phasenaufteilung im Gleichgewicht mitteilt, jedoch nicht die Raten, mit denen die Austauschvorgänge in Strömung und Transport zu berücksichtigen wären. Ein weiterer Aspekt besteht in numerischen Instabilitäten, die im Gleichgewichtsmodell durch im thermodynamischen Sinn inkonsistente Inventar-Volumen-Zuordnungen entstehen können.

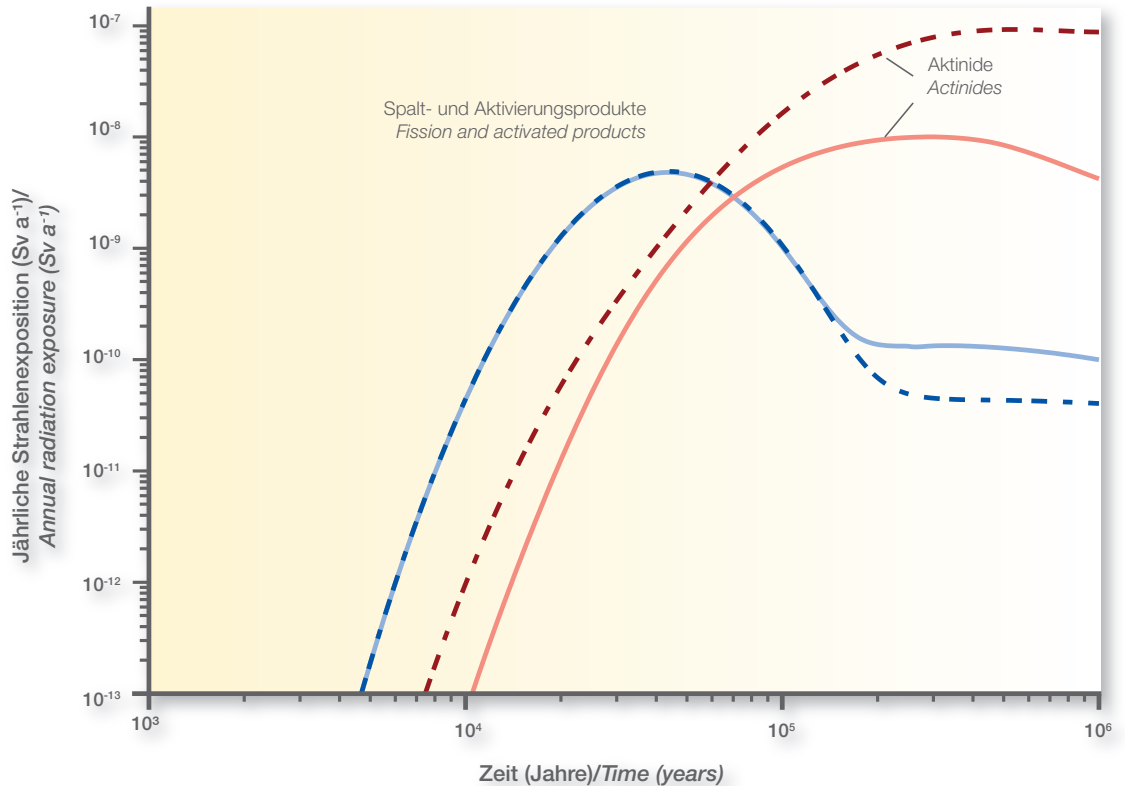
Thermodynamisch gesehen werden bei der Ankopplung an die beiden Nahfeldmodelle CLAYPOS und LOPOS zwei unterschiedliche Ansätze zur Berechnung von Speziesaktivitäten in wässrigen Lösungen verfolgt. Während beim Aufruf durch CLAYPOS eine reine Speziationsrechnung unter Angabe der Gesamtinventare der eingehenden Stoffmengen, des Systemdrucks und der Temperatur durchgeführt wird, wird in LOPOS das Gleichgewicht unter den Randbedingungen eines vorgegebenen Systemvolumens und einer vorgegebenen Temperatur berechnet. Phasenvolumina und Systemdruck sind bei der Kopplung an LOPOS ein Teilergebnis der Gleichgewichtsberechnung.

Beispielrechnungen

Für die Beispielrechnungen wurden in beiden Nahfeldmodellen Abfallgebäude mit abgebranntem Brennstoff verwendet. Beim Endlager im Salz wurden Polluxbehälter und im Ton die Brennstab-Kokille als Einlagerungsbehälter angenommen.

Der radioaktive Zerfall der Radionuklide verändert die stöchiometrische Bilanz des Inventars. Ein weiterer Störfaktor für die Stöchiometrie entsteht dadurch, dass durch die unterschiedliche Verteilung und damit durch unterschiedliche Konzentrationsgradienten die Inventarkomponenten nicht gleichförmig transportiert werden, selbst dann nicht, wenn der Diffusionskoeffizient und die transportwirksame Porosität für alle Komponenten als gleich angenommen wird. Trotz dieser Einflüsse blieben Abweichungen in der Ladungsbilanz gering.

Die folgenden Abbildungen stellen beispielhaft die sich ergebende Strahlenexposition in der Biosphäre für die Simulation eines Endlagers im Ton und im Salz mit und ohne chemische Kopplung dar.



► **CLAYPOS:** Vergleich der jährlichen Strahlenexposition. Gestrichelt = ohne Kopplung mit thermodynamischer Gleichgewichtsrechnung, Durchgezogen = mit Kopplung
CLAYPOS: Comparison of annual radiation exposure. Dashed = without coupling with thermodynamic equilibrium calculation, solid = with coupling

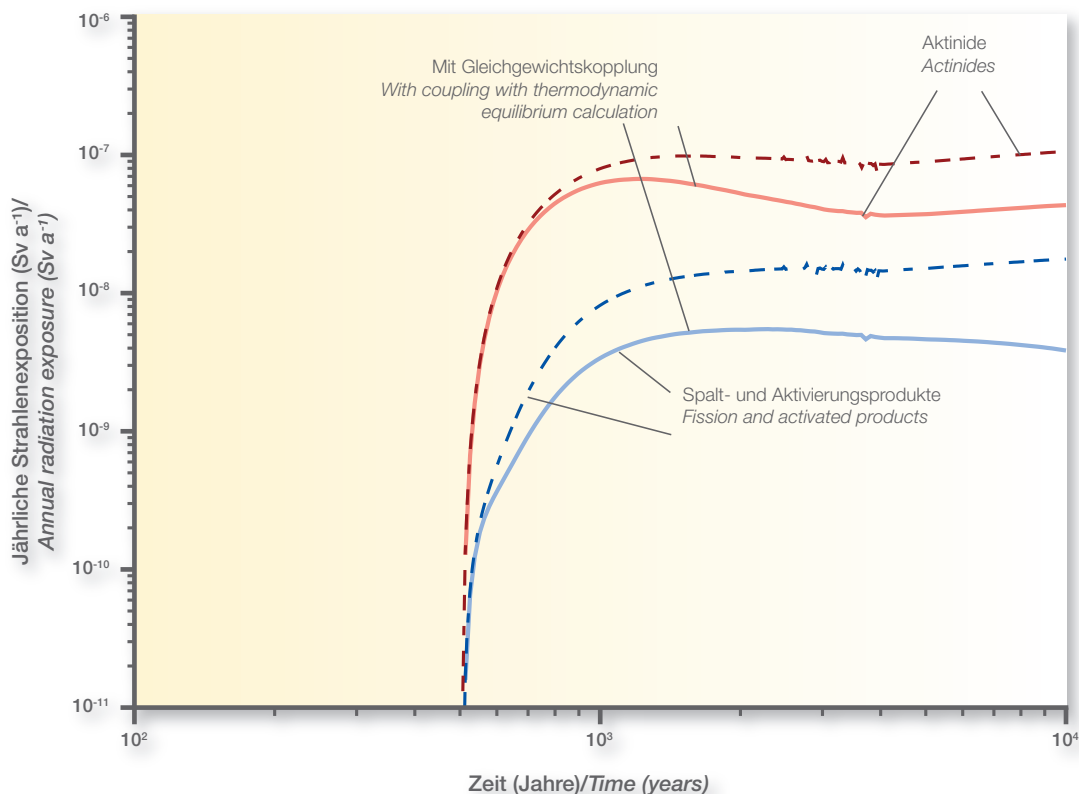
depended on the advective flow. The equilibrium model now calculates from a total inventory phase volumes which have an effect on the flow; i.e. coupling causes transport to feed back on flow.

The current total inventory is transferred to EQLINK. Once the result of the calculation of the thermodynamic equilibrium has been obtained, it is possible to calculate the distribution of the inventory to phase inventories and of the system volume to phase volumes. If the total inventory is changed due to the transport or if the system volume is changed due to the flow model, there will also be a shift in the distribution of the individual phases, i.e. an exchange will ensue between the phase inventories and the phase volumes. The main conceptual problem of the implementation is that the thermodynamic model communicates the distribution of the phases in the equilibrium but not the rates with which the exchange processes in flow and transport would have to be considered. A further aspect is the numeric instabilities that may arise in the equilibrium model through inventory/volume allocations that are inconsistent from the point of view of thermodynamics.

Under thermodynamic aspects, two different approaches are followed for the calculation of species activities in aqueous solutions upon coupling with the two near-field modules CLAYPOS and LOPOS. While a pure speciation calculation is performed when called by CLAYPOS - indicating the total inventories of the amounts of materials considered, the system pressure and the temperature - LOPOS calculates the equilibrium under the boundary conditions of a given system volume and a given temperature. Phase volumes and system pressure are a partial result of the equilibrium calculation in the coupling to LOPOS.

Exemplary calculations

In both near-field models, spent fuel was used as waste for the exemplary calculations. Pollux casks were assumed to be used as emplacement containers for the repository in salt and fuel rod canisters for the repository in clay.



◀ **LOPOS:** Vergleich der jährlichen Strahlendosis. Gestrichelt = ohne Kopplung mit thermodynamischer Gleichgewichtsberechnung, Durchgezogen = mit Kopplung
LOPOS: Comparison of annual radiation exposure. Dashed = without coupling with thermodynamic equilibrium calculation, solid = with coupling

In beiden Fällen ergibt sich, dass die berechnete jährliche Strahlenexposition niedriger ausfällt, wenn thermodynamische Gleichgewichtsprozesse berücksichtigt werden. Einschränkend muss angemerkt werden, dass die Datenbasis für Aktinide und für Spaltprodukte noch nicht vollständig ist. Dies betrifft die Parameter für bestimmte Wechselwirkungen in hochsalinaren Lösungen und Löslichkeits- oder Komplexbildungskonstanten. Dennoch legen die Ergebnisse die Vermutung nahe, dass Rechnungen mit den Nahfeldmodulen CLAY-POS und LOPOS ohne Berücksichtigung chemischer Prozesse die Strahlenexposition eher über- als unterschätzen und damit in diesem Sinne als konservativ betrachtet werden können.

■ Schlussbetrachtung

Die Kombination von Transportrechnungen und thermodynamischen Gleichgewichtsrechnungen gewährt Einblicke in die Stoffdynamik innerhalb eines untertägigen Endlagers für gefährliche Abfälle. Es ist ferner möglich, quantitativ abzuschätzen, wie viel Gebirgslösung ein Grubengebäude aufnehmen darf, bis ein errechneter Schadstoffaustrag kritische Werte

erreicht. Derartige Modellrechnungen zum reaktiven Stofftransport erlauben prinzipiell sogar Rückschlüsse auf notwendige Auslegungsdetails des Grubengebäudes bzw. von Deponieabschnitten.

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

Es wurde aufgezeigt, dass die Kopplung von Nahfeld- und thermodynamischen Gleichgewichtsmodellen zu zusätzlichen Wechselwirkungen zwischen bereits berücksichtigten Prozessen führen kann. Ein Anliegen der integrierten Modelle zur Langzeitsicherheitsanalyse ist es, das Verständnis dieser Wechselwirkungen zu verbessern. Daher ist die Betrachtung des thermodynamischen Gleichgewichts wesentlich. Die derzeitigen Implementierungen sind für die Untersuchung realer Systeme jedoch nur in eingeschränktem Maße geeignet. Diese Einschränkungen bestehen in der Anzahl der chemischen Elemente, die berücksichtigt werden können, in der derzeitigen thermodynamischen Datenbasis und in der langen Rechenzeit für die Gleichgewichtsberechnung. ■

The radioactive decay of the radionuclides changes the stoichiometric balance of the inventory. A further disturbing factor for the stoichiometry ensues from the fact that the inventory components are not evenly transported due to their different distribution and thus due to the different concentration gradients – not even if the diffusion coefficient and the transport-effective porosity are assumed to be the same for all components. In spite of these influences, deviations in the charge balance are small.

The illustrations show examples of the resulting radiation exposure in the biosphere for the simulation of a repository in clay and in salt with and without chemical coupling, respectively.

The result in both cases is that the calculated annual radiation exposure is lower if thermodynamic equilibrium processes are taken into account. It has to be noted, though, that the database for actinides and fission products is not yet complete. This concerns the parameters for certain interactions in strongly saline solutions and solubility or complex formation constants. Nevertheless, the results suggest that calculations with the near-field modules CLAYPOS and LOPOS – without consideration of chemical processes – overestimate radiation exposure rather than underestimate it and that in this respect they can therefore be considered to be conservative.

Conclusion

The combination of transport calculations and thermodynamic equilibrium calculations provides insights into the material dynamics in an underground repository for hazardous waste. It is furthermore possible to make a quantitative estimate of how much geogenic solution a mine structure can take until a calculated release of contaminants reaches critical levels. Such model calculations on reactive contaminant transport generally even allow conclusions with regard to necessary design details of the mine structure or of individual sections of the repository.

In the modelling of contaminant transport through host rock and overburden, elements of reactive contaminant transport are also useful to obtain a realistic idea of the actual release of contaminants into the aquifer.

It was shown that the coupling of near-field and thermodynamic equilibrium models can lead to further interactions between already considered processes. One objective of the integrated models used for long-term safety analyses is to improve the understanding of these interactions. The consideration of the thermodynamic equilibrium is therefore essential. For the study of real systems, the current implementations are, however, only suitable with restrictions. These restrictions concern the number of chemical elements that can be considered, the current thermodynamic database, and the long computation times required for equilibrium calculations. ■

5

Reaktorsicherheitsanalysen



Heinz Liemersdorf

Obwohl die Zuständigkeiten für die Fachbereiche Reaktorsicherheitsforschung und Reaktorsicherheitsanalysen in der GRS getrennt sind, zeigt die Praxis, dass die Aufgaben der Reaktorsicherheitsforschung und die Durchführung von Sicherheitsanalysen zur Bewertung sicherheitstechnischer Fragestellungen einschließlich der Auswertung von Betriebserfahrungen eng verzahnt sind. Dadurch können Synergien der jeweiligen Tätigkeitsfelder genutzt und der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik unmittelbar erfasst werden. Aus den anwendungsbezogenen Analysen lassen sich wiederum wichtige Hinweise auf notwendige Entwicklungen in der Forschung ableiten. Durch diese Verzahnung und gegenseitige Befruchtung ergibt sich auch ein besonderer Vorteil in der Fachkompetenz der GRS im Vergleich zu anderen im kerntechnischen Bereich tätigen Organisationen, die entweder nur Forschungstätigkeiten oder nur anwendungsbezogene Analyseaufgaben durchführen. Die enge, praktische Verzahnung wird nicht nur durch vorhandene Steuerinstrumente erreicht, sondern auch durch eine enge Kommunikation der wissenschaftlichen Mitarbeiter. Nachfolgend wird zunächst ein exemplarischer Überblick über die verschiedenen Tätigkeiten im Berichtszeitraum gegeben. Danach werden zwei Fachbeiträge vorgestellt, die beide typisch sind für die Verzahnung von Forschung und anwendungsbezogener Analyse.

■ Reaktorsicherheitsanalysen – fachliche Grundlage für behördliche Aufsicht und Genehmigung

Die in der GRS durchgeführten Reaktorsicherheitsanalysen dienen dazu, aktuelle Erkenntnisse über diejenigen Einflussfaktoren, die maßgebend das Sicherheitsniveau der in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerke bestimmen, zu gewinnen. Sie haben das Ziel, dieses Niveau zu erhalten und möglichst weiter zu verbessern. Dazu nutzt die GRS insbesondere den nationalen und internationalen Erfahrungsrückfluss. Darüber hinaus führt sie aber auch eigene analytische Untersuchungen zu aktuellen sicherheitstechnischen Fragestellungen, zum Verhalten der Anlage oder ihrer technischen Systeme im Kraftwerksbetrieb oder bei aufgetretenen oder theoretisch angenommenen sicherheitsrelevanten Ereignissen durch. Analyseinstrumente wie z. B. der Analysesimulator oder anerkannte ingenieurtechnische Methoden stehen für diese Untersuchungen zur Verfügung. Zunehmend an Bedeutung gewinnen dabei Untersuchungen, die sich nicht nur auf technische Sachverhalte konzentrieren, sondern menschliche und organisatorische Sicherheitsaspekte sowie das Zusammenwirken von Technik, Mensch und Organisation einbeziehen.

Die Ergebnisse dieser Untersuchungen, die in der Regel im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) oder der Aufsichts- und Genehmigungsbehörden der Bundesländer durchgeführt werden, sind unterschiedlich dokumentiert. Dazu gehören insbesondere Weiterleitungsnachrichten sowie Gutachten, Stellungnahmen und generische Berichte.

■ Weiterleitungsnachrichten

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

Reactor Safety Analyses

Even though different company divisions are in charge of reactor safety research and reactor safety analyses, actual working practice at GRS shows that the problems of reactor safety research are closely linked with the performance of safety analyses for the assessment of safety-related issues, which also includes the evaluation of operating experience. This way, synergy effects of the respective fields of activity can be used and the state of the art in science and technology be directly gauged. The application-oriented analyses can in turn be used to derive important indications regarding research needs. Thanks to this close interaction and mutual stimulation, the technical competence of GRS has a special advantage over other organisations in the nuclear field which either only carry out pure research or only perform application-oriented analyses. This close, practical interaction is not only achieved by existing steering instruments but also by close communication among our scientific staff. In the following, a survey of the different activities of the division is given, illustrated on several examples. After that, there are two specialist contributions on work that is typical of the interaction of research and application-oriented analysis at GRS.

Reactor safety analyses – technical basis for regulatory licensing and supervision

The reactor safety analyses carried out by GRS serve for gaining insights into those influencing factors that have a decisive effect on the level of safety of the nuclear power plants in operation in Germany. Their aim is to maintain this level and to enhance it as far as possible. To do so, GRS uses in particular the feedback from national as well as international experience. On top of that, however, GRS also carries out its own analytical studies on safety-related issues of current relevance as well as on the behaviour of the plant or its technical systems during power operation or in the case of any safety-relevant events, be it that they have actually occurred or are only theoretically assumed. Analysis tools, such as the analysis simulator or acknowledged engineering methods, are available for these studies. In this connection, more and more attention is paid to analyses concerning not only technical matters but also human or organisational safety aspects as well as the interaction of man, technology and organisation.

The results of these studies, which are generally sponsored by the Federal Ministry for the Environment,

Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU) or the licensing and supervisory authorities of the **Länder** (federal states), are documented in various different ways. These include in particular the so-called “information notices” as well as expert opinions, comments, and generic reports.

Information notices

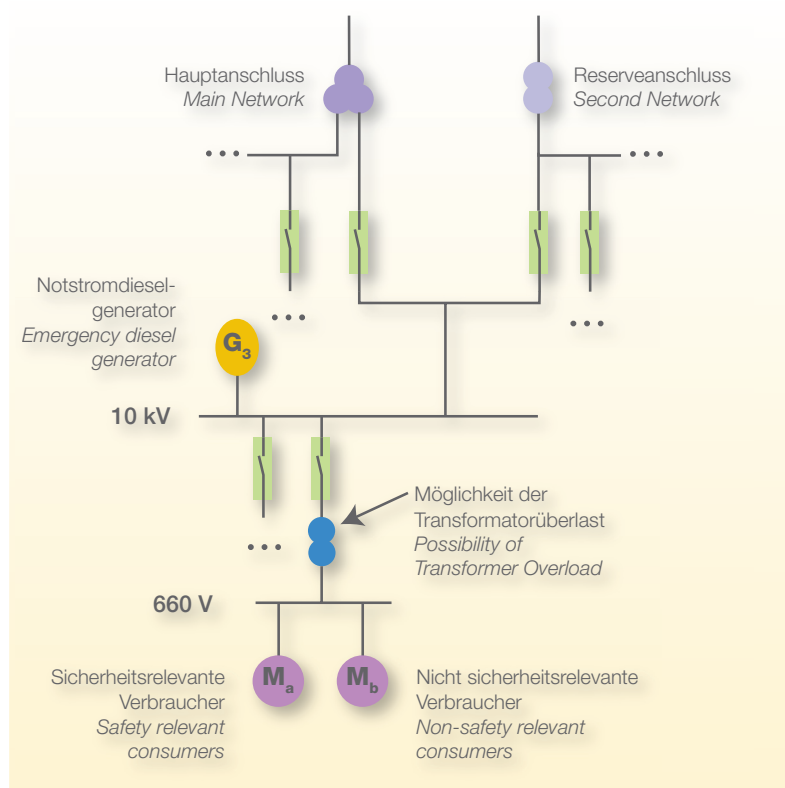
On behalf of the BMU, GRS issues so-called “information notices” to inform the German nuclear power plant operators and the supervisory authorities of the **Länder** and other organisations involved in the use of experience feedback about new findings of special safety significance, obtained e. g. from events that have occurred or from research results. They include statements on the applicability of the findings to other plants and on their safety significance as well as recommendations for necessary safety-related actions. In the course of one year, about 10 to 15 of these information notices are prepared. In the following, five information notices from the years 2005/2006 are presented in more detail due to their generic significance:

Nachfolgend werden fünf Weiterleitungsnachrichten aus den Jahren 2005/2006 wegen ihrer übergeordneten Bedeutung detaillierter präsentiert:

- Im Rahmen einer wiederkehrenden Prüfung wurden in einem deutschen Kernkraftwerk an zwei Dampferzeugern Schwächungen der Wanddicken an mehreren Heizrohren im Bereich des Rohrbodens festgestellt. Im Vergleich zu der drei Jahre zuvor durchgeführten Prüfung ergab sich eine Zunahme der Schwächung um bis zu 40 %. Die Klärung der Ursache war zum Zeitpunkt, als die Weiterleitungsnachricht erstellt wurde, noch nicht abgeschlossen. Nach neueren Erkenntnissen, die auf fraktografischen Untersuchungen an gezogenen Heizrohrteilen beruhen, liegt Spannungsrisskorrosion vor. Die betroffenen Heizrohre wurden verschlossen und das Prüfintervall für diesen Bereich wurde verkürzt. Die in anderen deutschen Kernkraftwerken eingesetzten Dampferzeuger wurden von einem anderen Hersteller gebaut. Da jedoch eine Prüfung des hier betroffenen Bereichs im Kerntechnischen Regelwerk nicht explizit gefordert ist, wurde eine Weiterleitungsnachricht mit der Empfehlung erstellt, die Ergebnisse der bislang in diesem Bereich durchgeführten Prüfungen vorsorglich nochmals zu überprüfen und gegebenenfalls dort weitere geeignete Prüfungen durchzuführen. Im Vergleich mit dem Umfang an festgestellten Schäden an Heizrohren ausländischer Kernkraftwerke ergibt sich für Deutschland aber insgesamt eine gute Betriebserfahrung mit dem Verhalten von Heizrohren.
- Eine weitere Weiterleitungsnachricht beschäftigte sich mit falschen Einstellungen von Schutzabschaltwerten für Überstrom im Bereich der Notstromversorgung. Grundsätzlich besteht bei der Einstellung der Überstromabschaltwerte das Problem, dass zwar einerseits Überströme durch Kurzschlüsse sicher abgeschaltet werden müssen, zum anderen aber keine Fehlabschaltungen beim Einschalten von großen elektrischen Verbrauchern (z. B. Anlaufen der Elektromotore von Pumpenantrieben im Betrieb oder infolge von Störungen/Störfällen) auftreten dürfen, wenn diese einen hohen Anlaufstrom haben. Beide Anforderungen werden durch eine exakte Einstellung erfüllt. Im vorliegenden Fall war es in einem deutschen Kernkraftwerk bei einer wiederkehrenden Prüfung in der Elektroversorgung zu einem fehlerhaften Abschalten eines Notstromtransformators

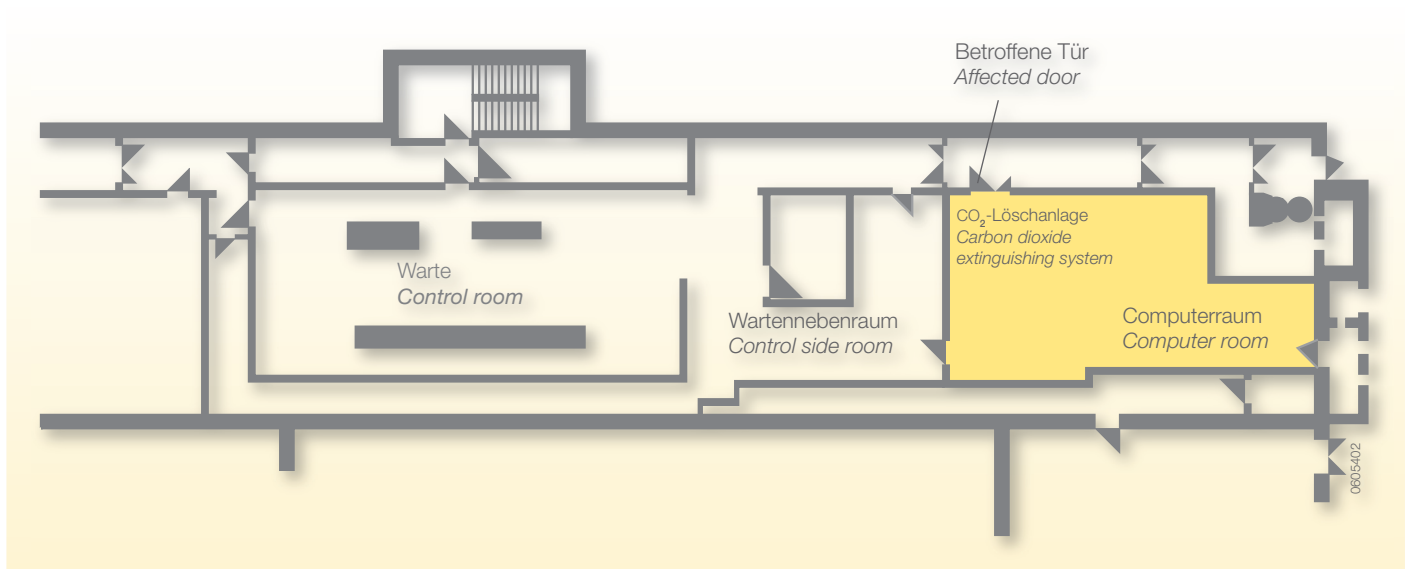
gekommen. Durch das Abschalten des Transformators konnten eine Zeit lang sicherheitstechnisch wichtige Komponenten nicht mit Strom versorgt werden. Im Unterschied zum später angesprochenen Ereignis im schwedischen Kernkraftwerk Forsmark betrafen die Auswirkungen aber nur eine Redundanz der Notstromversorgung. Das Fehlabschalten wurde dadurch hervorgerufen, dass bei der Prüfung neben den sicherheitstechnisch wichtigen Verbrauchern auch betriebliche Verbraucher automatisch eingeschaltet wurden und sich die Anlaufströme so ungünstig überlagerten, dass der Gesamtstrom zu einer Schutzabschaltung des Transformators führte. Die Möglichkeit des Zuschaltens der betrieblichen Verbraucher war bei der Einstellung des Überstromabschaltwertes nicht berücksichtigt worden. Die Empfehlungen der Weiterleitungsnachricht beziehen sich auf die Art und Durchführung der hier relevanten Prüfungen.

- Bei einem Leck an einem Raumluftkühler wurden durch das austretende vernebelte Wasser zwei Brandmelder angesprochen. Infolgedessen löste die in diesem Raum fest installierte CO₂-Löschanlage automatisch aus. Der Raum wurde mit CO₂ geflutet, wobei ein so hoher Druck entstand, dass eine Brandschutztür zu einem Flur aufgedrückt und eine Zwischendecke angehoben wurde. Der Geruch, des dem CO₂ beigemischten Geruchsstoffs, konnte bis in die nahe gelegene Warte wahrgenommen werden. Für das Personal bedenkliche CO₂-Konzentrationen wurden in der Warte aber nicht erreicht. Ursache für die entstandenen Schäden war ein zu hoher Druck im Raum beim Fluten durch die Löschanlage. Die Löschanlage war bei ihrer Errichtung nach dem damaligen Stand von Wissenschaft und Technik für einen deutlich höheren Raumüberdruck bemessen worden, als dies nach dem heutigen Stand vorgesehen ist. Zusätzlich wurde das Abströmen der verdrängten Luft durch eine zwischenzeitlich installierte Zwischendecke behindert. Um vergleichbare Ereignisse, die zu Schäden an Brandschutzeinrichtungen oder zur Gefährdung von sicherheitsrelevantem Personal führen können, in anderen Anlagen zu verhindern, wurde den Kernkraftwerken, die CO₂-Löschanlagen installiert haben, empfohlen, die Auslegung der Löschanlagen hinsichtlich zulässiger Überdrücke und der Funktion von Druckentlastungseinrichtungen zu überprüfen. Die Untersuchungen der GRS



◀ Schematische Darstellung zum fehlerhaften Abschalten eines Notstromtransformators in einem deutschen Kernkraftwerk bei einer wiederkehrenden Prüfung in der Elektroversorgung
Schematical representation of the inadvertent switch-off of an emergency power transformer in a German nuclear power plant during an in-service inspection in the electric power supply system

- During an in-service inspection, wall-thinning was detected in several steam generator tubes in the area of the tube sheets of two steam generators (SG) in a German nuclear power plant. Compared with the inspection three years earlier, the thinning had increased by up to 40%. Fault-finding had not been completed by the time the information notice was prepared. Recent findings based on fractographic analyses of pulled SG tubes have shown that they are affected by stress corrosion cracking. The affected SG tubes were sealed and the inspection interval for this area was shortened. The steam generators used in other German nuclear power plants were made by a different manufacturer. However, since the non-mandatory guidance instruments do not explicitly demand an inspection of the area affected, an information notice was prepared, recommending that the results of any inspections carried out in this area so far should be checked once over as a precaution, and that further suitable inspections should be performed if necessary. Compared with the extent of SG tube damage found in nuclear power plants abroad, however, operating experience with SG tube behaviour in Germany is generally positive.
- A further information notice dealt with wrongly set protective overcurrent trip values in the area of the emergency powers supply system. Generally, the problem with setting the overcurrent trip values is that on the one hand any overcurrents have to be safely cut short by short-circuits, but that on the other hand there must be no inadvertent tripping upon the connection of large electrical consumers (e.g. starting of the electric motors of pump drives during power operation or as a result of disturbances/accidents) if these have high starting currents. Both requirements are fulfilled by exact adjustment. In the present case, an emergency power transformer in a German nuclear power plant had been inadvertently switched off during an in-service inspection in the electric power supply system. The fact that the transformer had been switched off meant that certain safety-relevant components were temporarily without power. Other than in the case of the event at the Swedish Forsmark plant, which is described further below, the consequences affected only one redundant train of the emergency power supply system. The inadvertent trip was caused by the fact that the inspection involved the automatic actuation not



▲ Bei einem Leck an einem Raumluftkühler wurden durch das austretende vernebelte Wasser zwei Brandmelder angesprochen. Infolgedessen löste die in diesem Raum fest installierte CO₂-Löschanlage automatisch aus und flutete den Raum mit CO₂. Dabei entstand ein so hoher Druck, dass eine Brandschutztür zu einem Flur aufgedrückt und eine Zwischendecke angehoben wurde.

The atomised water emanating from a leak in a room air cooler set off two fire detectors. As a result, the CO₂ fire extinguishing system permanently installed in the room was automatically actuated. The room was flooded with CO₂. Owing to the resulting overpressure, a false ceiling was lifted, and the closed fire door leading to the corridor was pushed open.

kamen auch zu der Erkenntnis, dass der mögliche Einfluss von anlagentechnischen Änderungen auf die Sicherheit der Anlage systematischer überprüft werden sollte, insbesondere in den Fällen, in denen eine bauliche oder technische Änderung keines behördlichen Genehmigungs- oder Zustimmungsverfahrens bedarf.

- Eine andere Weiterleitungsnachricht betraf eine Aktivitätsfreisetzung während einer Anlagenrevision über einen nicht geplanten und nicht überwachten Pfad. In der Anlage kam es zunächst zu einem Aktivitätseintrag aus dem mit radioaktiven Stoffen beaufschlagten Dekontaminationssystem für Primärkreis Komponenten in das auslegungsgemäß aktivitätsfreie Deionatsystem. Das Deionatsystem liefert entmineralisiertes Wasser für verschiedene betriebliche Funktionen. Ursache des Eintrags war u. a. eine in der Auslegung vorgesehene Rückschlagklappe, die aber fälschlicherweise nicht eingebaut war. Das kontaminierte Deionat wurde dann zum Füllen der Sekundärseite eines Dampferzeugers verwendet und anschließend nach dem Entleeren des Dampferzeugers in den Maschinenhaussumpf über das konven-

tionelle Abwassersystem teilweise in den Fluss abgegeben. Obwohl die in Umgebung der Anlage freigesetzte Menge radioaktiver Stoffe sehr gering war, machte das Ereignis verschiedene Mängel in der Anlagenkonzeption, der Systemtechnik und im Sicherheitsmanagement deutlich. Da bereits in der Vergangenheit verschiedene vergleichbare Ereignisse in anderen Anlagen aufgetreten sind und die bisher ergriffenen Maßnahmen offensichtlich nicht ausreichend waren, wurden die Empfehlungen früherer Weiterleitungsnachrichten dahingehend ergänzt, die Untersuchung der Schnittstellen zwischen aktivitätsführenden und nichtaktivitätsführenden Systemen sowie deren radiologische Überwachung auch auf solche Stellen auszudehnen, die bisher aufgrund der geringen Wahrscheinlichkeit für einen Aktivitätsübertritt nicht im Blickfeld standen, aber aufgrund der potenziellen Möglichkeit in Betracht zu ziehen sind.

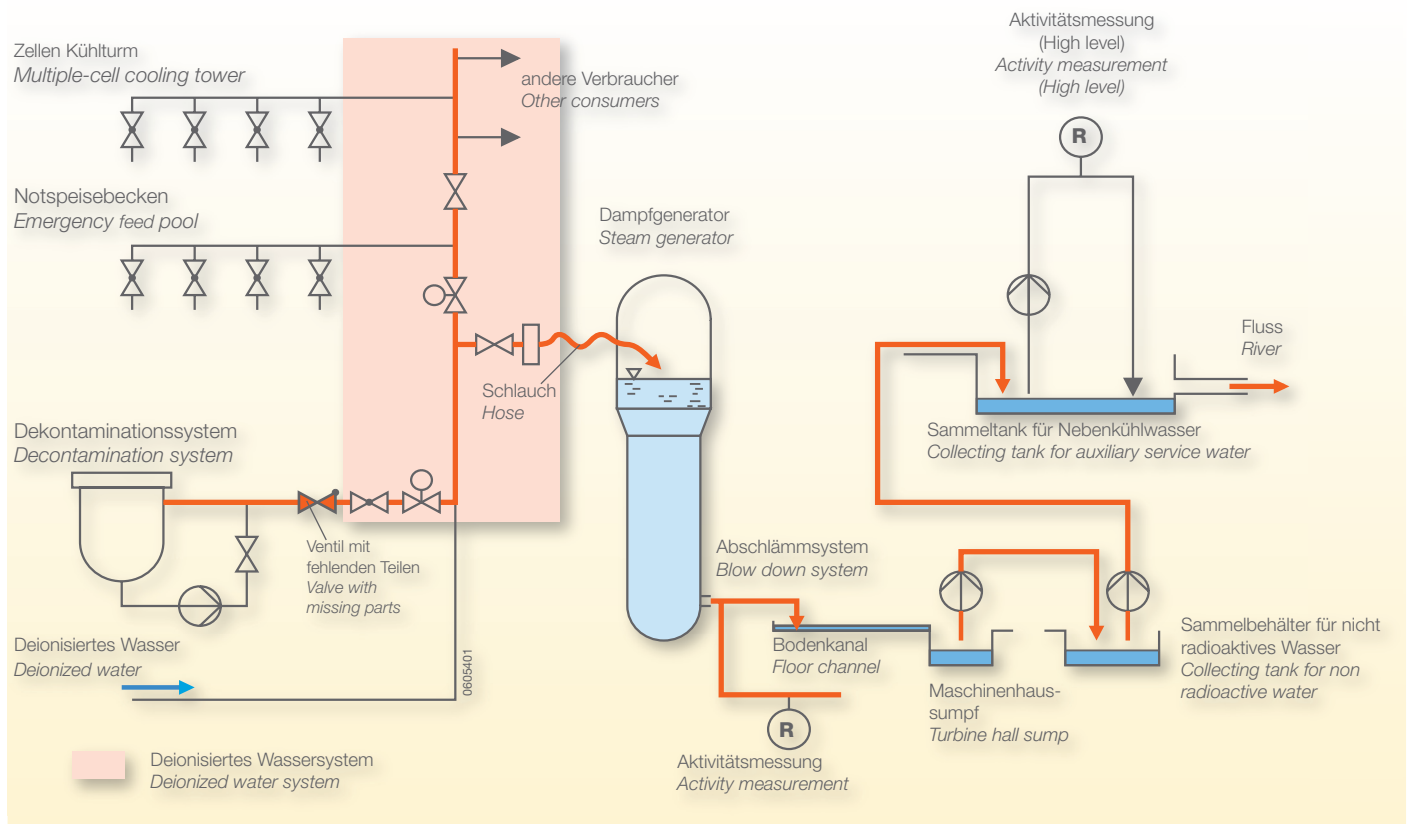
- Die letzte hier angesprochene Weiterleitungsnachricht behandelt aktuelle Befunde an Rohrleitungshalterungen. Bei einer Anlagenbegehung nach dem Abfahren zur Revision wurden in einem

only of the safety-relevant consumers but also of operational consumers. The simultaneousness of their starting currents was such that the cumulative current lead to a protective trip of the transformer. The possibility that operational consumers might be connected had not been taken into account when setting the overcurrent trip value. The recommendations in the information notice refer to the type and performance of the inspections relevant in this context.

- The atomised water emanating from a leak in a room air cooler set off two fire detectors. As a result, the CO₂ fire extinguishing system permanently installed in the room was automatically actuated. The room was flooded with CO₂. Owing to the resulting overpressure, a false ceiling was lifted, and the closed fire door leading to the corridor was pushed open. The odour of the smell-producing substance added to the CO₂ was still perceptible in the control room close by. The CO₂ concentration in the control room area did, however, not reach any levels that would have been critical for the personnel. The cause of the damage was an overpressure in the room upon CO₂ flooding by the fire extinguishing system. Upon its installation, the latter had been designed - according to the state of the art in science and technology at the time - for a much higher room overpressure than allowed by today's standards. Also, the air replaced was hindered from flowing out by a false ceiling that had been installed in the meantime. To prevent similar events that may lead to damage on fire extinguishing systems or to a risk to safety-relevant personnel from occurring in other plants, it was recommended that nuclear power plants with installed CO₂ fire extinguishing systems should check the design of these systems with regard to admissible overpressures and the operability of pressure relief systems. The analyses performed by GRS came to the conclusion that the possible effects of changes to the layout of systems on the safety of the plant should be checked in a more systematic way, especially in cases in which structural or technical modifications require no official licensing or approval procedure.
- Another information notice concerned an activity release during an overall maintenance inspection and refuelling outage via an unplanned and unsupervised path. Initially, activity entered from the decontamination system for primary system

components – which is contaminated with radioactive substances – into the demineralised-water system, which by design is not radioactive and provides demineralised water for various operational functions. The cause of the entry of activity was i.a. a check valve that had been provided by the design, but which had parts missing which erroneously had not been installed. The contaminated demineralised water was then used to fill the secondary side of a steam generator and subsequently, following the draining of the steam generator into the turbine building sump, some of it was discharged into the river via the conventional waste water system. Even though the amount of radioactive substances released into the environment of the plant was very slight, the event showed up clearly various flaws in plant design, systems engineering, systems technology, and safety management. As various similar events had already occurred in the past in other plants and the measures taken in response had obviously not been sufficient, the recommendations made in earlier information notices were supplemented, saying that inspections of the interfaces between activity-retaining and non-activity-retaining systems and their radiological monitoring should be extended to those areas which owing to the assumed low probability of an activity transfer had escaped attention, but now needed to be looked at more closely due to the potential for such occurrences.

- The final information notice to be mentioned concerns recent findings on piping supports. Following cooldown for the subsequent overall maintenance inspection and refuelling outage, a plant walk-down showed that several undercut anchors had loosened from their specified positions on pipe supports in the feedwater system of a German nuclear power plant. The supports had been newly installed within the framework of upgrading measures in recent years. They serve for absorbing jet and reaction forces in the case of pipe breaks and dynamic loads that may occur during plant operation. Furthermore, these anchors represent an upgrade of the original seismic design, which means that they serve for keeping the piping reliably in place in the event of any tremors caused by an earthquake. The findings were also caused by the incorrect installation of the anchors. Errors that had been committed during installation were e.g. boreholes that were



▲ Schematische Darstellung der Aktivitätsfreisetzung während einer Anlagenrevision über einen nicht geplanten und nicht überwachten Pfad
 Schematical representation of the activity release during an overall maintenance inspection and refuelling outage via an unplanned and unsupervised path

deutschen Kernkraftwerk im Speisewassersystem mehrere Befestigungsdübel an Rohrleitungshalterungen gefunden, die sich aus der Solllage gelöst hatten. Die Halterungen waren im Zuge von Nachrüstmaßnahmen in den letzten Jahren neu montiert worden. Sie dienen dazu Strahl- und Reaktionskräfte bei Rohrbrüchen und dynamische Belastungen, wie sie beim Betrieb der Anlage auftreten können, aufzunehmen. Weiterhin dienen diese Dübel der Ertüchtigung der ursprünglichen Auslegung gegen seismische Einwirkungen, d. h. der zuverlässigen Halterung von Rohrleitungen bei Erschütterungen infolge eines Erdbebens. Hervorgerufen wurden die Befunde durch eine unsachgemäße Montage der Dübel. Die Fehler, die bei der Montage gemacht wurden, waren beispielsweise zu tiefe Bohrlöcher. Dies verhindert bei dem betroffenen Dübeltyp eine korrekte Befestigung. Auch die erforderliche Qualitätssi-

cherung zeigte Mängel. Da dieser Dübeltyp auch in anderen Kernkraftwerken eingesetzt wird, wurde in der Weiterleitungsnachricht empfohlen, zunächst eine Überprüfung der Dokumentation zur Montage dieser Dübel und der durchgeführten Qualitätssicherung vorzunehmen. Bei Hinweisen auf Mängel sollten die montierten Dübel stichprobenartig überprüft werden. Bei Befunden sollte der Prüfumfang erweitert und die Verdübelungen ertüchtigt werden.

I Gutachten, Stellungnahmen und generische Berichte

Die in den Jahren 2005/2006 von der GRS ausgearbeiteten Gutachten, Stellungnahmen und generischen

too deep. In the case of the anchors concerned, this prevented correct fastening. There were also flaws in connection with the requisite quality assurance. As this kind of anchor is also used in other nuclear power plant, the recommendation in the information notice was that initially, the documentation pertaining to the installation of these anchors and the corresponding quality assurance should be examined. If this revealed any deficiencies, the anchors installed should be random-checked. If there were any findings, the inspection scope was to be extended and the anchorages upgraded.

I Expert opinions, statements and analyses

The expert opinions, statements and generic analyses prepared by GRS in 2005/2006 mainly concerned safety assessments of events in Germany and abroad.

Owing to the possible applicability to German nuclear power plants, GRS investigated in detail an event that occurred in a French nuclear power plant. What had happened was that ion exchange resins had reached from coolant purification into the primary system. The entry of the resin had led to damage on several components and to the unavailability of safety installations. Among other things, some of the control rods failed to drop into the core during a test. As it could not be excluded that the event might also be applicable to German plants, a corresponding information notice was prepared.

Following up a reportable event in a German nuclear power plant in which cracks had been found on piping of the emergency injection systems of three steam generators of a plant, GRS evaluated all reported events concerning similar corrosion mechanisms. The cracks had originated through corrosion on the austenitic materials, triggered by an entry and fortification of chlorides. In the past, there had already been numerous findings on austenitic components as a result of the same corrosion mechanism. There had been different causes of chloride entry (e.g. chloride-containing lubricants), some of them remaining unexplained. Also, the most different system areas had been affected. Overall, the analyses carried out by GRS showed that

the measures to prevent the entry of chloride are highly safety-significant as important quality characteristics of pressurised components and barriers for the retention of radioactive substances may be affected.

The work of GRS on the effectiveness of emergency cooling in loss-of-coolant accidents – a topic already addressed in the previous Annual Report – was continued. In this context, Chapter 5.1 contains a survey of the investigations by GRS into generic issues concerning the clogging of sump strainers. Further-going studies concerned plant-specific assessments of the amounts of water present in the sump under accident conditions. Here, safe operability of the pumps has to be demonstrated for different sump water levels in relation the pump intake levels. At one plant it had been found upon checking the licensing documents that for demonstrating sufficient sump water levels for certain postulated leaks, data had been used that were not corresponding to the actual plant conditions. GRS performed its own assessment of the re-calculations carried out by the plant vendor and the authorised expert for the plant in question. This resulted in the conclusion that despite the changed boundary conditions, the intakes of the emergency cooling system were sufficiently submerged. A recent comment by GRS concerns new developments on the topic of “Sump clogging in a loss-of-coolant accident”. New findings – presented by the utility in front of the RSK committee on “Plant and Systems Engineering” at the end of 2005 – show that corrosion products that form due to a chemical reaction of borated coolant with galvanised steel structures may have a negative influence on the behaviour of the insulation material on the filter. The opinion of GRS is that measures and safety demonstrations are necessary for PWR plants that take this aspect into account, too.

Another GRS comment had to do with the unintended response of safety valves during a reactor pressure vessel (RPV) pressure test of a boiling water reactor (BWR). Such test are carried out at intervals of eight years. During the course of this test, there suddenly occurred such a rapid pressure increase that the operating personnel were unable to intervene in time to prevent the safety valves from responding. The automatic pressure limitation was not suitable for limiting the pressure in time. The pumps used for the pressure test also did not shut down automatically since the shutdown value had not been set to a limit that was below that of the response pressure of the safety valves. Owing to the vibrations, the oscillating response

Berichte betrafen größtenteils sicherheitstechnische Bewertungen in- und ausländischer Ereignisse.

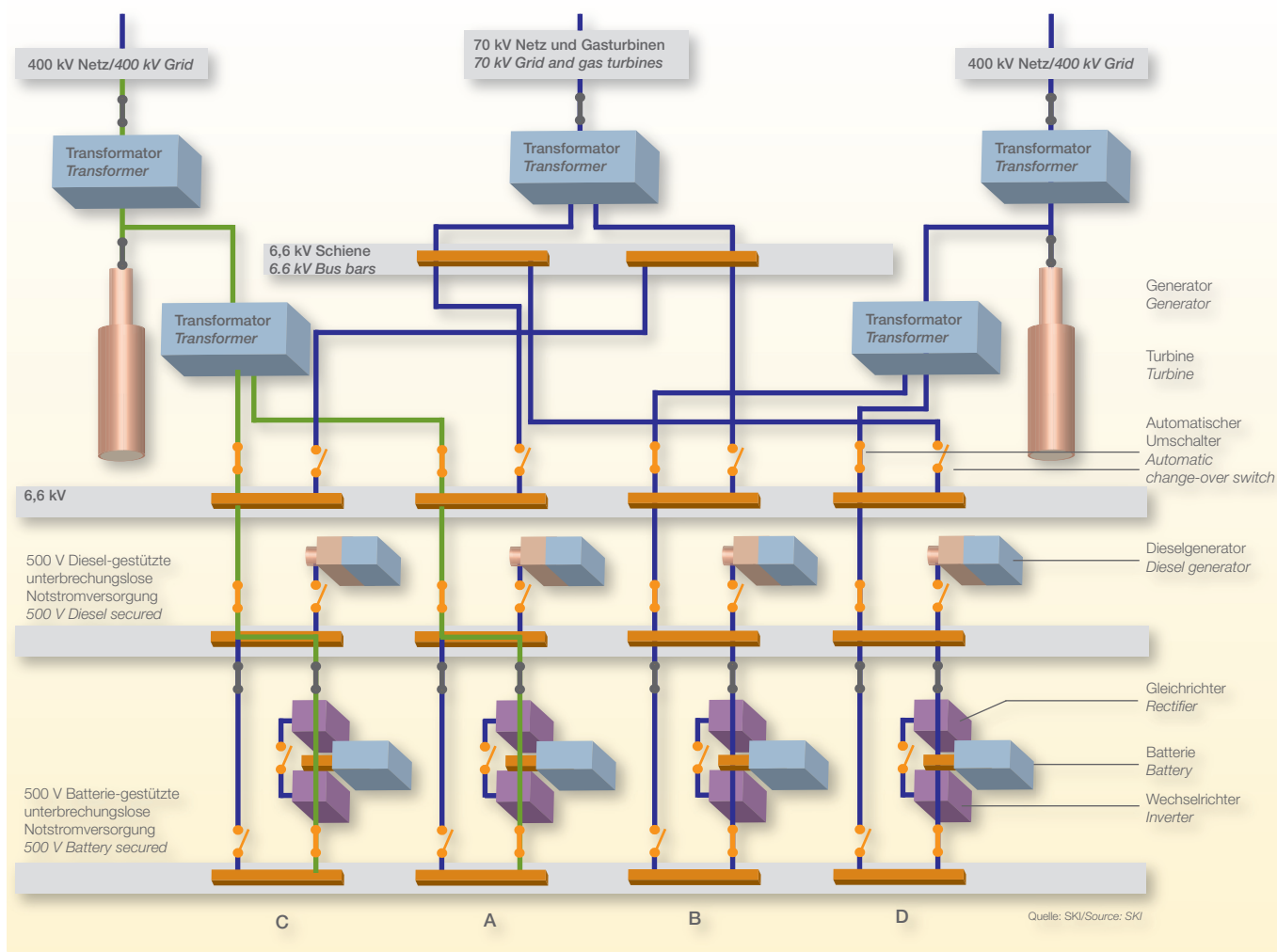
Wegen einer möglichen Übertragbarkeit auf deutsche Kernkraftwerke befasste sich die GRS eingehend mit einem Ereignis in einem französischen Kernkraftwerk. Dabei war es zum Eintrag von Ionenaustauscherharz aus der Kühlmittelreinigung in den Primärkreis gekommen. Der Harzeintrag führte zu Schäden an mehreren Komponenten und zur Unverfügbarkeit von Sicherheitseinrichtungen. Unter anderem fiel bei einer Prüfung ein Teil der Steuerelemente nicht ein. Da eine Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen nicht ausgeschlossen werden konnte, wurde zu diesem Ereignis auch eine Weiterleitungsnachricht erstellt.

Anlässlich eines meldepflichtigen Ereignisses in einem deutschen Kernkraftwerk, bei dem Risse an Rohrleitungen des Notspeisesystems von drei Dampferzeugern einer Anlage festgestellt wurden, wertete die GRS alle gemeldeten Ereignisse mit vergleichbarem Korrosionsmechanismus aus. Die Risse waren durch eine Korrosion an den austenitischen Werkstoffen, ausgelöst durch einen Eintrag bzw. eine Aufkonzentration von Chloriden, entstanden. Bereits in der Vergangenheit waren zahlreiche Befunde an austenitischen Komponenten aufgrund desselben Korrosionsmechanismus festgestellt worden. Die Ursachen für den Chlorideintrag waren unterschiedlich (z. B. chloridhaltige Schmiermittel) und nicht in allen Fällen festgestellt worden. Ebenso waren unterschiedlichste Systembereiche betroffen. Insgesamt ergab sich aus den GRS-Untersuchungen die Erkenntnis, dass die Maßnahmen zur Vermeidung von Chlorideinträgen eine erhebliche sicherheitstechnische Bedeutung haben, weil wichtige Qualitätsmerkmale von druckführenden Komponenten und Barrieren zur Rückhaltung radioaktiver Stoffe betroffen sein können.

Die im vorangegangenen Jahresbericht schon angesprochenen Arbeiten der GRS zur Wirksamkeit der Notkühlung bei Kühlmittelverluststörfällen wurden fortgesetzt. Dazu werden im Kapitel 5.1 Untersuchungen der GRS zu generischen Fragen der Verstopfung der Sumpfsiebe präsentiert. Weitergehende Untersuchungen betrafen anlagenspezifische Bewertungen zu den beim Störfall im Sumpfbereich vorhandenen Wassermengen. Dabei muss im Hinblick auf die Sumpfwasserstände im Vergleich zur Höhe der Ansaugöffnungen die Funktionssicherheit der Pumpen nachgewiesen werden. Bei der Überprüfung von Genehmigungsunterlagen einer Anlage hatte man festgestellt, dass bei

der Nachweisführung bzgl. ausreichender Sumpfwasserstände für bestimmte Leckannahmen nicht den Anlagegegebenheiten entsprechende Daten verwendet worden sind. Die GRS führte eine eigene Bewertung der vom Anlagenhersteller und Gutachter für diese Anlage durchgeführten Nachrechnungen durch. Darin kam sie zu dem Ergebnis, dass trotz der veränderten Randbedingungen eine ausreichende Überdeckung der Ansaugöffnungen des Nachkühlsystems gegeben ist. Eine aktuelle Stellungnahme der GRS betrifft neue Entwicklungen zum Thema „Sumpfverstopfung bei einem Kühlmittelverluststörfall“. Neue Erkenntnisse, die vonseiten der Betreiber im RSK-Ausschuss „Anlagen- und Systemtechnik“ Ende des Jahres 2005 vorgestellt wurden, zeigen, dass Korrosionsprodukte, die sich aufgrund einer chemischen Reaktion von borhaltigem Kühlmittel mit verzinkten Stahlstrukturen bilden, das Verhalten des Isoliermaterials am Filter ungünstig beeinflussen können. Nach Meinung der GRS sind bei DWR-Anlagen Maßnahmen und Sicherheitsnachweise erforderlich, die auch diesen Aspekt berücksichtigen.

Eine andere Stellungnahme der GRS betraf das nicht vorgesehene Ansprechen von Sicherheitsventilen bei einer alle acht Jahre stattfindenden Reaktordruckbehälter-Druckprüfung eines Siedewasserreaktors. Bei dieser Prüfung kam es plötzlich zu einem so schnellen Druckanstieg, dass das Personal nicht rechtzeitig eingreifen konnte, um ein Ansprechen der Sicherheitsventile zu verhindern. Die automatische Druckregelung war nicht geeignet, den Druck frühzeitig zu begrenzen. Die Druck aufprägenden Pumpen schalteten ebenfalls nicht automatisch ab, da der Abschaltwert nicht auf einen Wert eingestellt war, der geringer als der Ansprechdruck der Sicherheitsventile war. Das oszillierende Ansprechen der Sicherheitsventile führte durch die Schwingungen zu Rissen in der Leitung zu den Sicherheitsventilen. Der schnelle Druckanstieg wurde insbesondere verursacht durch eine vorangegangene Änderungsmaßnahme im Zusammenhang mit systemtechnischen Verbesserungen zur Vermeidung von Radiolysegasansammlungen. Die Änderung beinhaltete den Wegfall von Entlüftungsleitungen, die bisher vermutlich schnelle Druckanstiege bei solchen Prüfungen verhindert haben. Das Ereignis zeigte verschiedene Mängel bei der Druckprüfung und bei den Maßnahmen zur Vermeidung eines unzulässigen Druckaufbaus. In der Anlage selbst sind zahlreiche Vorkehrungen gegen Wiederholung vorgesehen, insbesondere soll die ungeeignete Druckabsicherung zukünftig technisch anderweitig gelöst werden. Die



▲ Schematische Darstellung der Stromversorgung der schwedischen Anlage Forsmark, in der sich bei einem Notstromfall nach einem Kurzschluss im Netz zwei von vier Notstromdiesel nicht zuschalteten
Schematical representation of the power supply system of the Swedish Forsmark plant where during a loss of preferred power following a short-circuit in the power grid, two out of four emergency diesels failed to connect

of the safety valves led to cracks in the piping upstream of the safety valves. The rapid pressure increase was caused in particular by a previous modification in connection with systems-related improvements to prevent radiolysis gas accumulations. This modification comprised the abolition of vent pipes which so far had presumably prevented rapid pressure increases during such tests. The result revealed various deficiencies in connection with the pressure test and the measures to prevent an inadmissible pressure build-up. In the plant concerned, there are now numerous provisions to avoid a repeat; in particular, the unsuitable pressure limitation is to undergo technical modification. The

safety significance of the event lies on the one hand in the effect on the behaviour of the affected piping and safety valves during power operation and on the other hand in the deficiencies found in the plant's safety management.

One special focus of GRS activities in 2006 was on obtaining information about and analysing an event that occurred at the Swedish Forsmark plant. At this plant, various failures occurred in the safety system when a short-circuit hit the high-voltage grid outside the plant. Starting from an overvoltage in the plant's own electric power supply system that was caused by the

sicherheitstechnische Bedeutung dieses Ereignisses ergibt sich einmal durch die Funktion der betroffenen Rohrleitungen und Sicherheitsventile beim Leistungsbetrieb der Anlage sowie durch erkannte Mängel im Sicherheitsmanagement.

Einen besonderen Arbeitsschwerpunkt der GRS stellen im Jahr 2006 Recherchen und Untersuchungen zu einem Ereignis in der schwedischen Anlage Forsmark dar. In dieser Anlage kam es bei einem Kurzschluss im Hochspannungsnetz außerhalb der Anlage zu verschiedenen Ausfällen im Sicherheitssystem. Ausgehend von einer im Zusammenhang mit dem Kurzschluss entstandenen Überspannung in der eigenen Stromversorgung des Kernkraftwerks schalteten sich zunächst zwei von vier Wechselrichtern im Notstromsystem der Anlage selbsttätig aus. Die Wechselrichter dienen der unterbrechungslosen Bereitstellung von Wechselstrom durch Umformung des von den Batterien gelieferten Gleichstroms. Als im Ereignisablauf die Notstromsysteme angefordert wurden, waren aufgrund der teilweise abgeschalteten Wechselstromversorgung zwei der vier vorhandenen Notstromdieselaggregate nicht in der Lage die elektrische Versorgung zu übernehmen. Durch den Ausfall der zwei von vier vorhandenen Notstromredundanzen, standen auch nur zwei von vier Pumpen zur Bespeisung des Reaktordruckbehälters mit Kühlmittel zur Verfügung, die aber ausreichten, einen erforderlichen Füllstand zu halten. Darüber hinaus waren Teile der Warte mit ihrer Instrumentierung nicht mit Strom versorgt. Durch eine von Hand durchgeführte Zuschaltung des verfügbaren externen Reservenetzes auf die spannungslosen Notstromredundanzen konnte nach ca. 20 Minuten die Stromversorgung wieder normalisiert werden. Nach den Ergebnissen der GRS-Untersuchungen beruht die sicherheitstechnische Bedeutung des Ereignisses im Wesentlichen darauf, dass durch vielfältige Ursachen die Störungsbeherrschung der Eigenbedarfsversorgung nicht erfolgreich war und bei den dadurch angeforderten Sicherheitseinrichtungen ein bisher nicht erkannter technischer Auslegungsfehler vorlag. Dieser führte zu einem gemeinsam verursachten Ausfall von zwei von vier Redundanzen. Neben der Analyse der sicherheitstechnischen Bedeutung des Ereignisses in verschiedenen Stellungnahmen standen eine mögliche Übertragbarkeit der Fehlerursachen und Empfehlungen für deutsche Anlagen im Vordergrund der GRS-Arbeiten.

Des Weiteren untersuchte die GRS einen Befund in einem amerikanischen Kernkraftwerk. Dort wurde bei

einer Überprüfung des sicherheitsrelevanten Nebenkühlwassersystems festgestellt, dass die bauliche Ausführung vor Ort nicht mit der in den Störfallanalysen zugrunde gelegten Ausführung übereinstimmte. Beispielweise war eine Überlauföffnung zur Begrenzung der maximalen Wasserhöhe bei Rohrleitungslecks im Pumpenhaus aus brandschutztechnischen Gründen verschlossen worden. Durch die vorhandenen Abweichungen hätte eine interne Überflutung des Pumpenhauses zu Redundanz übergreifenden Auswirkungen führen können. Infolge der gewonnenen Erkenntnisse sind auch für deutsche Anlagen neuere Untersuchungen zu Beeinträchtigungsmöglichkeiten der sicherheitsrelevanten Nebenkühlwasserversorgung vorgesehen.

Mit dem Ziel der Methodenerprobung für die praktische Anwendung wurde eine probabilistische Sicherheitsanalyse für Brandereignisse, die im Leistungsbetrieb auftreten können, erstellt. Dabei konnte gezeigt werden, dass mit den bei der GRS entwickelten fortschrittlichen Analysemethoden mit angemessenem Aufwand eine die gesamte Anlage umfassende „PSA-Brand“ durchgeführt werden konnte. Darüber wird im Kapitel 5.2 ausführlicher berichtet.

Ein spezielles Untersuchungsthema, welches eine zunehmende Bedeutung bekommt, ist die Sicherung der in Kernkraftwerken eingesetzten Informationstechnologie (Datennetze) gegen unbefugten Zugriff und sicherheitsgefährdende Einwirkungen. Gutachtertätigkeiten zur Anlagensicherung zum Schutz gegen „Einwirkungen Dritter“ gehörten schon immer zum Tätigkeitsfeld der GRS im Auftrag der Aufsichtsbehörden der Bundesländer. Weiterhin berät die GRS das BMU bei der Weiterentwicklung der betreffenden Richtlinien. In den letzten Jahren wurden in allen Kernkraftwerken weitreichende Datennetze aufgebaut, die auch überwiegend über Anschlüsse an das World Wide Web verfügen. Daraus ergeben sich neue Szenarien für mögliche Angriffe von Außen, die die Sicherheit der Anlagen negativ beeinflussen können. Die GRS wurde deshalb von einer Aufsichtsbehörde beauftragt, auch die von dem Betreiber getroffenen Maßnahmen zum Schutz der Betriebsführungssysteme der in dem Bundesland vorhandenen Kernkraftwerke zu überprüfen. Ziel der Schutzmaßnahmen ist, einen ausreichenden Schutz gegen interne und externe Manipulationen des Betriebsführungssystems über das Datennetz zu gewährleisten, um Einwirkungen, die die Sicherheit der Anlagen erheblich beeinträchtigen könnten, zu verhindern. In diesem

short-circuit, two out of four converters in the plant's emergency power system were automatically switched off. The converters serve for the uninterrupted supply of alternating current by converting the direct current supplied by the batteries. When during the course of the event the emergency power systems were challenged, two out of the four existing emergency diesels were not able to take over the electricity supply owing to the partially disabled AC power supply. Due to the failure of two of the four redundant emergency power system trains there were also only two out of four pumps available for RPV coolant injection; however, these were still sufficient to maintain the required water level. In addition, parts of the control room and their instrumentation were without power. After approx. 20 minutes it was possible to restore normal electric power supply by manual connection of the external standby grid to the de-energised emergency power system redundancies. According to the results of the analysis of the event by GRS, its safety significant is mainly due to the fact that the disturbance in house-load-mode operation was not successfully controlled for various reasons and that the safety systems challenged in the event revealed a technical design deficiency which had so far gone unnoticed. This led to a common-cause failure of two out of four redundant trains. Apart from the analysis of the safety significance of the event in various comments, GRS focused mainly on the possible applicability of the causes to German plants and on giving corresponding recommendations.

Irregularities at a US nuclear power plant also gave rise to a closer investigation by GRS. In this case, an inspection of the safety-relevant service water system revealed that the structural implementation on site was not in line with the design on which the accident analyses were based. For example, an overflow intended to limit the maximum water level in the event of a leak in a pipe in the pump building had been blocked for reasons of fire protection. The deviations found could have caused internal flooding of the pump building, which could in turn have resulted in consequences affecting several redundant trains at the same time. The insights gained from this case have led to the German plants also being re-examined with regard to possible impairments of the safety-relevant service water system.

A probabilistic safety analyses for fire events that may occur during power operation was prepared with the aim to put methods for practical application to the test. In this context it could be shown that it is possible

to carry out a "Fire PSA" covering the entire plant at reasonable effort with the advanced analysis methods developed by GRS. A more detailed account is given in Chapter 5.2.

One special study area which is getting more and more important is the protection of the information technology (data networks) used in nuclear power plants against unauthorised access and any kind of impact that would put safety at risk. Expert work in the field of physical plant protection against "interference by third parties" has always been a competence area of GRS within the framework of supporting the supervisory authorities of the **Länder**. Furthermore, GRS advises the BMU on the further development of the corresponding guidelines. In recent years, extensive data networks have been established in all nuclear power plants, most of which also have links to the World Wide Web. This results in new scenarios for possible attacks from outside that may have negative effects on the safety of the plants. GRS was therefore asked by one regional supervisory authority to carry out an additional examination of the measures provided by the utility to protect the integrated operation management systems of the nuclear power plants in that particular federal state. The aim of the protection measures is to ensure sufficient protection against internal and external manipulation of the integrated operation management system via the data network in order to prevent any interference that might put the safety of the plants at a considerable risk. In this context, GRS also advises the BMU on the preparation of guidelines for the protection of the data networks in nuclear facilities.

A report prepared at the end of 2005 on the generic evaluation of operating experience deals with the feedback related to information notices. The aim of the evaluation of this experience feedback is to provide a survey of which possibilities of implementing the recommendations are used in the various plants in order to be able to communicate further safety-relevant findings from the investigations at the individual plants concerned. Also, the evaluation of this feedback serves for enhancing the recommendations of future GRS information notices and putting them even more precisely.

In this report, which is now the third of its kind, on the generic evaluation of the experience feedback relating to information notices, a total of 615 feedback reports concerning 54 information notices were evaluated and commented on. This evaluation shows that in general

Zusammenhang berät die GRS auch das BMU bei der Erstellung von Richtlinien zum Schutz der Datennetze in kerntechnischen Anlagen.

Ein Ende des Jahres 2005 erstellter Bericht zur generischen Auswertung von Betriebserfahrungen befasst sich mit Rückmeldungen zu Weiterleitungsnachrichten. Ziel der Auswertung dieses Erfahrungsrückflusses ist es, einen Überblick zu geben, welche Möglichkeiten zur Umsetzung der Empfehlungen in den verschiedenen Anlagen genutzt wurden, um weitere sicherheitstechnisch wichtige Erkenntnisse aus den Untersuchungen in den einzelnen Anlagen zu vermitteln. Daneben dient die Auswertung dieses Erfahrungsrückflusses auch dazu, die Empfehlungen zukünftiger Weiterleitungsnachrichten der GRS zu verbessern und zu präzisieren.

In dem nun dritten Bericht zur Anlagen übergreifenden Auswertung der Rückmeldungen zu Weiterleitungsnachrichten wurden insgesamt 615 Rückmeldungen zu 54 Weiterleitungsnachrichten ausgewertet und kommentiert. Grundsätzlich zeigte die Auswertung, dass die Empfehlungen der Weiterleitungsnachrichten, sofern sie für die jeweiligen Anlagen relevant waren, bis auf Einzelfälle umgesetzt wurden. Dabei wurden sie oftmals in unterschiedlicher Form durch technische und/oder administrative Maßnahmen umgesetzt. In einigen Fällen haben sich aus dem Erfahrungsrückfluss neue Erkenntnisse zu einer Weiterleitungsnachricht ergeben, diese wurden im Bericht im Zusammenhang mit der einzelnen Weiterleitungsnachricht diskutiert und führten gegebenenfalls zu weiteren Empfehlungen. ■

all recommendations of the information notices were implemented whenever they were relevant to the respective plants, with only a few exceptions. The implemented measures often took different shapes, sometimes being of a technical, sometimes of an administrative nature. In some cases, the experience

feedback resulted in new insights with respect to the original information notice; these were discussed in the report in connection with the information notice in question and sometimes led to further recommendations. ■



Edmund Kersting

5.1 Generische Fragen zur Verstopfung der Sumpfsiebe

Im Kernkraftwerk Barsebäck, Block 2, einem Siedewasserreaktor (SWR), wurde am 28. Juli 1992 ein Sicherheitsventil geöffnet. Der Dampfstrahl traf auf die thermische Isolierung und setzte Mineralwolle frei, die sich teilweise auf die Sumpfsiebe an der Saugseite der Notkühlumpen setzte und diese verstopfte. Dieses Ereignis deutete an, dass die Verstopfung der Sumpfsiebe bei Kühlmittelverluststörfällen unterschätzt wurde.

Die Auswertungen der Untersuchungsergebnisse von Framatome ANP in Karlstein und vom GKSS-Forschungszentrum Geesthacht zeigten, dass bei realistischen Randbedingungen während eines Kühlmittelverluststörfalls mehr Isoliermaterial – als früher angenommen – im Sumpf zu den Sumpfsieben transportiert werden kann und sich dann verstärkt an den Sumpfsieben und im Kern ablagert. In den meisten deutschen Kernkraftwerken wurden danach Änderungen an der Isolierung, an den Sumpfsieben und an der Maschenweite durchgeführt, um die Auslegung des Sumpfes für die Notkühlung im Sumpfumwälzbetrieb zu verbessern.



Winfried Pointner

Phänomene bei der Verstopfung der Sumpfsiebe

Während eines Kühlmittelverluststörfalls innerhalb des Sicherheitsbehälters treffen Druckwellen und der Bruchstrahl auf unterschiedliche Materialien wie die thermische Isolierung, Anstriche, Beton, Korrosionsprodukte und Staub in der Umgebung. Zusätzlich können Stoffe durch chemische Reaktionen zwischen dem chemisch aktiven Notkühlwasser, das bei einem Kühlmittelverluststörfall eingesetzt wird, und den Materialien im Sicherheitsbehälter erzeugt werden.

Durch Transportvorgänge, wie den Mitriss von Isoliermaterial am Dampf-/Wasserstrahl des Bruches und dem Abwaschen von im Sicherheitsbehälter abgelagerten Stoffen wird ein Teil der freigesetzten Stoffe in den Sumpf eingetragen. Durch den Betrieb der Notkühlumpen im Sumpfumwälzbetrieb werden die im Sumpfwasser schwebenden Stoffe zum einen an den Sumpfsieben abgelagert und zum anderen durch das Notkühlsystem in das Primärsystem und den Kern eingetragen, und beeinträchtigen die Notkühlung nach einem Kühlmittelverluststörfall:

- Das auf den Sumpfsieben nahezu gleichmäßig abgelagerte Isoliermaterial verursacht eine Erhöhung der Druckverluste über die Sumpfsiebe. Dieser Druckverlust kann den für den wirksamen Betrieb der Notkühlumpen erforderlichen Pumpenvordruck (NPSH) übersteigen und dazu

führen, dass sich die Pumpenleistung verringert und möglicherweise die Pumpe ausfällt.

- Das Isoliermaterial kann zum Verschleiß und zum Verstopfen von Komponenten im Notkühlsystem führen. Dabei kann die Funktionsfähigkeit der Komponenten so stark eingeschränkt werden, dass sie ihre Funktion nicht mehr auslegungsgemäß erfüllen können.
- Das Isoliermaterial kann sich an den Abstandshaltern oder am IDF-Fuß (Integrated Debris Foot) eines Brennelements ablagern. Dies führt zu einer Verringerung des Kühlmittelflusses durch den Kern und zu einer Verschlechterung der Kernkühlung.

Um das Wissen über die Phänomene der Verstopfung der Sumpfsiebe zu erweitern und wirksame Vorgehensweisen zur Kernkühlung während eines Kühlmittelverluststörfalls mit Freisetzung von Isoliermaterial zu entwickeln, führten Framatome ANP in Karlstein und das GKSS-Forschungszentrum Geesthacht 2001 im Auftrag der deutschen Betreiber/VGB ein Versuchsprogramm durch.

Ergebnisse des Versuchsprogramms

Die Schwerpunkte der Untersuchungen waren die

5.1 Generic issues on sump strainer clogging

On 28 July 1992, a safety valve opened in Unit 2 of the Barsebäck nuclear power plant, which has a boiling water reactor (BWR). The steam jet hit the thermal insulation and released mineral wool, some of which deposited on the sump strainers on the suction side of the emergency cooling pumps, thereby clogging them. This event indicated that the clogging of sump strainers during loss-of-coolant accidents (LOCAs) had been underestimated.

An evaluation of research results obtained from the Karlstein test facility of Framatome ANP and from the GKSS Research Centre at Geesthacht showed that under the realistic conditions of a LOCA, more insulation material than had previously been assumed could be transported through the sump to the sump strainers and subsequently deposit at an increased rate on the sump strainers and in the core. In the wake of these findings, changes to the insulation, sump strainers and screen sizes were implemented in most German nuclear power plants in order to improve the design of the sump for emergency cooling in sump recirculation mode.

I Phenomena in connection with sump strainer clogging

During the course of a LOCA inside the containment, pressure waves and the jet from the break hit different materials, such as the thermal insulation, coatings, concrete, corrosion products and ambient dust. In addition, substances may be generated by chemical reaction of the chemically active emergency cooling water used in a LOCA and the materials present in the containment.

Transport processes such as the entrainment of insulation material with the steam/water jet from the break location and the washing-off of materials deposited in the containment cause part of the materials released to reach into the sump. Owing to the operation of the emergency cooling pumps in sump recirculation mode, the materials suspended in the sump water are on the one hand deposited on the sump strainers and on the other hand caused to flow through the emergency cooling system into the primary system and the core, thereby impairing emergency cooling following a LOCA:

- The insulation material deposited almost evenly on the sump strainers causes an increase of the pressure drop rates across the sump strainers. This pressure drop may exceed the net positive suction head (NPSH) necessary for the effective operation of the emergency cooling pumps and

lead to a possible reduction of pump rating and eventual failure of the pump.

- The insulation material may lead to the wearing and clogging of components in the emergency cooling system. This may impair the operability of the components to such an extent that they are no longer able to fulfil their specified function.
- The insulation material may deposit on the spacers or on the integrated debris foot (IDF) of a fuel element. This leads to a reduction of coolant flow through the core and to a deterioration of core cooling.

In order to broaden the knowledge on the phenomena of sump strainer clogging and develop effective methods for core cooling during a LOCA involving the release of insulation material, Framatome ANP at Karlstein and the GKSS Research Centre carried out an experiment programme for the German utilities/VGB in 2001.

I Results of the experiment programme

The experiments focused on

- the release of insulation material under realistic conditions,

- Freisetzung von Isoliermaterial unter realistischen Bedingungen,
- Sedimentation und Transport von freigesetztem Isoliermaterial im Sumpf,
- Ablagerung an den Sumpfsieben und Penetration von Isoliermaterial durch die Sumpfsiebe,
- Druckverlust über die Sumpfsiebe und
- Ablagerung von Isoliermaterial und Druckverlust an den Brennelementen.

Freisetzungsversuche

Die Freisetzungsversuche von Framatome ANP in Karlstein zeigten, dass bis zu 86 % des Isoliermaterials aus Kassetten freigelegt werden, wenn diese am Zusammenstoß vom Bruchstrahl im Abstand von zwei Druckmessern (D) des Bruchquerschnitts getroffen werden. Die Kassetten wurden nicht geöffnet, wenn sie auf der gegenüberliegenden Seite des vom Bruchstrahl getroffenen Rohres lagen. Das Isoliermaterial wurde von einer Kassette im Abstand von 15 D freigesetzt, als sie von der Innenseite getroffen wurde. Die Innenseite einer Kassette ist nur mit einer dünnen Folie geschützt. Daher entspricht die Freisetzung von Isoliermaterial in diesem Fall der Freisetzung aus einer Matratzenisolierung.

Im Nachweisverfahren für eine gesicherte Notkühlung des Kerns nach einem Kühlmittelverluststörfall wurde zur Bestimmung der Freisetzungsraten von Isoliermaterial das NRC-Kegelmodell herangezogen. Die in den Karlsteinversuchen gemessenen Freisetzungsraten wurden nicht vollständig von NRC-Kegelmodell abgedeckt. Die Reaktorsicherheitskommission hat infolge der Versuchsergebnisse die Anforderungen im Nachweisverfahren erhöht.

Sedimentations- und Transportversuche

Aus den GKSS-Versuchen ergab sich, dass 58 % bis 75 % des Isoliermaterials im Sumpf sedimentieren. Die Transportraten zu den Sumpfsieben konnten nicht genau gemessen werden, da ein Teil des Isoliermaterials nach dem Versuch nicht mehr in der Versuchsanlage wiedergefunden wurde (Schwund). Daher lagen die Transportraten zwischen 25 % und 42 % mit Berücksichtigung

des Schwundes und zwischen 20 % und 38 % ohne Berücksichtigung des Schwundes. Die höchsten Transportraten wurden bei einem Test mit einer Mischung von Mineralwolle und partikelförmigen Material (zermahlene Minileit) ermittelt.

Ablagerung und Penetrationsversuche

Die Ablagerung von Isoliermaterial auf den Sumpfsieben mit einer Maschenweite von 9 x 9 mm lag zwischen 10 % und 32 % bei Berücksichtigung des Schwundes und zwischen 12 % und 45 % ohne Berücksichtigung des Schwundes. Die größeren Ablagerungen wurden bei den Versuchen mit einer kleineren Siebfläche gefunden. Inzwischen wurden die Sumpfsiebe mit der Maschenweite 9 x 9 mm in den meisten deutschen Druckwasserreaktoren durch Sumpfsiebe mit der Maschenweite 3 x 3 mm ersetzt. Die Messdaten der GKSS-Versuche können daher nicht direkt auf die Ablagerung an den und Penetration durch die aktuellen Sumpfsiebe der deutschen Kernkraftwerke übertragen werden.

Druckverluste

Die Druckverluste über die Isoliermaterialablagerung an den Sumpfsieben und an den Brennelementen wurden bei den GKSS-Versuchen untersucht. Folgende Abhängigkeiten des Druckverlustes über das abgelagerte Isoliermaterial konnten abgeleitet werden:

- Der Druckverlust ist nahezu linear abhängig von der Dicke der Isoliermaterialablagerung.
- Der Druckverlust ist direkt proportional zur Viskosität des Sumpfwassers (Temperaturabhängigkeit).
- Der Druckverlust erhöht sich mit der Geschwindigkeit mit einem Exponenten von etwa 1,15.
- Der Druckverlust steigt mit der Borkonzentration an (bei 2.200 ppm liegt der Druckverlust um 15 % bis 30 % höher als bei 0 ppm).
- Der spezifische Druckverlust nimmt mit einer steigenden Geschwindigkeit während des Ablagerungsprozesses ab.
- Der Druckverlust ist stark vom Typ des Isoliermaterials und vom Herstellungsjahr abhängig.

- the sedimentation and transport of released insulation material in the sump,
- deposition on the sump strainers and the penetration of insulation material through the sump strainers,
- the pressure drop across the sump strainers, and
- the deposition of insulation material and pressure drop on the fuel elements.

Release experiments

The release experiments performed by Framatome ANP at Karlstein showed that up to 86 % of the insulation material is released from the cassettes when these are hit by the jet at a distance of two diameters (D) of the cross-sectional area of the break in the place where two cassettes are joined. The cassettes were not opened when located at the opposite side of the pipe hit by the jet. The insulation material of one cassette at a distance of 15 D was released when the jet hit it on the inside. The inside of the cassettes is only protected by a thin sheet of foil. The release of insulation material therefore corresponds in this case to a release from mat insulation.

As part of the procedure to demonstrate assured emergency core cooling following a LOCA, the NRC Cone Model was used to determine the release rates of insulation material. The release rates measured in the Karlstein experiments were not fully covered by the NRC Cone Model. Reacting to the experiment results, the Reactor Safety Commission issued more stringent requirements for demonstration methods.

Sedimentation and transport experiments

The GKSS experiments showed that 58 % to 75 % of the insulation material sediment in the sump. The transport rates in the direction of the sump strainers could not be measured exactly because part of the insulation material could no longer be found in the experiment facility after the experiment (loss). Transport rates therefore lay between 25 % and 42 % considering loss and between 20 % and 38 % without considering loss. The highest transport rates were determined in an experiment using a mixture of mineral wool and particulate material (ground Minileit).

Deposition and penetration experiments

The deposition of insulation material on the sump strainers with a screen size of 9 x 9 mm lay between 10 % and 32 % considering loss and between 12 % and 45 % without considering loss. The largest deviations were found in connection with the experiments involving a smaller screen size. In the meantime, the sump strainers with a screen size of 9 x 9 mm have been replaced in most German pressurised water reactors with sump screens with a screen size of 3 x 3 mm. The measured data of the GKSS experiments can therefore not be directly applied to the deposition on and penetration through the sump strainers currently used in German nuclear power plants.

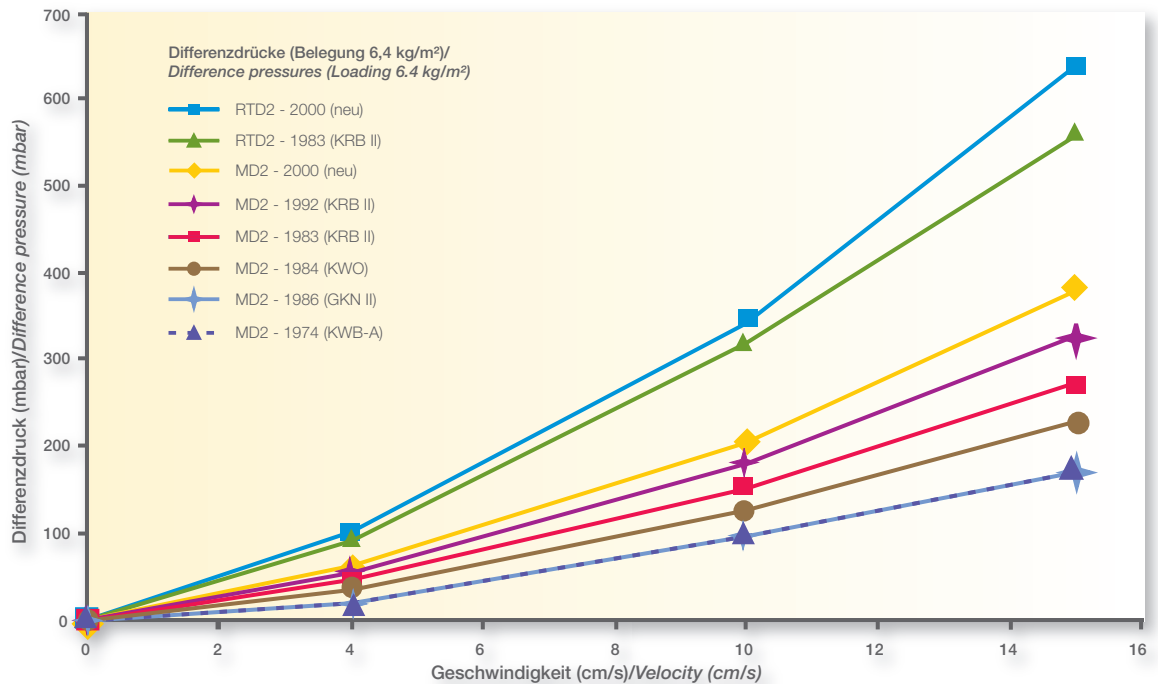
Pressure drop rates

The pressure drop rates across the insulation material deposits on the sump strainers and the fuel elements were studied in the GKSS experiments. The following dependencies of the pressure drop across the deposited insulation material were derived:

- The pressure drop is almost linearly dependent on the thickness of the insulation material deposit.
- The pressure drop is directly proportional to the viscosity of the sump water (temperature dependence).
- The pressure drop increases with the velocity at an exponent of about 1.15.
- The pressure drop increases with the boron concentration (at 2,200 ppm, the pressure drop is 15 % to 30 % higher than at 0 ppm).
- The specific pressure drop decreases with a rising velocity during the deposition process.
- The pressure drop is heavily dependent on the type of insulation material and the year of its manufacture.
- The mixture of mineral wool and particulate material (Minileit) leads to a strong increase of the specific pressure drop.

All measured values regarding the pressure drop rates in the GKSS experiments were obtained with a

► Abhängigkeit des Druckverlustes vom Typ des Isoliermaterials und vom Herstellungsjahr
Dependence of the pressure drop on the type and year of manufacture of the insulation material



- Die Mischung von Mineralwolle mit partikelförmigem Material (Minileit) führt zu einer starken Erhöhung des spezifischen Druckverlustes.

Alle Messgrößen zu den Druckverlusten bei den GKSS-Versuchen wurden mit einer Maschenweite von 9 x 9 mm an den Sumpfsieben bzw. an einem Abstandschalter/IDF-Fuß eines Bündels gewonnen.

Analytische Untersuchungen

Derzeit gibt es keine integrale Versuchsanlage, die die Untersuchung aller relevanten Phänomene der Verstopfung der Sumpfsiebe ermöglicht. Daher ergänzte die GRS diese Versuche durch analytische Untersuchungen

- zum Transport von Isoliermaterial im Sicherheitsbehälter,
- zur Bestimmung des verfügbaren Pumpenvordrucks (NPSH) der Notkühlpumpen und
- zu Druckverlusten im Kern.

Die Transportrate innerhalb des Sicherheitsbehälters wird über ein RSK-Postulat von 50 %, abgeleitet aus dem Barsebäck-Ereignis, festgelegt. Die Transportrate wird einerseits durch den Mitriss von Isoliermaterial mit der Wasserphase (grobe Teilchen) zum Sumpf und die Einbauten unterhalb des Bruches und andererseits mit der Dampfphase (kleine Teilchen) in den Sicherheitsbehälter bestimmt. Analysen mit COCOSYS haben gezeigt, dass die kleineren von Dampf mitgerissenen Isoliermaterialteilchen zu 3 % im Sumpf und zu 59 % auf den Böden sedimentieren. 38 % dieses Isoliermaterials lagern sich durch Kondensation an den Wänden ab. Der Rücklauf von Kondensat aus dem Sicherheitsbehälter zum Sumpf wäscht einen Teil des abgelagerten Isoliermaterials ab. Die berechneten Ablagerungsraten unterstützen das RSK-Postulat.

Der verfügbare Vordruck der Notkühlpumpen, der für eine ausreichende Notkühlbespeisung notwendig ist, hängt vom Sumpfwasserstand und der Unterkühlung des Sumpfwassers ab. Mit dem gekoppelten Rechenprogramm ATHLET/COCOSYS führte die GRS Analysen zum 0,1 F-Leck im kalten Strang und zum Abriss der Druckhalteranschlussleitungen im Druckwasserreaktor mit Genehmigungsrandbedingungen durch. Die Unterkühlung des Sumpfwassers betrug etwa 20 K zu Beginn der Notkühlung im Sumpfumwälzbetrieb. Diese Unterkühlung zeigt einen großen Sicherheitsabstand

screen size of 9 x 9 mm on the sump strainers or on a spacer/IDF of a bundle.

Analytical studies

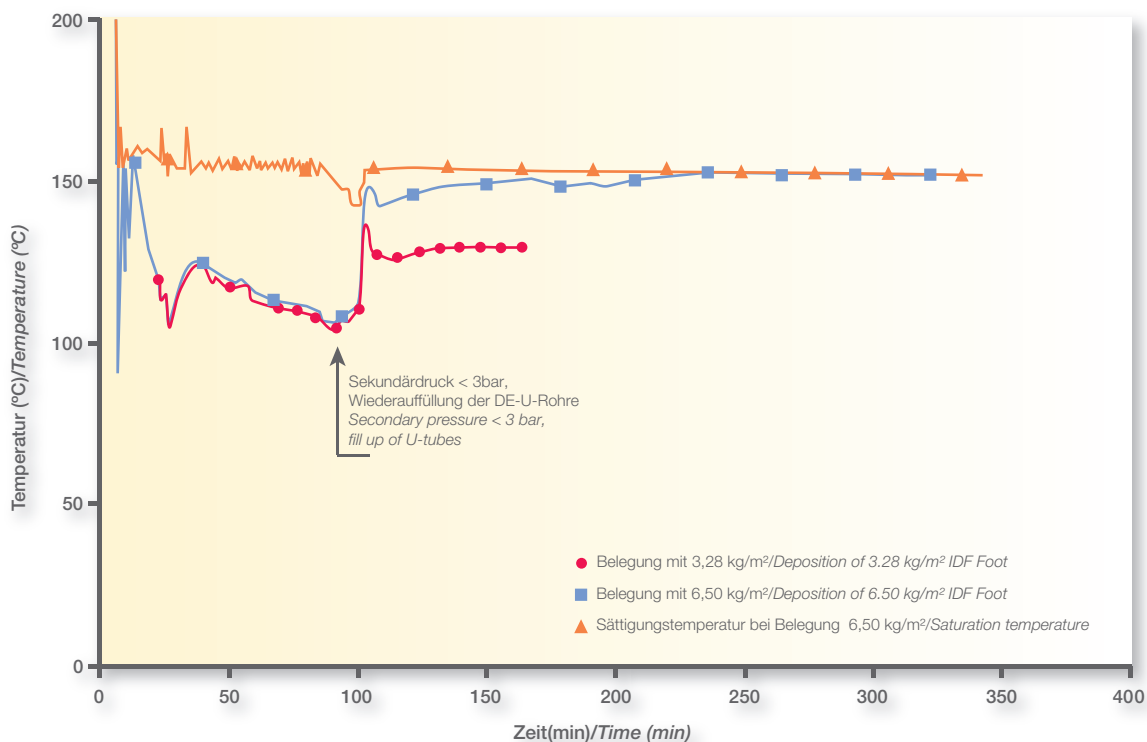
So far, there exists no integral test facility that would allow the study of all relevant phenomena of sump strainer clogging. GRS therefore supplemented these experiments with analytical studies

- of the transport of insulation material within the containment,
- of the determination of the available net positive suction head (NPSH) of the emergency cooling pumps, and
- of the pressure drop rates inside the core.

The transport rate inside the containment is defined through an RSK postulate of 50 %, which has been derived from the Barsebäck event. It is determined on the one hand by the entrainment of insulation material

with the water phase (coarse particles) to the sump and to the internals below the break and on the other hand by the entrainment of insulation material with the gas phase (fine particles) into the containment. Analyses with COCOSYS have shown that 3 % of the smaller particles of insulation material entrained with steam sediment in the sump and 59 % on floors. 38 % of this insulation material deposit on the walls through condensation. Part of the deposited insulation material is washed off upon the return of condensate from the containment into the sump washes. The calculated deposition rates support the RSK postulate.

The available net positive suction head, which is necessary for sufficient emergency core cooling, depends on the sump level and the degree of subcooling of the sump water. GRS carried out analyses with the coupled ATHLET/COCOSYS code to study a 0.1 A leak in the cold leg and the rupture of the pressuriser connecting line in a pressurised water reactor, assuming boundary conditions corresponding with licensed specifications. At the start of emergency core cooling in sump recirculation mode, sump water subcooling was approx. 20 K. This subcooling level shows a large safety margin of the NPSH of the emergency cooling pumps compared with the



◀ Kühlmitteltemperatur am Kernaustritt für den Abriss der Druckhalteranschlussleitung
Coolant temperatures at the core outlet in the case of a rupture of the pressuriser connecting line

des Vordrucks (NPSH) der Notkühlpumpen im Vergleich zu den Vorgaben der RSK-Leitlinie (Annahme von Sättigungsbedingungen im Sumpf).

Die Druckverluste über den Kern mit abgelagertem Isoliermaterial beeinflussen stark den Kernmassenstrom und die Kernkühlung. Der Kernmassenstrom ist stark von den offenen Strömungswegen zwischen den Einspeisestellen und dem Bruch abhängig. Folgende zwei Phasen sind während eines Leckstörfalls zu untersuchen:

- Wenn der Primärdruck unterhalb des Sekundärdrucks liegt, muss das eingespeiste Notkühlwasser durch den Kern und den Kernbypass (Einspeiseposition gegenüber des Lecks) oder direkt (Einspeiseposition neben dem Leck) zum Leck strömen.
- Wenn der Primärdruck oberhalb des Sekundärdruckes liegt, muss das eingespeiste Notkühlwasser über den Kern, den Kernbypass und die Dampferzeuger U-Rohre oder direkt zum Leck strömen.

Der Kernmassenstrom wird stark reduziert, falls die Strömungswege über die Dampferzeuger U-Rohre offen sind. Die Kühlmitteltemperaturen am Kernaustritt steigen bei einem Abriss der Druckhalteranschlussleitung stark an, wenn der Massenstrom

durch die U-Rohre anläuft. Am Kernaustritt werden Sättigungstemperaturen für eine Ablagerung von 6,5 kg/m² am IDF-Fuß und für 1,9 kg/m² am ersten Abstandshalter berechnet. Der letzte Wert entspricht einer Ablagerung von 19 kg am ersten Abstandshalter beim DWR. Eine höhere Ablagerung würde zu einer Dampfproduktion im Kern führen, die vermieden werden soll.

■ Anlagenänderungen

Auf der Basis der RSK-Empfehlung vom Juli 2004 sowie experimentellen und analytischen Untersuchungen wurden Änderungen an der Isolierung und an den Sumpfsieben in den deutschen DWR durchgeführt.

In den meisten deutschen Druckwasserreaktoren wurde die Maschenweite der Sumpfsiebe auf 3 x 3 mm verkleinert, damit ein unvermeidbarer hoher Druckverlust nur an den Sumpfsieben auftreten kann. Die Sumpfsiebe wurden teilweise vergrößert, um den Druckverlust über die Isoliermaterialablagerungen zu verringern. Darüber hinaus wurde das Isoliermaterial vereinheitlicht, um die Materialmischungen zu vermeiden und um klare Randbedingungen für den Nachweis einer geeigneten Sumpfauslegung zur wirksamen Notkühlung bei einem Kühlmittelverluststörfall zu erhalten. ■

RSK guideline (assumed saturation conditions in the sump).

The pressure drop levels across the core with deposited insulation material have a strong influence on core mass flow and on emergency core cooling. Core mass flow strongly depends on the open flow paths between the injection points and the break. The following two phases have to be studied during a LOCA:

- If primary pressure is below secondary pressure, the injected emergency cooling water has to flow through the core and along the core bypass (injection position opposite the leak) or directly to the leak (injection position next to the leak).
- If primary pressure is above secondary pressure, the injected emergency cooling water has to flow via the core, the core bypass and the steam generator tubes or directly to the leak.

Core mass flow is greatly reduced if the flow paths via the steam generator tubes are open. In the case of a rupture of the pressuriser connecting line, coolant temperatures rise sharply at the core outlet when the mass flow through the steam generator tubes begins. At the core outlet, saturation temperatures

are calculated for a deposition of 6.5 kg/m^2 on the IDF and of 1.9 kg/m^2 on the first spacer. The latter value corresponds to a deposition of 19 kg on the first spacer of a PWR. Larger deposition would lead to steam production inside the core, which is to be avoided.

■ Plant modifications

Based on the RSK Recommendation of July 2004 and on experimental and analytical studies, modifications were applied to the insulation and the sump strainers of the German PWRs.

In most of the German PWRs, the screen sizes of the sump strainers were reduced to $3 \times 3 \text{ mm}$ so that any unavoidable high pressure drop can only occur on the sump strainers. Some of the sump strainers were enlarged to reduce pressure drop induced by insulation material depositing. Furthermore, the insulation material was homogenised in order to avoid material mixing and to obtain clear boundary conditions for demonstrating suitable sump design for effective emergency core cooling in the event of a LOCA. ■

5.2 Probabilistische Brandanalysen – Methoden und Ergebnisse



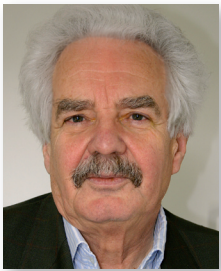
Dr. Marina Röwekamp

Anlageninterne Brände in Kernkraftwerken sind übergreifende Ereignisse, die gleichzeitig mehrere Komponenten und Systeme in ihrer ordnungsgemäßen Funktion negativ beeinflussen können. Zur Einschätzung der sicherheitstechnischen Relevanz von Brandereignissen werden probabilistische Brandanalysen (BRAND-PSA) durchgeführt. Nachfolgend wird der Stand der Technik bei der Durchführung von BRAND-PSA auf der Grundlage des aktuellen PSA-Leitfadens und die in einer 2005 durchgeführten BRAND-PSA umgesetzten methodischen Fortentwicklungen zusammengefasst dargestellt.



Michael Türschmann

Zur Durchführung einer Brand-PSA ist es erforderlich, die gesamte Kraftwerksanlage einzubeziehen. Alle Brandlasten der Anlage sind daraufhin zu überprüfen, ob durch Zündung ein Brand entstehen kann, der Auswirkungen auf die nukleare Sicherheit der Anlage hat. Dazu wird die Kernkraftwerksanlage so in Raumbereiche zerlegt, dass die Räume paarweise verschieden sind und die Menge aller Räume die gesamten örtlichen Gegebenheiten der Anlage beschreiben. Als Ausgangspunkt der räumlichen Unterteilung ist das Anlagenkennzeichnungssystem heranzuziehen. In Abhängigkeit von den Raumeigenschaften kann eine Modifikation der Aufteilung erforderlich sein.



Joachim von Linden

Die jährliche Häufigkeit brandinduzierter Gefährdungszustände für ein Kernkraftwerk ergibt sich aus der Summe aller raumbezogenen jährlichen Häufigkeiten von brandinduzierten Gefährdungszuständen H_{GZ} . Es sind nur solche Räume im Detail zu analysieren, für die eine pessimistische Abschätzung der Häufigkeit $AB(H_{GZ})$ einen Wert größer als $1,0 \text{ E-}07/\text{a}$ ergibt. Für Räume mit einer Brandbelastung (d. h. Brandlast pro Grundfläche des Raumes) von weniger als 90 MJ/m^2 wird angenommen, dass kein brandinduzierter Gefährdungszustand auftreten kann.

- Für alle anderen Räume ist es zur Berechnung der brandbedingten Häufigkeiten von Gefährdungszuständen notwendig, alle Komponenten (einschließlich Kabel) eines Kernkraftwerks zu klassifizieren: Eine Komponente wird SAE-Komponente genannt, wenn der Ausfall dieser Komponente allein oder zusammen mit weiteren Ausfällen das Potenzial hat, störfallauslösendes Ereignis (SAE) zu sein.
- Eine Komponente wird PSA-Komponente genannt, wenn der Ausfall einer aktiven Funktion als Basisereignis im PSA-Anlagenmodell enthalten ist.

Durch ein Brandereignis in einem Raum entsteht ein Schaden. Der Schadensumfang wird durch die Menge von ausgefallenen Komponenten charakterisiert. Durch Auswertung der Schadensmenge, insbesondere bezüglich der enthaltenen SAE-Komponenten, kann festgestellt werden, inwieweit der brandbedingte Schaden ein störfallauslösendes Ereignis hervorrufen kann.

Die raumbezogene Häufigkeit brandbedingter Gefährdungszustände ergibt sich aus dem Produkt der Häufigkeit des brandbedingten störfallauslösenden Ereignisses und der Nichtverfügbarkeit von zur Beherrschung des entsprechenden störfallauslösenden Ereignisses erforderlichen Systemfunktionen. Die Nichtverfügbarkeit der erforderlichen Systemfunktionen wird mit dem PSA-Modell der Kernkraftwerksanlage unter Berücksichtigung des Ausfalls der entsprechenden Komponenten im brandbedingten Schadensumfang (PSA-Komponenten) berechnet.

Bei der Durchführung einer Brand-PSA wird für Räume mit einer relevanten Brandbelastung ($> 90 \text{ MJ/m}^2$) die brandinduzierte Gefährdungshäufigkeit pessimistisch abgeschätzt. Ist $AB(H_{GZ}) < 1,0 \text{ E-}07/\text{a}$, kann auf eine Detailanalyse verzichtet werden.

Zur Berechnung der Abschätzungen $AB(H_{GZ})$ werden folgende Annahmen getroffen:

- In einem Brandraum sind die aktiven Funktionen aller Raumkomponenten ausgefallen. Das gilt sowohl für den Raum, in welchem der Brand entstanden ist, als auch für Räume, in die sich der Brand ausbreitet.
- Die Brandeintrittshäufigkeiten werden für jeden Raum automatisch bestimmt.
- Die Brandübergangswahrscheinlichkeit ist eine pessimistische Abschätzung der Wahrscheinlichkeit der

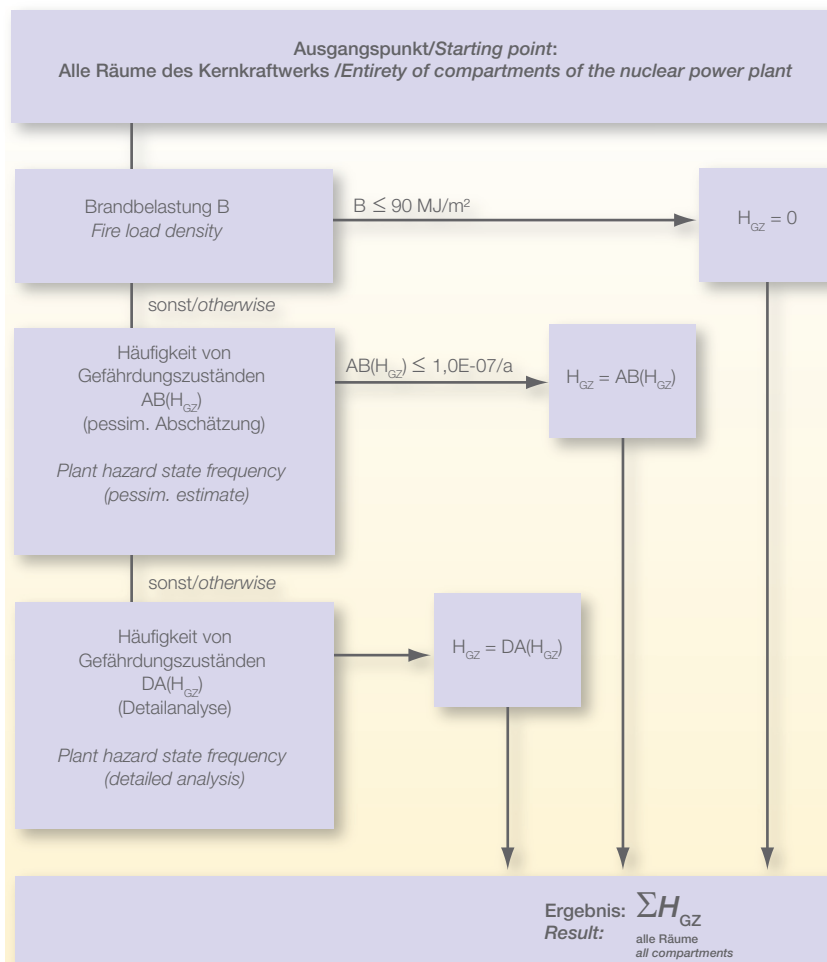
5.2 Probabilistic fire risk analyses – methods and results

Plant-internal fires in a nuclear power plant are hazards with the potential to impair the required safety functions of several systems and components at the same time. For assessing the safety significance of fire events, probabilistic fire risk analyses (Fire PSA) are carried out. In the following, a summary on the state of the art with respect to performing a Fire PSA based on the recent PSA Guideline and the methodological developments applied in a Fire PSA performed in 2005 is given.

For performing a Fire PSA, a consideration of the entire nuclear power plant is necessary. All fire loads available in the plant have to be examined with regard to whether any ignition may cause a fire that would impair nuclear plant safety. For this purpose, the plant is spatially partitioned in a way that there are disjoint pairs of compartments and that the entire volume of compartments characterises the entirety of

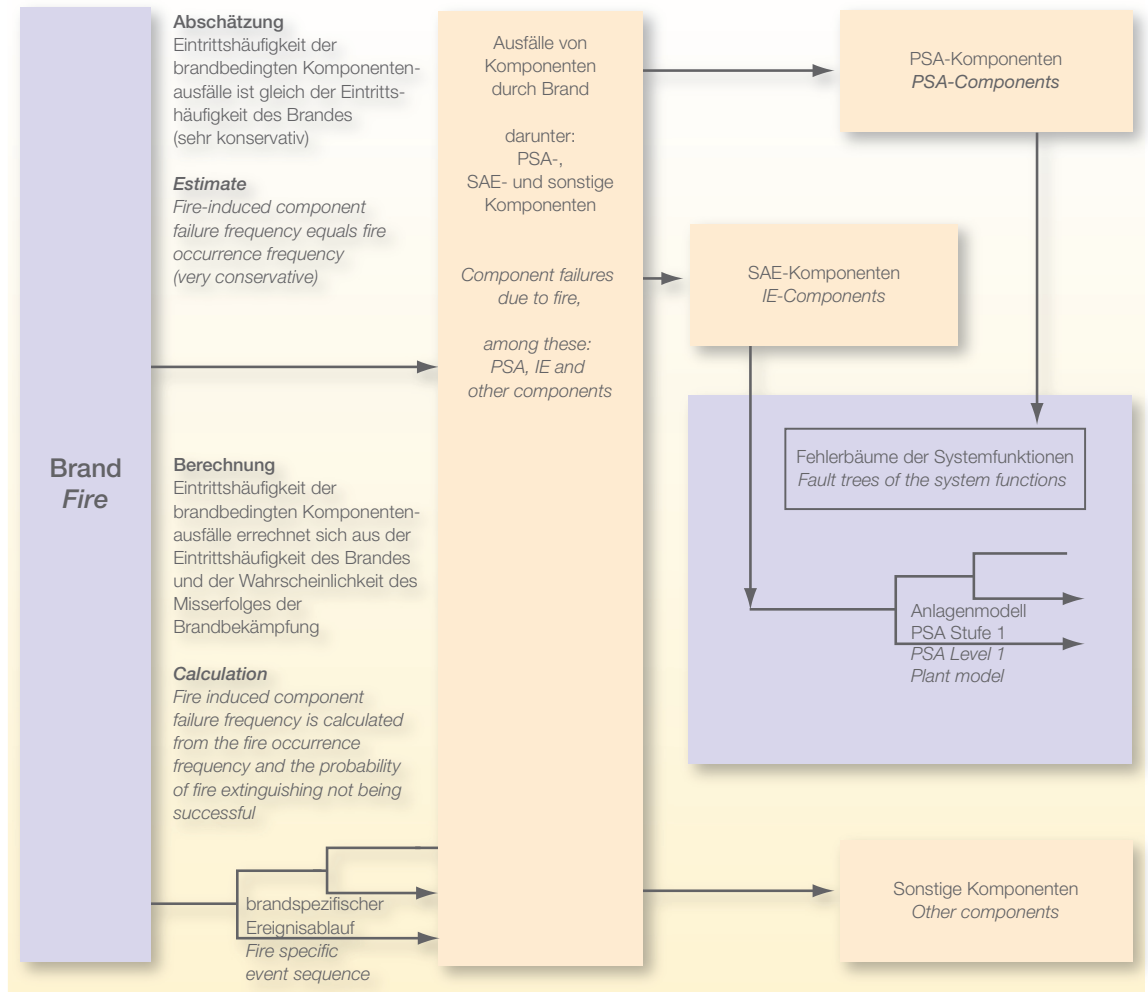
the on-site plant conditions. The plant identification system is to be used as starting point for spatial plant partitioning. A modification of the partitioning may be necessary depending on the individual compartment characteristics.

The annual frequency of fire induced plant hazard states of a nuclear power plant results from the sum



◀ Die jährliche Häufigkeit brandbedingter Gefährdungszustände für die gesamte Kernkraftwerksanlage ergibt sich aus der Summe aller raumbezogenen jährlichen Häufigkeiten brandbedingter Gefährdungszustände. Annual frequency of fire-induced plant hazard states of the entire nuclear power plant resulting from the total of all compartment-specific annual fire-induced hazard state frequencies.

► Abschätzung und Berechnung raumbezogener brandbedingter Gefährdungshäufigkeiten
Analysis and calculation of compartment-specific fire-induced hazard state frequencies



Brandausbreitung von einem vorgegebenen Raum in einen Nachbarraum. Für deren automatische Bestimmung werden für jeden Raum pessimistische Abschätzungen zur Nichtverfügbarkeit der Brandmeldung, der Brandbekämpfung und der Barrieren zwischen den Räumen bereitgestellt.

Für die Berechnung von $AB(H_{GZ})$ wird angenommen, dass in dem Raum, in dem der Brand entstanden ist, die aktiven Komponentenfunktionen mit der lokalen Brandentstehungshäufigkeit ausfallen, d. h. Brandmeldung und Brandbekämpfung werden nicht berücksichtigt.

Ist $AB(H_{GZ}) > 1,0 \text{ E-}07/a$, muss eine detaillierte Quantifizierung vorgenommen werden. Dazu sind die pessimistischen Annahmen aus der Abschätzung anhand der vorliegenden anlagenspezifischen Kenntnisse zu reduzieren.

Von besonderer Bedeutung ist dabei die möglichst realistische Einschätzung der Brandschadenshäufigkeit. Dazu werden brandspezifische Ereignisabläufe aufgestellt und quantifiziert. Die Ableitung brandspezifischer Ereignisabläufe für einen Raum erfordert umfangreiche anlagenspezifische Kenntnisse zu allen brandschutztechnischen Gegebenheiten wie

- Ausrüstung des Raums (und der Nachbarräume) mit brandspezifischen Einrichtungen (Brandmeldung, -bekämpfung, -barrieren), Anordnung der Brandgüter, Vorhandensein von Zündquellen,
- Verifizierung der möglichen Brandentstehungsorte im Raum,
- Verifizierung der lokalen Brandeintrittshäufigkeit anhand des tatsächlich vorhandenen Rauminventars,

of the entire compartment specific annual frequencies of fire induced plant hazard states H_{GZ} . Only those rooms have to be analysed in detail for which the pessimistically estimated value of the frequency $AB(H_{GZ})$ exceeds $1.0 \text{ E-}07/a$. For compartments with a fire load density (i.e. fire load per compartment floor area) of less than 90 MJ/m^2 it is assumed that no fire induced plant hazard state can occur.

- For all the other compartments, the entirety of components (including cables) of a nuclear power plant has to be classified for estimating the fire induced hazard state frequencies: A component is referred to as "IE component" if the failure of this component alone or in combination with further failures has the potential of being an initiating event (IE).
- A component is referred to as "PSA component" if the failure of any active function is contained as a basic event in the PSA plant model.

A fire event inside a compartment causes damage. The extent of the damage is characterised by the number of components that have failed. By evaluating the extent of damage, in particular with regard to the IE components involved, it is possible to determine to what extent the fire induced damage may cause an initiating event.

The compartment specific fire induced hazard state frequency ensues from the product of the fire induced initiating event frequency and the unavailability of the system functions required to control the corresponding initiating event. The unavailability of the required system functions is calculated by means of the PSA model for the nuclear power plant considering the failures of the corresponding components to the extent caused by the fire (PSA components).

When performing a Fire PSA, the fire induced hazard state frequency is estimated pessimistically for all compartments with a significant fire load density ($> 90 \text{ MJ/m}^2$). If $AB(H_{GZ}) > 1,0 \text{ E-}07/a$, a detailed analysis is no longer necessary.

For estimating $AB(H_{GZ})$, the following assumptions are made:

- All active functions of the components inside a fire compartment have failed. This applies to the initial fire compartment as well as to all the compart-

ments into which the fire may propagate.

- The fire occurrence frequencies are determined automatically for each room.
- The so-called fire spreading probability is a pessimistic estimate of the probability of fire spreading from a given compartment to an adjacent one. The fire spreading probabilities are automatically determined for each pair of adjacent compartments applying pessimistic assumptions for the unavailability of fire detection, fire extinguishing, and the fire barriers physically separating compartments.

For the calculation of $AB(H_{GZ})$, a failure of the active component functions at the local fire occurrence frequency inside the compartment where the fire has started is assumed, i.e. fire detection and fire extinguishing means are not taken into consideration.

If $AB(H_{GZ}) > 1,0 \text{ E-}07/a$, a detailed quantification has to be made. For this purpose, the pessimistic assumptions from the estimation have to be reduced, using the plant-specific knowledge available.

Here, it is particularly important to estimate a fire induced damage frequency that is as realistic as possible. For this purpose, fire specific event sequences are established and quantified. The derivation of fire specific event sequences for a particular compartment requires comprehensive plant-specific knowledge on all conditions related to fire safety, such as

- equipment inside the compartment (and its adjacent compartments) with fire protection equipment (fire detection and alarm features, fire extinguishing means, fire barriers), arrangement of combustibles in the compartments, availability and type of potential ignition sources,
- verification of possible fire sources in the compartments,
- verification of the compartment related fire occurrence frequency by means of the compartment inventory being present,
- plant-specific unavailabilities of the entire fire protection features inside the compartment,
- analysis of the operator actions in case of a fire in the given compartment,

- anlagenspezifische Nichtverfügbarkeiten aller brandspezifischer Einrichtungen im Raum,
- Analyse der Personalhandlungen im raumbezogenen Brandfall sowie
- Einbeziehung von Erkenntnissen aus Brandsimulationsrechnungen bzw. Durchführung von Brandsimulationsrechnungen.
- Raumeigenschaften zur Berechnung lokaler Brandeintrittshäufigkeiten,
- klassifiziertes Rauminventar (Komponenten und Kabel).

Die beschriebene Methode zur Durchführung von Brand-PSA wurde erstmals bei einer Analyse für ein Kernkraftwerk mit einem Siedewasserreaktor der Baulinie 69 (SWR-69) angewendet. Nachfolgend werden die Ergebnisse für das Reaktorgebäude skizziert. Das Reaktorgebäude umfasst 351 Räume. Zu jedem Raum wurden folgende Informationen zusammengestellt:

- Art und Anzahl von Raumverbindungen (auch Verbindungen nach oben und unten wie Luken oder Durchbrüche),
- Brandbelastung,
- Art und Anzahl von Brandmelde- und -bekämpfungseinrichtungen,

Auf der Grundlage dieser elektronisch aufbereiteten Informationen werden für alle Räume des Reaktorgebäudes die lokalen Brandeintrittshäufigkeiten sowie die Brandübergangswahrscheinlichkeiten für jedes Raumpaar automatisch berechnet.

Für 52 der 351 Räume wurde die Häufigkeit brandbedingter Gefährdungszustände abgeschätzt. Es ergibt sich ein summarischer Wert von $2,3 \text{ E-}03/\text{a}$. Unter den 52 Räumen sind 28 Räume mit $AB(H_{GZ}) > 1,0 \text{ E-}07/\text{a}$. Die summarische Häufigkeit für diese Räume beträgt $2,28 \text{ E-}03/\text{a}$. Dieser Wert deckt 99,9 % der Schadenshäufigkeit der 52 Räume ab. Nach Durchführung der Detailanalysen für die 28 vertieft untersuchten Räume ergibt sich für das Reaktorgebäude eine Häufigkeit brandbedingter Gefährdungszustände von $3,8 \text{ E-}06/\text{a}$. Unter Einbeziehung von Notfallmaßnahmen resultiert daraus eine Häufigkeit brandinduzierter Kernschadenszustände von $7,8 \text{ E-}07/\text{a}$. ■

- consideration of results of existing fire simulations and/or of additional calculations to be performed for the compartment to be analysed.
- classified room inventory (components and cables).

The outlined methodology of performing a Fire PSA was first applied in an analysis of a boiling water reactor of the BWR-69 type. The results pertaining to the reactor building are outlined below. The reactor building comprises 351 compartments. For each compartment, the following information was compiled:

- type and amount of compartment connections (including connections to compartments above and below the fire compartment, such as hatches and penetrations),
- fire load density,
- type and amount of fire detection and extinguishing features,
- compartment characteristics for the calculation of compartment specific fire occurrence frequencies,

Based on this electronically compiled and processed information, local fire occurrence frequencies are automatically estimated for all compartments of the reactor building, as are the fire spreading probabilities for each pair of adjacent compartments.

For a total of 52 out of the 351 compartments, the fire induced plant hazard state frequencies were estimated, resulting in a summary value of 2.3 E-03/a . Among the 52 compartments there are 28 compartments with $AB(H_{GZ}) > 1,0 \text{ E-07/a}$. The summarised frequency for these compartments is 2.28 E-03/a . This value covers 99.9 % of the damage frequency of the 52 compartments. The in-depth analysis of these 28 rooms results in a frequency of fire induced hazard states of 3.8 E-06/a for the entire reactor building. Taking accident management measures into account, this results in a total core damage frequency of 7.8 E-07/a . ■

6

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



Dr. Gunter Pretzsch

Die GRS führt als zentrale Sachverständigenorganisation und Forschungseinrichtung eine Vielzahl von Arbeiten zu wichtigen Forschungsvorhaben sowie Analysen und Bewertungen für gutachterliche Stellungnahmen auf dem breit gefächerten Arbeitsgebiet der Ver- und Entsorgung und des Strahlenschutzes durch. Der im GRS-Fachbereich Entsorgung gebündelte interdisziplinäre Sachverstand ist in Deutschland unikal. Experten verschiedener Disziplinen, wie Physiker, Chemiker, Biologen, Geowissenschaftler und Ingenieure arbeiten an der Lösung komplexer Sachverhalte.

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

Auf dem Gebiet „**Strahlen- und Umweltschutz**“ bearbeitet die GRS u. a. Strahlenschutzaspekte bei laufenden kerntechnischen Anlagen, insbesondere bei Kernkraftwerken, sowie bei deren Stilllegung. Weiterhin gehören zu diesem Aufgabenspektrum Untersuchungen zur Freigabe radioaktiver Stoffe, zum radiologischen Notfallschutz und zu radioökologischen Fragen in der Umgebung kerntechnischer Anlagen, von Altlasten und kontaminierten Gebieten. Ebenso zählen radiologische Konsequenzanalysen nach störfallbedingten Freisetzen einschließlich der Modellierung der atmosphärischen Ausbreitung radioaktiver Stoffe und Fragen zur Transportsicherheit zu diesem Aufgabenbereich.

Auf dem Gebiet „**Abfall und Endlagerung**“ werden Fragen zu Entsorgungs- und Endlagerkonzeptionen sowie zur ganzheitlichen sicherheitstechnischen Bewertung aller Schritte des Abfallmanagements von der Abfallentstehung bis zur Entsorgung und Endlagerung gelöst.

Die Arbeiten werden überwiegend im Auftrag von Bundesministerien, insbesondere des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), aber auch von nachgeordneten Behörden, wie dem Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), sowie von Länderbehörden und der Europäischen Union durchgeführt. In vielen Fällen erfolgt die Bearbeitung in Zusammenarbeit mit nationalen und internationalen Institutionen.

Entsorgung von Radioisotopen-Thermoelektrischen Generatoren (RITEG) in Russland

Deutschland unterstützt die Russische Föderation im Rahmen des Programms der G8-Globale Partnerschaft zur Sicherung von nuklearen und radioaktiven Materialien gegen Missbrauch und Weiterverbreitung. In diesem Zusammenhang führt die GRS im Auftrag des Auswärtigen Amtes koordinierende Arbeiten zur Entsorgung von Radioisotopen-Thermoelektrischen Generatoren (RITEG) im Gebiet der Ostsee der Russischen Föderation durch. Die RITEG versorgen bisher Leuchtfeuer für die Schifffahrt mit Energie. Sie sollen zukünftig durch alternative Energiequellen ersetzt werden. Im Rahmen des Projekts ist vorgesehen, die etwa 90 RITEG zu bergen und in ein Zwischenlager zu bringen, das mit einer Strahlenschutzüberwachung und mit Mitteln zum physischen Schutz ausgerüstet ist. Später sollen die RITEG in Mayak in einer heißen Zelle demontiert werden sowie die Strontium-90-Quellen verglast und eingelagert werden. Für das gesamte Projekt sind eigene Sicherheitsanalysen durchzuführen, um beispielsweise Anforderungen zum Strahlenschutz zu erfüllen. Nachfolgend werden als Beispiel Ergebnisse zur Modellierung und Berechnung von Strahlungsfeldern in der Umgebung von RITEG dargestellt.

Der RITEG beinhaltet eine zylindrische Kapsel (ca. 10 cm) mit einer Strontium-90-Quelle, die von verschiedenen Abschirmschichten umgeben ist. Im Inneren

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

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

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

In the field of **radiation and environmental protection**, GRS deals i. a. with radiation protection aspects concerning nuclear facilities in operation as well as their decommissioning. Further, the spectrum of tasks comprises the analysis of the exemption of radioactive material, radiological emergency preparedness, and the clarification of radio-ecological questions arising in the surrounding of nuclear facilities and with regard to abandoned hazardous sites and contaminated areas. Likewise, radiological consequence analyses after accidental releases including modelling of the atmospheric dispersion of radioactive material and questions related to transport safety belong to this field of tasks.

In the field of **waste and final disposal**, questions are solved on integral safety assessments of all steps of waste management, from the occurrence of waste production to waste disposal.

The work is mainly performed on behalf of federal ministries, in particular of the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU), but also of subordinate authorities, such as the

Federal Office for Radiation Protection (BfS), as well as of authorities of the **Länder** and the European Union.

Disposal of radioisotope thermoelectric generators (RITEGs) in Russia

Germany supports the Russian Federation within the context of the programme of the G8 – global partnership for safeguarding nuclear and radioactive materials against misuse and circulation. In this connection, GRS conducts co-ordinated work on behalf of the Foreign Office for the disposal of radioisotope thermoelectric generators (RITEGs) in the Baltic Sea area of the Russian Federation. Up to now, RITEGs have supplied power to beacons for marine navigation. They are to be replaced in the future with alternative energy sources. Within the context of the project, provision is made for recovering the some 90 RITEGs and bringing them to an interim storage facility equipped with radiation protection monitoring systems and means for physical protection. Subsequently, the RITEGs are to be dismantled in a hot cell in Mayak and the strontium-90 sources are to be vitrified and stored. For the entire project, special safety analyses are to be performed, e.g. in order to comply with requirements for radiation protection. Results for modelling and calculation of radiation fields in the vicinity of RITEGs are presented as an example below.

The RITEG involves a cylindrical capsule (approx. 10 cm) with a strontium-90 source, which is surrounded by various shielding layers. Inside, temperatures of up to approx. 800 °C are generated by the radioactive beta radiation. By means of the thermoelectric effect, a direct-current voltage of up to 20 V is generated. The overall dimensions (height, diameter) are approximately 0.65 m and the mass is approximately 565 kg. The specimen calculations concerning the radiation fields were performed for a strontium 90 (plus yttrium-90) activity of $2.6 \cdot 10^{15}$ Bq (35.3 kCi). The dose rate in the vicinity of the RITEG was calculated using the

werden durch die radioaktive Betastrahlung Temperaturen von bis zu etwa 800 °C erzeugt. Über den thermoelektrischen Effekt wird eine Gleichspannung bis zu 20 V erzeugt. Die Gesamtabmessungen (Höhe, Durchmesser) betragen etwa 0,65 m, die Masse etwa 565 kg. Die Beispielrechnungen zur den Strahlenfeldern wurden für eine Strontium-90-(plus Yttrium-90)-Aktivität von $2,6 \cdot 10^{15}$ Bq (35,3 kCi) durchgeführt. Die Dosisleistung in der Umgebung des RITEG wurde mit dem dreidimensionalen Monte-Carlo-Code MCNP berechnet, der mit der originalen Emissionsverteilung der Betastrahlung von Strontium-90 und Yttrium-90 startet und die generierte Bremsstrahlung explizit ermittelt. Als Ergebnisse sind die Verteilungen der Dosisleistung zum einen für die innere Querkapsel entlang ihres äußeren Mantels und zum anderen für den abgeschirmten RITEG als Funktion von der Entfernung von der Oberfläche zur Seite, nach oben und nach unten dargestellt. Weitere Arbeiten sollen in Zusammenarbeit mit russischen Institutionen zur Messung der Dosisleistung durchgeführt werden, um die Rechenergebnisse zu überprüfen.

Auf der Grundlage der ermittelten Dosisleistungen können Strahlenschutzmaßnahmen für die Bergung und Handhabung der RITEG geplant werden.

■ Entwicklung einer „Job-Exposure-Matrix“ für Tierärzte zur Abschätzung der Exposition durch ionisierende Strahlung bei der Diagnose mit Hilfe von Röntengeräten in der tierärztlichen Praxis

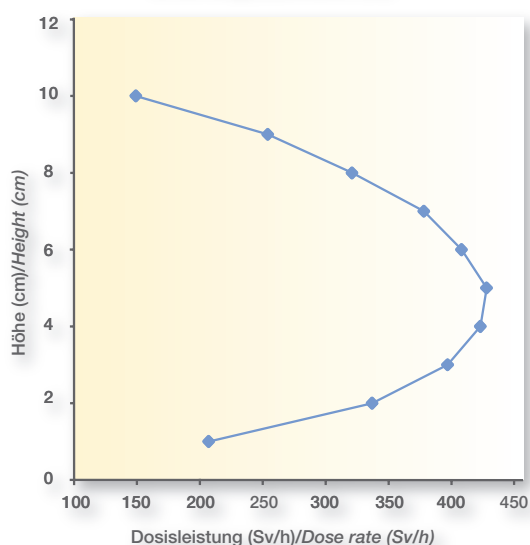
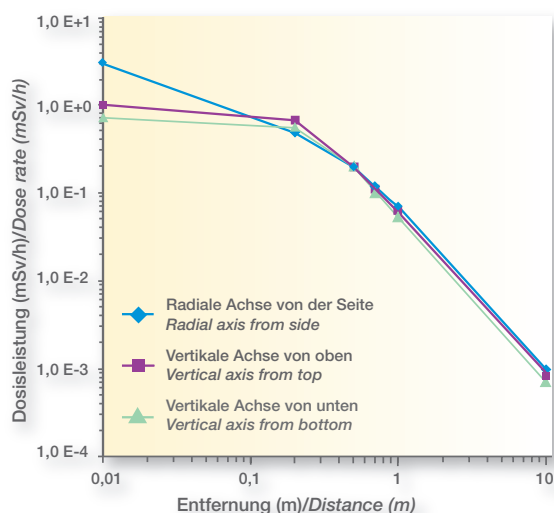
In der medizinischen Diagnostik hat sich mit der Verordnung für die Umsetzung von EURATOM-Richtlinien zum Strahlenschutz vom 20. Juli 2001, der Verordnung zur Änderung der Röntgenverordnung und anderen atomrechtlichen Verordnungen vom 18. Juni 2002, sowie mit der Bekanntmachung zur Durchführung der Strahlenschutzverordnung „Strahlenschutz in der Medizin“ vom 24. Juni 2002 und mit der Bekanntmachung zur Durchführung der Strahlenschutzverordnung „Strahlenschutz in der Tiermedizin“ vom 1. Februar 2005 eine grundsätzlich neue Situation bezüglich des Gesundheitsschutzes von Ärzten, medizinischem Hilfspersonal und Patienten sowie von Tierärzten, tierärztlichem Fachpersonal sowie helfenden Personen



▲ Die Radioisotopen-Thermoelektrischen Generatoren (RITEG) im Gebiet der Ostsee versorgen bisher Leuchttfeuer für die Schifffahrt mit Energie. Der RITEG beinhaltet eine zylindrische Kapsel (ca. 10 cm) mit einer Strontium-90-Quelle, die von verschiedenen Abschirmschichten umgeben ist. Im Inneren werden durch die radioaktive Betastrahlung Temperaturen von bis zu etwa 800 °C erzeugt. Die RITEG sollen zukünftig durch alternative Energiequellen ersetzt werden. *The radioisotope thermoelectric generators (RITEGs) in the Baltic Sea area have supplied power to beacons for marine navigation up to now. The RITEG involves a cylindrical capsule (approx. 10 cm) with a strontium-90 source, surrounded by various shielding layers. Inside, temperatures of up to approx. 800 °C are generated by the radioactive beta radiation. The RITEGs are to be replaced in the future with alternative energy sources.*

ergeben, die zur weiteren Reduktion der Strahlenexposition der Betroffenen beiträgt.

Einen besonderen Bereich stellt die tiermedizinische Röntgendiagnostik dar, bei der neben dem Fachpersonal auch das Hilfspersonal unter die Strahlenschutzbestimmungen fällt. Anders als in der Humanmedizin liegen für den Bereich der Tiermedizin keine alle röntgendiagnostischen Untersuchungsmethoden umfassenden systematischen Erkenntnisse zu beruflichen Strahlenexpositionen infolge der Anwendung von



▲ Die Dosisleistung in der Umgebung des RITEG wurde mit dem dreidimensionalen Monte-Carlo-Code MCNP berechnet, der mit der originalen Emissionsverteilung der Betastrahlung von Stontium-90 und Yttrium-90 startet und die generierte Bremsstrahlung explizit ermittelt. Als Ergebnisse sind die Verteilungen der Dosisleistung zum einen für die innere Quellenkapsel entlang ihres äußeren Mantels und zum anderen für den abgeschirmten RITEG als Funktion von der Entfernung von der Oberfläche zur Seite, nach oben und nach unten dargestellt.

The dose rate in the vicinity of the RITEG was calculated using the three-dimensional Monte Carlo code MCNP, which starts with the original emission distribution of the beta radiation of stontium-90 and yttrium-90 and explicitly determines the generated bremsstrahlung. The distributions of the dose rate are presented on the one hand for the internal source capsule along its external shell and on the other hand for the shielded RITEG as a function of the distance from the surface to the side, upwards and downwards.

three-dimensional Monte Carlo code MCNP, which starts with the original emission distribution of the beta radiation of stontium-90 and yttrium-90 and explicitly determines the generated bremsstrahlung. As results, the distributions of the dose rate are presented on the one hand for the internal source capsule along its external shell and on the other hand for the shielded RITEG as a function of the distance from the surface to the side, upwards and downwards. Further work is to be performed in collaboration with Russian institutions to measure the dose rate in order to verify the calculation results.

On the basis of the dose rates established, radiation protection measures for the recovery and handling of the RITEG can be planned.

Development of a “job exposure matrix” for veterinary surgeons for assessing the exposure to ionising radiation during diagnosis with the aid of X-ray devices in veterinary medicine

In clinical diagnostics, the Ordinance Regarding the Implementation of EURATOM Guidelines Concerning Radiation Protection of 20 July 2001, the Ordinance Amending the X-ray Ordinance and Other Nuclear Ordinances of 18 June 2002 and the announcement of the implementation of the Radiation Protection Ordinance on “Radiation Protection in Medicine” of 24 June 2002 as well as the announcement of the implementation of the Radiation Protection Ordinance on “Radiation Protection in Veterinary Medicine” of 1 February 2005 have brought on a fundamentally new situation regarding the health protection of physicians, medical auxiliaries and patients in addition to veterinary surgeons, veterinary specialists and assistants, which contributes to a further reduction in radiation exposure of those involved.

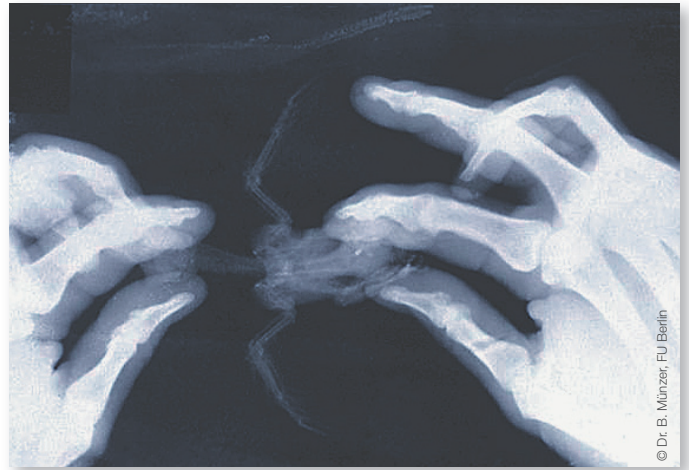
Veterinary X-ray diagnosis represents a special area, in which auxiliary staff, in addition to the specialist staff, is covered by the provisions of radiation protection. Unlike in human medicine, no systematic knowledge covering all X-ray diagnostic methods concerning professional exposure to radiation as a result of the use of X-rays is available in the field of veterinary medicine.

Röntgenstrahlen vor. Den Gegebenheiten der Röntgendiagnostik in der Tiermedizin entsprechend geordnete Untersuchungen beziehen sich bisher vor allem auf spezielle Untersuchungsmethoden oder zu untersuchende Tiere. Darüber hinaus wird in der einschlägigen Literatur vereinzelt über zu hohe bzw. über unnötige Strahlenexpositionen berichtet.

Im Rahmen des Forschungsvorhabens StrSch 4477 – „Entwicklung einer „Job-Exposure-Matrix“ für Tierärzte zur Abschätzung der Exposition an ionisierender Strahlung bei der Diagnose mit Hilfe von Röntgengeräten in der tierärztlichen Praxis“ (Laufzeit bis Ende Mai 2007) – werden für gängige röntgendiagnostische Untersuchungsmethoden nun systematisch die Strahlenexpositionen des tiermedizinischen Fach- sowie des Hilfspersonals ermittelt und derart aufbereitet, dass hieraus künftig die berufliche Strahlenexposition bei röntgendiagnostischen Untersuchungen in der Tiermedizin abgeschätzt werden kann. Unter Berücksichtigung der geltenden Strahlenschutzgrenzwerte sollen darüber hinaus aus den Untersuchungsergebnissen Empfehlungen für ggf. erforderliche zusätzliche Strahlenschutzmaßnahmen erarbeitet werden.

Die GRS führt hierzu in Zusammenarbeit mit der Klinik für Pferde, Allgemeine Chirurgie und Radiologie der Freien Universität Berlin (FU Berlin) und der Klinik und Poliklinik für Kleine Haustiere der Freien Universität Berlin Messungen zur Strahlenexposition des tiermedizinischen Fach- und Hilfspersonals durch. Ergänzt werden diese Messungen durch Messungen bei niedergelassenen Tierärzten. Bei den Expositionsmessungen kommen vor allem direkt-ablesbare elektronische Personendosimeter zum Einsatz, die im Rahmen von Vergleichsmessungen mit passiven amtlichen Personendosimetern erfolgreich für den Einsatz qualifiziert wurden. Schließlich werden die Messprogramme in den Kliniken der FU Berlin sowie bei niedergelassenen Tierärzten durch Messungen an Tierphantomen komplettiert, um auch solche Expositionen, die mit den elektronischen Personendosimetern nicht vermessen werden können, zu erfassen.

Bis September 2006 wurden für etwa 100 Untersuchungsmethoden bei Klein- und Großtieren mehr als 4.000 Einzelmessungen durchgeführt, die die entwickelten Messprogramme bestätigen und aufschluss-



reiche Ergebnisse zur Beschreibung der Strahlenexposition bei röntgendiagnostischen Untersuchungen in der Tiermedizin erwarten lassen.

■ Entwicklung eines neuen atmosphärischen Ausbreitungsmodells zur Ermittlung der potentiellen Strahlenexposition für den bestimmungsgemäßen Betrieb von kerntechnischen Anlagen

In Genehmigungsverfahren wurde zur Ermittlung der Strahlenexposition sowie bodennaher Konzentrationen radioaktiver Ableitungen und der trockenen und nassen Deposition bisher das Gauß'sche Ausbreitungsmodell herangezogen.

Die entsprechenden Rechenverfahren, Parameter und Randbedingungen sind im Falle luftgetragener betrieblicher radioaktiver Ableitungen aus kerntechnischen Anlagen und anderen Einrichtungen in der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift im § 47 StrlSchV (AVV), Kapitel 4 „Berechnung der Strahlenexposition“ festgelegt. Das dort integrierte Gauß'sche Ausbreitungsmodell entspricht jedoch nicht mehr dem Stand von Wissenschaft und Technik und berücksichtigt nicht alle Aspekte möglicher Ableitungsszenarien bei kerntechnischen Einrichtungen (z. B. bodennahe oder instationäre Ableitungen). Weiter werden topografische Standortbedingungen, wie orografisch strukturiertes Gelände und komplexe Gebäudestrukturen nicht rea-

◀ Im Rahmen eines Forschungsvorhabens führt in Zusammenarbeit mit der Klinik für Pferde, Allgemeine Chirurgie und Radiologie der Freien Universität Berlin (FU Berlin) und der Klinik und Poliklinik für Kleine Haustiere der Freien Universität Berlin Messungen zur Strahlenexposition des tiermedizinischen Fach- und Hilfspersonals durch. Ergänzt werden diese Messungen durch Messungen bei niedergelassenen Tierärzten. Bis September 2006 wurden für etwa 100 Untersuchungsmethoden bei Klein- und Großtieren mehr als 4.000 Einzelmessungen durchgeführt, die die entwickelten Messprogramme bestätigen und aufschlussreiche Ergebnisse zur Beschreibung der Strahlenexposition bei röntgendiagnostischen Untersuchungen in der Tiermedizin erwarten lassen.

Within the context of a research project, measurements of radiation exposure of veterinary specialists and auxiliary staff are being performed in conjunction with the clinic for Clinic for Horses, Surgery and Radiology of the Free University of Berlin (FU Berlin) and the Small Animal Clinic of the Free University of Berlin. These measurements are supplemented by measurements among privately practicing veterinary surgeons. By September 2006, more than 4,000 individual measurements were performed for approximately 100 examination methods in small and large animals, which confirm the developed measurement programmes and promise enlightening results for the description of radiation exposure during X-ray diagnostic examinations in veterinary medicine.

The examinations categorised in accordance with the conditions of X-ray diagnosis in veterinary medicine have been so far primarily related to special examination methods or animals to be examined. Furthermore, there are isolated reports in the specialist literature of excessive or unnecessary exposure to radiation.

Within the context of the research project StrSch 4477 – “Development of a “job exposure matrix” for veterinary surgeons concerning estimation of exposure to ionising radiation during diagnosis with the aid of X-ray devices in veterinary practice” (lasting until the end of May 2007) – the radiation exposure for routine examination methods of the specialist veterinary staff in addition to the auxiliary staff will now be systematically determined and processed in such a way that professional exposure during X-ray examination in veterinary medicine can be estimated in the future. Taking account of the currently applicable limit values for radiation protection, it is furthermore intended to work out recommendations for any necessary additional radiation protection measures based on the results of the investigation.

In conjunction with the clinic for Clinic for Horses, Surgery and Radiology of the Free University of Berlin (FU Berlin) and the Small Animal Clinic of the Free University of Berlin, GRS is conducting measurements in this connection concerning radiation exposure of veterinary specialists and auxiliaries. These measurements are supplemented by measurements among privately practicing veterinary surgeons. During the exposure measurements, directly readable electronic personal dosimeters are used, which have been successfully qualified for use within the context of comparative measurements with passive official personal dosimeters.

Finally, the measuring programmes in the clinics of the FU Berlin and among privately practicing veterinary surgeons will be supplemented with measurements in animal models, in order to also record exposures levels which cannot be measured with the electronic personal dosimeters.

By September 2006, more than 4,000 individual measurements were performed for approximately 100 examination methods in small and large animals, which confirm the developed measuring programmes and promise enlightening results for the description of radiation exposure during X-ray diagnostic examinations in veterinary medicine.

■ Development of a new atmospheric dispersion model in order to determine the potential radiation exposure for normal operation of nuclear facilities

In the licensing procedure, the Gaussian dispersion model has been included up to now in order to determine radiation exposure in addition to ground-level concentrations of radioactive discharges as well as of dry and wet deposition.

The corresponding calculation methods, parameters and boundary conditions are established in the General Administrative Regulation in § 47 StrISchV (AVV), section 4 “Calculation of radiation exposure” in case of an airborne operational radioactive discharge from a

litätsnah berücksichtigt. Das Gauß-Fahnenmodell kann die Deposition nur approximativ und die Sedimentation von Aerosolpartikeln gar nicht behandeln.

Die Technische Anleitung zur Reinhaltung der Luft (TA-Luft) enthält bereits ein fortschrittliches Lagrangesches Partikelmodell (AUSTAL2000), das im Vergleich zum klassischen Gauß-Fahnenmodell weitaus höheren Anforderungen an die Ausbreitungsmodellierung genügt. Im aktuellen Vorhaben wurde deshalb auf der Basis des Modells AUSTAL2000 das Modellsystem ARTM (**A**tmosphärisches **R**adionuklid-**T**ransport-**M**odell) zur Berechnung der Ausbreitung luftgetragener radioaktiver Stoffe entwickelt. Hierfür mussten zusätzlich Algorithmen zur Berücksichtigung der γ -Wolkenstrahlung (γ -Submersion) sowie der nassen Deposition abgeleitet und in den bestehenden Quellcode der aktuellen Version von AUSTAL2000 implementiert werden. Des Weiteren wurden Schnittstellen zu den bestehenden Berechnungsgrundlagen realisiert.

Neben der Anwendung in Genehmigungsverfahren eignet sich das neue Ausbreitungsmodell auch für retrospektive Berechnungen zur Überprüfung der Einhaltung von Dosisgrenzwerten, der routinemäßigen Berichterstattung über kerntechnische Anlagen und für eine realistischere Berechnung der Strahlenexposition.

II Entwicklung von Sicherheitskriterien und Leitlinien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle

Die GRS Köln hat im Auftrag des BMU in einem Vorschlag die Aktualisierung, Präzisierung und Weiterentwicklung der deutschen Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk unter Berücksichtigung der von der RSK und SSK formulierten Änderungsvorschläge vorgenommen. Die Neufassung des Entwurfs der Sicherheitskriterien ist dem BMU zur weiteren Diskussion in Fachgremien zugeleitet worden.

Es wurden ein Vorschlag zur Einordnung und Abgrenzung der Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle im deutschen Regelwerk erarbeitet und die Fortentwicklung eines Systems von Sicherheitskriterien und Leitlinien zum Betrieb und zum Nachbetrieb eines Endlagers begründet. In einer Arbeitsgruppe aus Vertretern des BMU, des BfS, der GRS und der schwei-

zerischen Genehmigungsbehörde HSK wurde der GRS-Entwurf präzisierter, weiterentwickelter deutscher Sicherheitskriterien für die Endlagerung radioaktiver Abfälle in einem Bergwerk diskutiert. Die Sicherheitskriterien beziehen sich ausschließlich auf die radiologischen Schutzziele und Anforderungen, die das in § 1 Nr. 2 und § 7 Abs. 2, Satz 1, Nr. 3 des Atomgesetzes enthaltene Gebot der atomrechtlichen Schadensvorsorge konkretisieren. Weiterhin wurden auch die Empfehlungen der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) und der OECD, Nuclear Energy Agency, die Normen der Europäischen Gemeinschaften und die Sicherheitsprinzipien der Internationalen Atomenergie Organisation (IAEO) sowie die Kriterienentwicklung in anderen Ländern berücksichtigt. Der vorliegende Entwurf wurde gegenüber den heute noch gültigen Sicherheitskriterien insbesondere hinsichtlich folgender Schwerpunkte aktualisiert:

- Das radiologische Schutzziel wird differenzierter definiert. Dabei wird beim Bewertungsmaßstab zwischen der natürlichen Entwicklung des Endlagers und menschlichen Eingriffen in der Nachbetriebsphase unterschieden.
- Der unbeabsichtigte Eingriff des Menschen in die Endlagerformation soll in Form glaubhafter Referenzszenarien berücksichtigt werden. Schutzziel ist hier eine Begrenzung der Auswirkungen.
- Die Ergebnisse des RADWASS-Projekts der IAEO und die endlagerbezogenen Regelungen der ICRP sowie die Empfehlungen der OECD und die Normen der Europäischen Gemeinschaften werden einbezogen.
- Das Problem der Zeitskala für die Sicherheitsanalyse in der Nachbetriebsphase wird deutlich auf die anwendbare Nachweismethode bezogen. Die radiologischen Schutzziele unterliegen keiner zeitlichen Limitierung. Die Anwendbarkeit der Nachweismethoden und die Zuverlässigkeit ihrer Aussagen sind jedoch zeitlich begrenzt.
- Zur Optimierung des Strahlenschutzes bei sehr kleinen Dosisbeiträgen werden Richtgrößen angegeben, die sich am Konzept der trivialen Dosis bei der Freigabe von Stoffen aus atomrechtlich genehmigtem Umgang orientieren. Dem Vorschlag der ICRP zur Optimierung des Strahlenschutzes in der Nachbetriebsphase („Constraint Optimisation“) wird gefolgt.

nuclear or other facility. The Gaussian dispersion model included in it, however, no longer corresponds to the state of the art in science and technology and does not take account of all aspects of possible discharge scenarios in nuclear facilities (e.g. ground-level or transient discharge). Furthermore, local topographical conditions, such as orographically structured terrain and complex building structures, are not realistically taken into account. The Gaussian flag model can only deal approximately with deposition and cannot deal with sedimentation of aerosol particles at all.

The technical instructions for the preservation of the purity of air (TA-Luft) already contains an advanced Lagrange particle model (AUSTAL2000), which in comparison to the conventional Gaussian flag model extensively fulfils more stringent requirements for dispersion modelling. Consequently, in the current project, the model system ARTM (**A**tmospheric **R**adionuclide **T**ransport **M**odel) was developed on the basis of the AUSTAL2000 model for calculation of the dispersion of airborne radioactive substances. For this purpose, it was necessary to derive additional algorithms in order to take account of γ cloudshine in addition to wet disposition and implement these in the existing source code of the current version of AUSTAL2000. Furthermore, interfaces to the existing calculation bases were created.

In addition to use in the licensing procedure, the new dispersion model is also suitable for retrospective calculations for the verification of compliance with dose limit values, routine reporting on nuclear facilities, and a more realistic calculation of radiation exposure.

I Development of safety criteria and guidelines for the final storage of radioactive waste

Sponsored by the BMU, GRS Cologne has prepared a draft proposal relating to the updating, specification and further development of the German safety criteria for the final storage of radioactive waste in a mine, taking account of the modification proposals made by the Reactor Safety Commission (RSK) and the Commission on Radiological Protection (SSK). The new version of the draft of the safety criteria has been passed on to the BMU for further discussion in specialist committees. A proposal for the classification and delimitation of the safety criteria for final storage of radioactive waste in

the German nuclear regulations has been worked out in addition to the further development of a system of safety criteria and guidelines for the operational and post-operational phases of a repository. A working group including representatives from the BMU, the BfS, GRS and the Swiss licensing authorities discussed GRS's draft proposal of more specific, further developed German safety criteria for the final storage of radioactive waste in a mine. The safety criteria related exclusively to the radiological protection goals concretised by the imperative of nuclear damage prevention contained in § 1 no. 2 and § 7 sect. 2, sentence 1, no. 3 of the Atomic Energy Act. Furthermore, the recommendations of the International Committee on Radiological Protection (ICRP) and the Nuclear Energy Agency of the OECD, the standards of the European Communities and the safety principles of the International Atomic Energy Agency (IAEA) as well as the criteria development in other countries were taken into account. The present draft was updated in relation to the safety criteria still valid today, particularly with respect to the following emphases:

- The radiological protection goal is defined in a more differentiated manner. Here, a distinction is drawn in the assessment standard between the natural evolution of the repository and human intrusion in the post-operational phase.
- The unintentional intrusion of humans into the repository formation should be taken into account in the form of credible reference scenarios. The protection goal here is limitation of the effects.
- The results of the RADWASS project of the IAEA and the rules of the ICRP relating to repositories as well as the recommendations of the OECD and the standards of the European Communities are included.
- The problem of the time scale with respect to the safety case for the post-operational phase is clearly related to the safety demonstration method to be used. The radiological protection goals are not subject to any limitation in time. The usability of the demonstration methods and the reliability of their statements are, however, limited in time.
- In order to optimise radiation protection in connection with very small dose contributions, benchmarks are indicated which are oriented on the trivial-dose concept in the case of a release of

- Die technischen Anforderungen werden in einigen Punkten gekürzt, zusammengefasst oder ergänzt. Einige wenige grundsätzliche Anforderungen an die endzulagernden Abfälle kommen hinzu (Konsistenz mit internationalen Anforderungen).
- Anforderungen an den Nachweis der Langzeitsicherheit werden im Sinne eines „Safety Cases“ entwickelt. Der Nachweis der Langzeitsicherheit soll durch eine Unsicherheitsanalyse ergänzt werden.
- Der Langzeitsicherheitsanalyse mit ergänzenden Unsicherheitsanalysen wird der Vorzug gegenüber einer rein deterministischen Langzeitsicherheitsanalyse gegeben. Es wird auf eine Verwendung der Kollektivdosis verzichtet.

Ein Entwurf der Sicherheitskriterien liegt vor; die Leitlinie zum Nachweis der Langzeitsicherheit von Endlagern ist derzeit in der Bearbeitung.

■ Sicherheitstechnische Einzelfragen der Endlagerung: Bewertung des Syntheseberichts des BfS

Im Rahmen des Vorhabens SR 2453 unterstützt die GRS das BMU in der Fachaufsicht bei der Lösung der sicherheitstechnischen Einzelfragen, zu deren Klärung das Moratorium zur Erkundung des Salzstockes Gorleben ausgesprochen wurde. Das BMU hatte das BfS aufgefordert, 12 sicherheitstechnische Einzelfragen, welche auf neuen Entwicklungen, Erkenntnissen und Bewertungen beruhen, für die in Deutschland für eine Endlagerung in Frage kommenden Wirtsgesteine zu klären und die Ergebnisse zu bewerten. Die Beantwortung der Fragen fällt in den Zuständigkeitsbereich des BfS bzw. des BMWi. Der GRS kommt die Aufgabe zu, den Stand von Wissenschaft und Technik bereitzuhalten und nachfolgend die Arbeitsergebnisse des BfS bzw. des BMWi zu sichten. Das BfS hat die 12 endlagerspezifischen Einzelfragen in den letzten Jahren bearbeiten lassen, 11 davon durch externe Auftragnehmer (Institutionen im In- und Ausland) und die 12. Einzelfrage nach den Auswirkungen der internationalen Kernmaterialüberwachung teilweise selbst im Auftrag des hierfür zuständigen BMWi.

Sämtliche Ergebnisse wurden vom BfS einem externen Review unterzogen und auf einem Workshop diskutiert, in einem Synthesebericht zusammengefasst sowie hinsichtlich der übergreifenden Fragestellung „Wirtsgesteine im Vergleich“ ausgewertet. Im Rahmen des Vorhabens SR 2453 ist die GRS beauftragt, die Arbeitsergebnisse aus der BfS/BMWi-Beauftragung und die Synthese durch das BfS auszuwerten und eine Stellungnahme zu diesen Ergebnissen abzugeben.

Die GRS- Stellungnahme zum Synthesebericht des BfS sowie die Stellungnahmen zu den Einzelberichten liegen dem BMU nunmehr im Entwurf vor.

■ Beratung des BMU im Planfeststellungsverfahren ERAM

Ziel des Vorhabens SR 2551 ist die Beratung des BMU bei der Wahrnehmung seiner Fach- und Zweckmäßigkeitsaufsicht im Rahmen des Planfeststellungsverfahrens zur Stilllegung des Endlagers für radioaktive Abfälle Morsleben (ERAM). Hierbei werden die Themenfelder Anlagen- und Betriebssicherheit, Strahlenschutz, konventioneller Umweltschutz und Langzeitsicherheit durch die GRS fachlich abgedeckt. Die GRS berät das für die Fach- und Zweckmäßigkeitsaufsicht im Genehmigungsverfahren zuständige Referat des BMU in sicherheitstechnischen Fragestellungen, die sich aus den Planungen zur Stilllegung des Endlagers Morsleben ergeben. Darüber hinaus sichtet die GRS die in das Planfeststellungsverfahren eingereichten Antragsunterlagen des Antragsstellers (BfS) im Hinblick auf Vollständigkeit, Nachvollziehbarkeit und Konsistenz zu anderen Unterlagen und erarbeitet hierzu Stellungnahmen. Die GRS wird hierbei vom Öko-Institut Darmstadt, welches im Unterauftrag in das Projekt eingebunden ist, fachlich unterstützt. Die Ergebnisse dieser Prüfungen werden bei der Unterlagenrevision durch den Antragsteller berücksichtigt. Weiterhin nehmen Vertreter der GRS an der Seite des BMU an ca. vierteljährlich stattfindenden Projektstatusgesprächen mit dem BfS teil, in denen Fragestellungen zum Verfahrensfortschritt und technische Einzelfragen der betrieblichen Stilllegungsplanung und der Langzeitsicherheit diskutiert werden. ■

substances resulting of handling operations licensed under atomic law. The suggestion of the ICRP for an optimisation of radiation protection in the post-operational phase (“constraint optimisation”) is followed.

- The technical requirements are abridged, summarised or supplemented in a few points. A few fundamental requirements for waste intended for final storage are added (consistency with international requirements).
- Requirements for demonstrating long-term safety are developed in the sense of a “safety case”. The long-term safety demonstration is to be supplemented by an uncertainty analysis.
- The long-term safety analysis together with the uncertainty analysis is given priority over a purely deterministic long-term safety analysis. Collective dose values are not applied.

A draft of the safety criteria is available; the guideline for demonstrating the long-term safety of repositories is currently being prepared.

■ Safety-related individual questions of final storage: assessment of the BfS Synthesis Report

Within the context of project SR 2453, GRS supports the BMU in technical supervision regarding the solution of individual safety-related questions for the clarification of which the moratorium on the exploration of the Gorleben salt dome was pronounced. The BMU had asked the BfS to clarify 12 individual safety-related questions which are based on new developments, knowledge and assessments, for host rock types to be considered for final storage in Germany and subsequently to assess the results. Answering these questions falls within the scope of responsibility of the BfS and the BMWi. The task of GRS is to provide advice on the state of the art in science and technology knowledge and technology and subsequently to classify the working results of the BfS and the BMWi. Over the past few years, the BfS has had 11 of the individual questions specific to repositories dealt with by external contractors (institutions in Germany and abroad), tackling the 12th individual question on the effects of international nuclear material monitoring partly

itself on behalf of the BMWi, which is the competent authority in this area.

The BfS had all the results externally reviewed and discussed at a workshop, summarised them in a Synthesis Report and evaluated them with regard to the general issue of “A comparison of host rock types”. Within the context of project SR 2453, GRS has been commissioned with assessing the working results of the BfS/BMWA assignment as well as the BfS Synthesis Report and with submitting its opinion on these results.

The GRS opinion on the BfS Synthesis Report and its opinions on the individual reports are now available to the BMU in draft form.

■ Advisory assistance to the BMU in the licensing procedure for the ERAM repository

Part of project SR 2551 involves providing advice to the BMU in executing its technical supervision and supervision on expediency within the context of the licensing procedure for closing down the Morsleben repository for radioactive waste (ERAM). Here, the technical areas of plant and operational safety, radiation protection, conventional environmental protection and long-term safety are technically dealt with by GRS. GRS advises the BMU department responsible for technical supervision and supervision on expediency in the licensing procedure on safety-related matters that result from the planning for closing down the Morsleben repository. Furthermore, GRS classifies the application documents submitted by the applicant (BfS) in the licensing procedure with regard to completeness, auditability and consistency with other documents, preparing corresponding statements of opinion. In doing so, GRS is given specialist support by the Darmstadt-based Institute of Applied Ecology, which is a sub-contractor to the project. The results of these examinations are taken into account during document revision by the applicant. Furthermore, GRS experts participate in the role of advisors to the BMU project discussions with the BfS, which take place around every three months and in which matters concerning the progress of the procedure and individual technical questions of operational shutdown planning and long-term safety are discussed. ■



Dr. Werner Mester

6.1 Joint Convention 2006: Zweite Überprüfungs-konferenz zum internationalen Abkommen über die Sicherheit der nuklearen Entsorgung

Das „Gemeinsame Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle“, häufig auch kurz als „Joint Convention“ bezeichnet, wurde am 5. September 1997 verabschiedet und trat am 18. Juni 2001 in Kraft. Die „Joint Convention“ ist auf dem Gebiet der Entsorgung radioaktiver Stoffe das Pendant zur „Convention on Nuclear Safety“ der Kernkraftwerke.



Dr. Wolf-Jürgen Weber

Die Ziele der „Joint Convention“ sind

- Erreichen eines weltweit hohen Sicherheitsniveaus im Bereich der Entsorgung durch die Verstärkung nationaler Maßnahmen und internationaler Zusammenarbeit,
- Gewährleistung wirksamer Barrieren gegen mögliche Gefahren in allen Bereichen der nuklearen Entsorgung, damit der Einzelne, die Gesellschaft und die Umwelt heute und in Zukunft vor den Gefahren ionisierender Strahlen geschützt werden, und
- Vermeidung von Unfällen mit radiologischen Auswirkungen bzw. die Begrenzung der Auswirkungen, falls solche Unfälle dennoch auftreten.

Um diese Ziele zu erreichen, legt das Übereinkommen einen Überprüfungsmechanismus mit mehreren Elementen fest. Zum einen erstellt jeder Vertragsstaat in regelmäßigen Abständen einen Bericht, in dem die nationalen Maßnahmen zur Erfüllung des Über-

einkommens beschrieben werden. Zum Zweiten hat jeder Vertragsstaat die Möglichkeit und das Recht, die nationalen Berichte der anderen Länder schriftlich zu hinterfragen. Und zum Dritten werden etwa alle drei Jahre Überprüfungs-konferenzen abgehalten, bei denen die nationalen Berichte präsentiert und diskutiert werden.

Die verantwortungsgerechte Erfüllung aller damit verbundenen Aufgaben erfordert einen hohen zeitlichen und personellen Aufwand und wird in Deutschland von einer Arbeitsgruppe bewerkstelligt, in der unter Führung des Bundesumweltministeriums (BMU) weitere Behörden und externe Sachverständigenorganisationen arbeiten. Die GRS war bisher in alle Aufgabenbereiche von der Berichtserstellung, dem Fragen- und Antwortenkomplex, der Vorbereitung der Präsentation bis zur Teilnahme und Auswertung der Überprüfungs-konferenz mit eingebunden.

Die zweite Überprüfungs-konferenz fand vom 15. bis 24. Mai 2006 bei der Internationalen Atomenergie Organisation (IAEO) in Wien statt. Der hierzu erstellte

► An der zweiten Überprüfungs-konferenz zur Joint Convention nahmen 41 Vertragsstaaten teil, acht davon zum ersten Mal. *41 States which are party to the agreement took part in the second review conference under the Joint Convention, eight of them for the first time.*



6.1 Joint Convention 2006: second review conference concerning the international agreement on safety of nuclear waste disposal

The “Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management” - often also known for short as the “Joint Convention” - was adopted on 5 September 1997 and became applicable on 18 June 2001. The “Joint Convention” is the counterpart to the “Convention on Nuclear Safety”, which relates to the nuclear power plants, in the field of disposal of radioactive substances.

The objectives of the “Joint Convention” are to:

- achieve an internationally high level of safety in the field of disposal by reinforcement of national measures and international co-operation,
- guarantee effective barriers against possible hazards in all areas of nuclear waste disposal, so that individuals, society and the environment are protected today and in the future against the hazards of ionising radiation, and
- to prevent accidents with radiological consequences and limit the effects should such accidents nevertheless occur.

In order to achieve these objectives, the Convention establishes a review mechanism comprising several elements. Firstly, each state which is party to the Convention drafts a report at regular intervals, in which the national measures for compliance with the Convention are described. Secondly, each state which is party to the Convention has the possibility and the

right to scrutinise the national reports of the other countries in writing. Thirdly, review conferences are held approximately every three years during which the national reports are presented and discussed.

Responsible fulfilment of all the related tasks requires a high level of expenditure in terms of time and personal effort and is accomplished by a working party in Germany in which other authorities and external expert organisations work under the leadership of the Federal Ministry for the Environment (BMU). GRS has been included in all the fields of duty, ranging from the drafting of reports to the questions and answers themselves, the preparation of the presentation, and the participation in and evaluation of the review conference.

The second review conference was held from 15 to 24 May 2006 at the International Atomic Energy Agency (IAEA) in Vienna. The German report was geared in its structure towards guidelines of the IAEA, which are laid down in “Guidelines Regarding the Form and Structure of National Reports”. The report comprises some 220 pages and deals among other things with the topics:



◀ Eröffnungsrede von T. Taniguchi, IAEA
Opening speech by T. Taniguchi, IAEA

► Präsident Lacoste (Mitte) und Vizepräsidentin Bubar (links) leiteten die Konferenz. Bei der Eröffnungs- und Abschlusssitzung sprach auch der Chef des IAEA Department of Nuclear Safety and Security, T. Taniguchi (rechts), zu den Teilnehmern. *Chairman Lacoste (centre) and vice chairwoman Bubar (left) chaired the conference. At the opening and concluding sessions, the head of the IAEA Department of Nuclear Safety and Security, T. Taniguchi (right), also spoke to the participants.*



deutsche Bericht orientierte sich in seinem Aufbau an Vorgaben der IAEA, die in der Richtlinie „Guidelines Regarding the Form and Structure of National Reports“ festgelegt sind. Der Bericht umfasst etwa 220 Seiten und behandelt u. a. die Themen

- Politik und nationale Verfahrensweisen,
- gesetzliche Regelungen und Vollzugssysteme,
- Mengen und Art der radioaktiven Stoffe,
- Sicherheit bei der Behandlung abgebrannter Brennelemente,
- Sicherheit bei der Behandlung radioaktiver Abfälle,
- grenzüberschreitende Verbringung,
- ausgediente Strahlenquellen sowie
- geplante Maßnahmen zur weiteren Erhöhung der Sicherheit.

Die Fragen, die aus dem Ausland zum deutschen Bericht gestellt wurden, bezogen sich vergleichsweise häufig auf die Themen Stilllegung, den Verschluss und die anschließende Überwachung eines Endlagers sowie die Urangewinnung in der früheren DDR.

An der Überprüfungs-konferenz nahmen insgesamt 41 Vertragsparteien teil, acht davon waren bei der ersten Konferenz im Jahr 2003 noch nicht vertreten. Präsident der Konferenz war André-Claude Lacoste (Frankreich),

unterstützt von der Vizepräsidentin Patrice Bubar (USA). In der ersten Konferenzwoche hatte jedes Land Gelegenheit, seine Tätigkeiten und Planungen auf dem Gebiet der Entsorgung innerhalb seiner Ländergruppe darzustellen und zu diskutieren. Es gab insgesamt fünf Ländergruppen mit jeweils etwa acht Ländern. Deutschland war zusammen mit Finnland, Irland, Kanada, Marokko, Norwegen, der Schweiz und Uruguay der Ländergruppe 5 zugeteilt.

Der deutschen Konferenzdelegation gehörten Vertreter des BMU, des Bundesamts für Strahlenschutz (BfS), des Bundesforschungsministeriums (BMBF) und einiger externer Organisationen, darunter auch der GRS, an. Mit den Aufgaben des Koordinators der Ländergruppe 5 war ein Mitarbeiter der GRS betraut.

Die Präsentationen als Teil des Überprüfungsmechanismus stellen weniger eine Kurzfassung bereits vorliegender nationaler Berichte dar als vielmehr deren Abrundung. Die deutsche Präsentation am 17. Mai 2006 umfasste

- die wesentlichen Eckpunkte der deutschen Entsorgungspolitik,
- die technischen Grundlagen der Entsorgung in Deutschland,
- eine Erörterung der Bilanz der Wiederaufarbeitung deutscher Brennelemente,
- den Stand der Stilllegungsprojekte einschließlich deren Finanzierung,

- politics and national procedures,
 - legal regulations and implementation systems,
 - quantities and types of radioactive substances,
 - safety in handling spent fuel elements,
 - safety in handling radioactive waste,
 - cross-border shipment,
 - used radiation sources, and
 - planned measures for further increasing safety.
- discussion of the balance of reprocessing of German fuel elements,
 - the status of the shutdown projects including their financing,
 - the status of the procedure for closing the Asse research mine and the Morsleben repository,
 - the ecological restoration activities of WISMUT GmbH, and
 - an overview of the practice of clearance of radioactive waste.

The questions raised from outside Germany concerning the German report are related comparatively frequently to the topics of decommissioning, the closure and subsequent surveillance of a repository, and uranium mining in the former GDR.

A total of 41 parties to the agreement took part in the review conference, eight of which had not yet been represented at the first conference in 2003. The chairman of the conference was André-Claude Lacoste (France), supported by vice-chairwoman Patrice Bubar (USA). During the first week of the conference, each country had the opportunity of presenting and discussing its activities and planning in the field of disposal within its country group. There were a total of five country groups with eight countries, respectively. Germany was allocated to country group 5 together with Finland, Ireland, Canada, Morocco, Norway, Switzerland and Uruguay.

Representatives of the BUM, the Federal Office for Radiation Protection (BfS), the Federal Research Ministry (BMBF) and a few external organisations, among them GRS, were included in the German conference delegation. A GRS employee was entrusted with the tasks of co-ordinator of country group 5.

The presentations as part of the review mechanisms are not so much a summary of already existing national reports as rather their rounding off. The German presentation on 17 May 2006 comprised:

- the essential cornerstones of German disposal policy,
- the technical bases of disposal in Germany,
- a clear separation between the operator of a repository (BfS) and the supervision of the operation of a repository (self-supervision by the BfS)
- rapid decisions with regard to the final storage of radioactive waste and irradiated fuel elements, also with the aim of improved acceptance by clear and transparent selection criteria and a procedure for selection of a site in accordance with the practice in states with an advanced repository programme
- a harmonised procedure in all **Länder** for old sites not restored by WISMUT GmbH
- review of the power utilities' practice of setting aside funds for decommissioning and disposal
- drafting and publication of a national disposal plan

The discussions of the national reports and presentations were summarised within the context of the conference in so-called Rapporteurs' reports. The Rapporteurs' report concerning Germany acknowledged the fact that sufficient capacities are available in Germany for interim storage of spent fuel elements and radioactive waste and that the fuel elements in the interim storage facilities are protected against effects from outside. Furthermore, the progress in connection with the ecological restoration of the Wismut sites and the dismantling of decommissioned nuclear facilities was acknowledged, as was the trouble-free recycling of the separated plutonium from recycling.

As challenges for future work with regard to a permanent guarantee of safe and environment-friendly disposal of the radioactive waste and irradiated fuel elements, the following aspects were mentioned:

- den Status der Verfahren zum Verschluss des Forschungsbergwerkes Asse und des Endlagers Morsleben,
- die Sanierungsaktivitäten der WISMUT GmbH und
- einen Überblick über die Praxis der Freigabe radioaktiver Abfälle.

Die Diskussionen der nationalen Berichte und Präsentationen wurden im Rahmen der Konferenz in sogenannten Rapporteursberichten zusammengefasst. Der Rapporteursbericht zu Deutschland würdigte den Umstand, dass in Deutschland ausreichende Kapazitäten zur Zwischenlagerung von verbrauchten Brennelementen und radioaktiven Abfällen vorhanden sind, und dass die Brennelemente in den Zwischenlagern gegen Einwirkung von außen geschützt sind. Weiter anerkennend erwähnt wurden die Fortschritte bei der Sanierung der Wismut-Standorte und beim Rückbau ausgedienter kerntechnischer Anlagen, ebenso wie die reibungslos verlaufende Rezyklierung des abgetrennten Plutoniums aus der Wiederaufarbeitung.

Als Herausforderungen für die künftige Arbeit im Hinblick auf die dauerhafte Gewährleistung einer sicheren und umweltgerechten Entsorgung der radioaktiven Abfälle und bestrahlten Brennelemente wurden genannt:

- Klare Trennung zwischen dem Betreiber eines Endlagers (BfS) und der Aufsicht über den Betrieb eines Endlagers (Eigenaufsicht des BfS).
- Zügige Entscheidungen im Hinblick auf die Endlagerung von radioaktiven Abfällen und bestrahlten Brennelementen auch mit dem Ziel einer verbesserten Akzeptanz durch klare und transparente Auswahlkriterien und ein Prozedere für die Auswahl eines Standorts entsprechend der Praxis in Staaten mit einem fortgeschrittenen Endlagerprogramm.
- Ein in allen Bundesländern harmonisiertes Vorgehen für Altstandorte, die nicht durch die WISMUT GmbH saniert werden.
- Überprüfung der Praxis der Bildung von Stilllegungs- und Entsorgungsrückstellungen bei den Energieversorgungsunternehmen.
- Fertigstellung und Veröffentlichung eines Nationalen Entsorgungsplans.

- Fortführung der Verfahren mit dem Ziel des Verschlusses des Endlagers Morsleben und des Forschungsbergwerkes Asse.

Zu den Ergebnissen der Konferenz insgesamt stellten die Teilnehmerstaaten übereinstimmend fest, dass seit der vorhergehenden, ersten Überprüfungs-konferenz erhebliche Fortschritte zu verzeichnen waren. Es bestand jedoch auch Übereinstimmung, dass bei einer ganzen Reihe von Aspekten weiterer erheblicher Handlungsbedarf besteht. Sie betreffen insbesondere

- die Entwicklung langfristiger nationaler Strategien für die Entsorgung von radioaktiven Abfällen und bestrahlten Brennelementen,
- die Behandlung von radioaktiven Abfällen aus Altlasten,
- die Zusammenarbeit mit den Verursachern radioaktiver Abfälle und der Öffentlichkeit,
- die Kontrolle ausgedienter radioaktiver Strahlungsquellen,
- das Wissensmanagement auf den relevanten Fachgebieten,
- die Gewinnung von qualifiziertem Personal.

Darüber hinaus zeigten sich die Vertragsparteien des Übereinkommens davon überzeugt, dass nur durch verstärkte Beteiligung der Öffentlichkeit eine verbesserte Akzeptanz bei der Umsetzung der Planungen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle und bestrahlter Brennelemente ermöglicht wird.

Die folgende, dritte Überprüfungs-konferenz wurde auf den Zeitraum 11. bis 22. Mai 2009 festgelegt. Die nationalen Berichte, die auch offen gebliebene Punkte der zweiten Konferenz behandeln sollen, müssen bis 11. Oktober 2008 vorgelegt werden. Angesichts der erforderlichen Abstimmungsprozeduren sowie der notwendigen Beratung in Bundeskabinett und Deutschem Bundestag muß mit der Erstellung des dritten deutschen Berichts bereits Mitte 2007 begonnen werden. ■



◀ Der deutsche Bericht für die 2. Überprüfungs-konferenz umfasst etwa 220 Seiten. Er wurde in deutscher und englischer Sprache veröffentlicht. *The German report for the 2nd review conference comprises some 220 pages. It was published in German and English.*

▶ Das Inhaltsverzeichnis des deutschen Berichts orientiert sich an den Vorgaben, die in einer IAEA-Richtlinie festgelegt sind. *The Table of Contents of the German report follows an IAEA guideline.*

Table of Contents	
List of Abbreviations	
Section A. Introduction	3
Section B. Policies and Practices	6
Article 32 (Reporting), Paragraph 1	12
Section C. Scope of Application	12
Article 3 (Scope of application)	18
Section D. Inventories and Lists	18
Article 32 (Reporting), Paragraph 2	22
Section E. Legislative and Regulatory System	22
Article 18 (Implementing measures)	49
Article 19 (Legislative and regulatory framework)	49
Article 20 (Regulatory body)	66
Section F. Other General Safety Provisions	70
Article 21 (Responsibility of the licence holder)	70
Article 22 (Human and financial resources)	71
Article 23 (Quality assurance)	74
Article 24 (Operational radiation protection)	77
Article 25 (Emergency preparedness)	86
Article 26 (Decommissioning)	94
Section G. Safety of Spent Fuel Management	101
Article 4 (General safety requirements)	101
Article 5 (Existing facilities)	104
Article 6 (Siting of proposed facilities)	105
Article 7 (Design and construction of facilities)	109
Article 8 (Assessment of safety of facilities)	110
Article 9 (Operation of facilities)	116
Article 10 (Disposal of spent fuel)	121
Section H. Safety of Radioactive Waste Management	122
Article 11 (General safety requirements)	122
Article 12 (Existing facilities and past practices)	122
Article 13 (Siting of proposed facilities)	127
Article 14 (Design and construction of facilities)	131
Article 15 (Assessment of safety of facilities)	134
Article 16 (Operation of facilities)	139
Article 17 (Institutional measures after closure)	148
Section I. Transboundary Movement	150
Article 27 (Transboundary movement)	150
Section J. Disused Sealed Sources	156
Article 28 (Disused sealed sources)	156
Section K. Planned Activities to Improve Safety	162
Section L. Annexes	165

- continuation of the procedure with the aim of closing the Morsleben repository and the Asse research mine.

Concerning the results of the conference overall, the participating states unanimously noted that since the previous, initial review conference, considerable progress has been recorded. It was also agreed, however, that for a whole series of aspects, further considerable need for negotiation exists. These involve in particular:

- development of long-term national strategies for the disposal of radioactive waste and irradiated fuel elements,
- treatment of radioactive waste from contaminated sites,
- collaboration with the radioactive waste originators and the public,
- control of spent radiation sources,
- knowledge management in the relevant specialist areas,
- obtaining qualified staff.

Furthermore, the parties to the agreement showed their conviction that it is only by means of increased involvement of the public that improved acceptance

in implementation of the planning for disposal of radioactive waste and irradiated fuel elements will be made possible.

The next, third review conference was scheduled for the period between 11 and 22 May 2009. The national reports, which should also deal with points of the second conference which remain open, must be submitted by October 2008. In view of the necessary balloting procedures in addition to the consultation required in the Federal Cabinet and the German Parliament, the third German report must already be begun in mid-2007. ■



Dr. Wenzel Brücher



Dr. Martin Sogalla

6.2 Radiologische Konsequenzenanalyse der brandbedingten Freisetzung aus Behältern mit radioaktivem Material

Schwere Brandeinwirkungen auf Behälter mit radioaktiven Stoffen sind in kerntechnischen Anlagen aufgrund entsprechender sicherheitstechnischer Vorkehrungen äußerst unwahrscheinlich. Ebenfalls gering ist die Wahrscheinlichkeit, dass Dritte auf Behälter mit radioaktiven Stoffen einwirken. Dennoch müssen potenzielle Konsequenzen untersucht werden, da grundsätzlich ein großer Schadensfall bei schweren Bränden denkbar ist: So können Radionuklide aus Behältern mit radioaktivem Inhalt freigesetzt werden und sich luftgetragen ausbreiten. Die Freisetzung hängt je nach Gebindetyp von einer Vielzahl von Randbedingungen und Prozessen ab, die zum Teil gegenläufige Wirkungen auf die radiologischen Konsequenzen haben. Diese betrifft u. a. die Art und den Zeitverlauf der Freisetzung, die thermische Überhöhung der Freisetzung und die räumliche Verteilung des Brandes und der Behälter. Eine einfache Identifizierung der radiologisch ungünstigsten Szenarien auf Basis von Branddauer und -intensität ist daher häufig nicht möglich. Kommen noch spezielle physikalische und chemische Eigenschaften des Behälterinventars hinzu, wie im Fall von Uranhexafluorid (UF_6), sind Parameterstudien notwendig, um die mögliche Bandbreite radiologischer und chemotoxischer Konsequenzen und die zugehörigen ungünstigsten Randbedingungen zu ermitteln. Die GRS führte daher in den letzten Jahren entsprechende Studien durch, die sich mit der potenziellen Freisetzung von radioaktiven Stoffen bei schweren Brandeinwirkungen beschäftigten.

Zur Berechnung möglicher Temperaturverteilungen in vorgegebenen Konfigurationen von Brandlast, Gebäuden, Behältern und sonstigen Objekten wurde hierbei vielfach das dreidimensionale CFD-Brandmodell (**Computational Fluid Dynamics**) **FDS (Fire Dynamics Simulator)** eingesetzt. Mit diesem Modell wurden zeitabhängige räumliche Verteilungen der Brandeinwirkung auf Objekte gewonnen, die als Randbedingungen für numerische Detailanalysen des Behälter- und Stoffverhaltens genutzt wurden.

Die potenziellen radiologischen und chemotoxischen Konsequenzen einer thermisch bedingten Freisetzung hängen von mehreren Randbedingungen und Prozessen ab. Zunächst kann sich die thermische Einwirkung je nach Szenario aus verschiedenen Abschnitten zusammensetzen:

- Anfängliche Deflagration,
- Entwicklungs- und Ausbreitungsphase des Brandes,
- voll entwickelter Brand und
- Nachbrandphase.

Da die Brandphasen mit verschiedenen Energiefreisetzungsraten und thermischem Auftrieb von Frei-

setzungen verbunden sind, müssen diese einzeln betrachtet werden. Dies gilt insbesondere bei großen Bränden, bei denen während des Brandes aus dem Behälter freigesetztes Material durch den thermischen Auftrieb in mehrere hundert Meter Höhe getragen werden kann, im Gegensatz zur bodennahen Ausbreitung nach Brandende. Der thermische Auftrieb beeinflusst daher stark den Expositionspfad der Inhalation. Daneben sind Parameter relevant wie

- die räumliche Temperaturverteilung,
- die Verteilung der Behälter und anderer Objekte im Feuer,
- die Stoffeigenschaften des Behälters und
- die Stoffeigenschaften des Behälterinventars.

Gerade die thermischen Eigenschaften des Behältermaterials und des radioaktiven Inventars haben einen entscheidenden Einfluss auf den Zeitverlauf einer potenziellen Freisetzung, der abhängig von der jeweils herrschenden Brandphase und der zugehörigen thermischen Überhöhung zu deutlich unterschiedlichen Konsequenzen führen kann. Exemplarisch wird im Folgenden eine Parameterstudie zur brandbedingten Freisetzung aus UF_6 -Lagerbehältern des Typs 48Y präsentiert, bei der die speziellen Stoffeigenschaften

6.2 Analysis of the radiological consequences of a fire-induced release from containers holding radioactive material

Severe effects of a fire on containers holding radioactive substances are extremely unlikely in nuclear facilities owing to appropriate safety-related precautions. Also unlikely is the probability of third parties causing an impact on containers holding radioactive substances. Nevertheless, potential consequences must be investigated since fundamentally a major damage event with severe fire is conceivable: As a result of such an event, radionuclides may be released from containers with radioactive contents and disperse with the wind. The release depends - according to the container type - on a multitude of boundary conditions and processes, which partially have opposed effects on the radiological consequences. This affects among other things the type and chronological progress of the release, the thermal amplification of the release, and the spatial distribution of the fire and the container. A simple identification of the radiologically most adverse scenarios on the basis of the fire duration and intensity is therefore frequently not possible. If this is also joined by specific physical and chemical properties of the container inventory, as in the case of uranium hexafluoride (UF_6), parameter studies are required in order to establish the possible bandwidth of radiological and chemotoxic consequences and corresponding unfavourable boundary conditions. GRS therefore conducted corresponding studies during the past few years which deal with the potential release of radioactive substances in case of severe effects of fire.

In order to calculate possible temperature distributions in given configurations of fire load, buildings, containers and other objects, the three-dimensional CFD (Computational Fluid Dynamics) fire model FDS (Fire Dynamics Simulator) was frequently used in this case. Using this model, time-dependent spatial distributions of the effect of the fire on objects were obtained, which were used as boundary conditions for numerical data analyses of the container and material behaviour.

The potential radiological and chemotoxic consequences of heat-dependent release depend on several boundary conditions and processes. Initially, the thermal effect depending on the scenario may be composed of various different stages:

- initial deflagration,
- development and extension phase of the fire,
- fully developed fire and
- after-fire phase.

Since the fire phases are connected with different energy release rates and thermal uplift of the release, these must be considered individually. This applies particularly to large fires in which material released

during the fire from the container may be carried several hundred metres high by thermal uplift, in contrast to the dispersion near the ground after the end of the fire. Thermal uplift therefore heavily influences the path of exposure of inhalation. In addition, there are relevant parameters such as

- the spatial temperature distribution,
- the distribution of the containers and other objects in the fire,
- the material properties of the container, and
- the material characteristics of the container inventory.

It is precisely the thermal characteristics of the container material and the radioactive inventory that have a decisive influence on the chronological progress of a potential release, which depending on the respective prevailing fire phase and the corresponding thermal amplification may result in markedly different consequences. As an example, a parameter study for a release due to fire from UF_6 storage containers of the type 48Y will be presented below, in which the specific material properties of UF_6 have rendered a corresponding detailed analysis necessary.

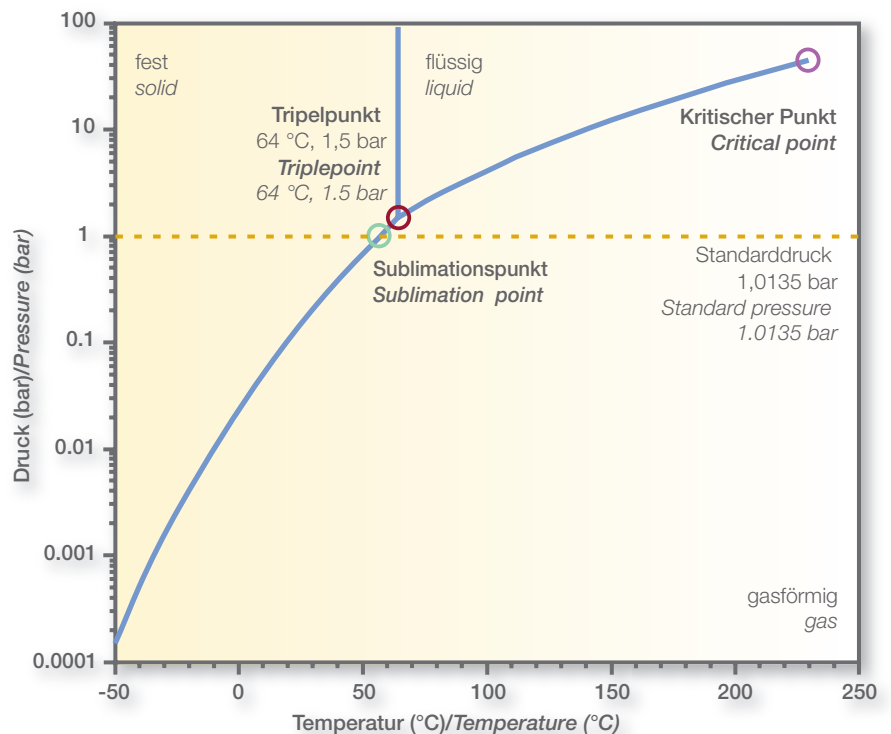
von UF_6 eine entsprechende Detailanalyse erforderlich gemacht haben.

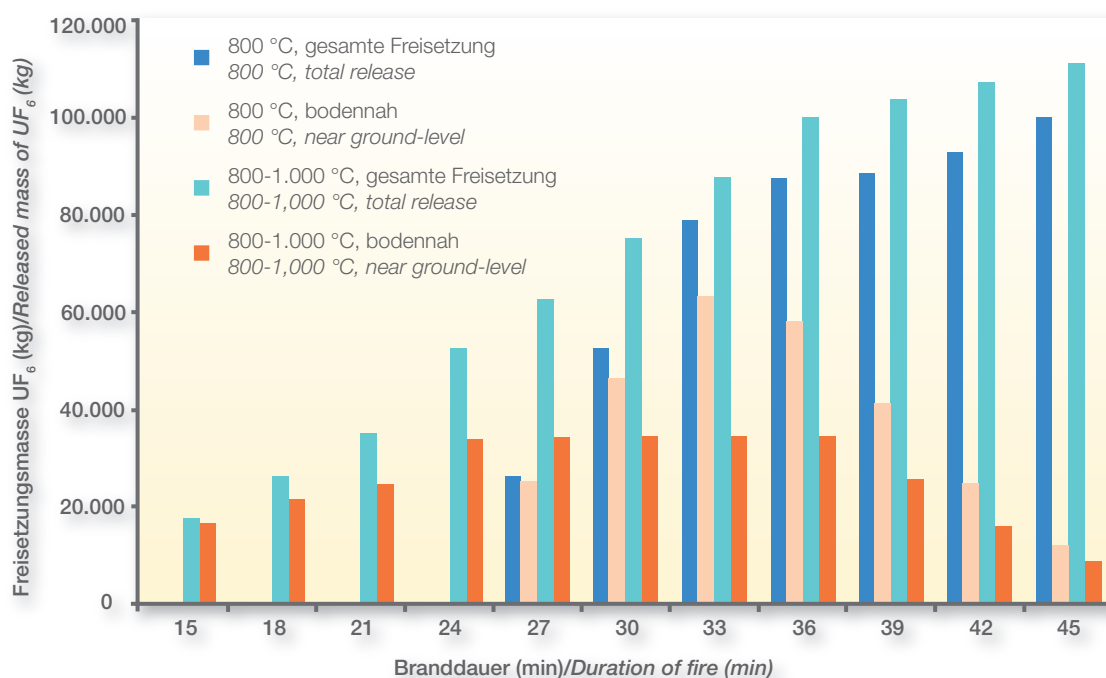
Sensitivitätsstudie für UF_6 -Behälter

In einer durchgeführten numerischen Sensitivitätsstudie wurden zehn zylindrische 48Y-Lagerbehälter, die jeweils 12,5 t unangereichertes UF_6 enthalten, verschiedenen hypothetischen Brandszenarien ausgesetzt. UF_6 liegt bei Standarddruck bis zu einer Temperatur von unter 56,4 °C fest vor und sublimiert bei höheren Temperaturen in den gasförmigen Zustand (siehe Phasendiagramm). Während einer Aufheizung im Behälter kommt durch den resultierenden Druckaufbau zusätzlich eine flüssige Phase hinzu, sodass sich je nach Temperaturverteilung im Behälter gleichzeitig bis zu drei Aggregatzustände des UF_6 ausbilden können. Bei ausreichend hohem Druckaufbau im Feuer kann es zu einem plötzlichen Versagen des Behälters kommen, bei dem zunächst der Abbau des Überdrucks zu einer schnellen Freisetzung eines Großteils des überhitzten UF_6 durch Entspannungsverdampfen („Flash-Prozess“) führt und anschließend der verfestigte Restanteil durch fortgesetzte Sublimation langsam freigesetzt wird.

Das Verhalten von gefüllten 48Y-Behältern in Brandsituationen ist in umfangreichen experimentellen (z. B. den TENERIFE-Aufheiztests und den PEECHEUR-Berstversuchen) und numerischen Studien (z. B. Berechnungen mit dem FEM-Modell DIBONA) untersucht worden. Aus diesen Studien lässt sich für ein einhüllendes Feuer von 800 °C eine untere Berstzeit von 26 min ableiten und eine obere Berstzeit von 35 min abschätzen. Die vom Druckaufbau im Behälter abhängigen Berstzeiten für andere Flammentemperaturen wurden über Äquivalenzbetrachtungen zum vom Strahlungstransport dominierten Energieeintrag über das Stefan-Boltzmann-Gesetz angenähert. Dabei wurde zusätzlich berücksichtigt, dass der Druckaufbau im Behälter durch fortdauernden Wärmetransport noch kurze Zeit über das Brandende hinaus andauert. Die angenommenen Freisetzungsraten orientieren sich an Analysen von Doaré et al., die beide Freisetzungsphasen umfassen. Im Gegensatz zum dortigen Vorgehen wurden hier jedoch zusätzlich die zeitabhängige thermische Überhöhung und die temperaturabhängige Spannweite der Berstzeiten berücksichtigt. Als weitere Variante wurde in einem zweiten Szenario zusätzlich eine Verteilung der Flammentemperatur im Bereich zwischen 800 °C und für Hydrokarbonbrände eher typischen 1.000 °C angenommen, um räumliche Inhomogenitäten im Feuer bzw. in der Lage der Behälter zu berücksichtigen.

► UF_6 -Phasendiagramm mit markiertem Tripelpunkt, kritischem Punkt und Sublimationspunkt bei Standarddruck
 UF_6 phase diagram with marked triple point, critical point and sublimation point at standard pressure





◀ Simulierte gesamte und bodennahe UF_6 -Freisetzungsmengen für verschiedene Branddauern und zwei Brandtemperaturszenarien
Simulated total and ground-level release quantities of UF_6 for different fire durations and two fire temperature scenarios

I Sensitivity study for UF_6 containers

In a numerical sensitivity study performed, ten cylindrical 48Y storage containers, each containing 12.5 t of non-enriched UF_6 , were exposed to various different hypothetical fire scenarios. UF_6 exists in solid form at standard pressure up to a temperature of less than 56.4 °C and sublimates at higher temperatures into the gaseous state (see phase diagram). During heating in the container, this is also joined by a liquid phase owing to the resulting pressure build-up, so that according to the temperature distribution in the container, up to three aggregate states of the UF_6 may form simultaneously. With sufficiently high pressure built-up in the fire, the container may suddenly fail, with the reduction in the overpressure initially resulting in rapid release of a major portion of the overheated UF_6 by flash evaporation ("flash process") and the solidified remaining portion subsequently being slowly released by continued sublimation.

The behaviour of filled 48Y containers in fire situations has been investigated in extensive experimental studies (e.g. the TENERIFE heat-up test and the PEECHEUR burst tests) and numerical studies (e.g. calculations with the FEM model DIBONA). Based on these studies, a lower burst time of 26 min may be deduced for an engulfing fire of 800 °C and an

upper burst time of 35 min may be estimated. The burst times dependent on the pressure build-up in the container for other flame temperatures were approximated by means of equivalence observations of the energy input dominated by radiation transport, using Stefan-Boltzmann's law. In this case, account was also taken of the fact that the pressure build-up in the container is further prolonged for a short period beyond the end of the fire by continued heat transport. The assumed release rates are geared to analyses by Doaré et al., which comprise both release phases. Unlike the procedure there, account was also taken in this case of the time-dependent thermal amplification and the temperature-dependent range of the burst times. As a further variant, in a second scenario, a distribution of the flame temperature in the range between 800 °C and 1,000 °C, which is rather more typical of hydrocarbon fires, was assumed in order to take account of spatial unevenness in the fire and in the condition of the containers.

If one considers the quantity of UF_6 released dependent on the assumed fire duration, it is observed that although the total release rises with increasing duration of the fire, the amount released near the ground decreases again after a specific fire duration. With additional consideration of spatially uneven fire intensities (a variation between 800 °C and 1,000 °C instead of a constant 800 °C), lower maximum

Betrachtet man die freigesetzte Menge von UF_6 in Abhängigkeit von der angenommenen Branddauer, so zeigt sich, dass zwar die Gesamtfreisetzung mit zunehmender Branddauer zunimmt, jedoch die bodennahe freigesetzte Menge ab einer bestimmten Branddauer wieder abnimmt. Bei einer zusätzlichen Berücksichtigung räumlich inhomogener Brandintensitäten (Variation zwischen 800 °C und 1.000 °C statt konstant 800 °C) ergeben sich geringere maximale bodennahe Freisetzungen, obwohl höhere Maximaltemperaturen im Brand unterstellt werden. Die weitergehende Konsequenzenanalyse zeigt, dass die bodennahen Freisetzungen die ungünstigsten Szenarien bestimmen. Das bezüglich der Konsequenzen einer UF_6 -Freisetzung ungünstigste Szenario ergibt sich somit weder für die längsten Branddauern noch notwendigerweise für die größten Brandintensitäten.

Die Konsequenzen solcher Freisetzungsszenarien liegen eher im chemotoxischen als im radiologischen Bereich, da sich über chemische Reaktionen mit der Luftfeuchte aggressive Flusssäure (HF) bildet, während die radiologische Relevanz von unangereichertem Uran vergleichsweise gering ist. Die mit dem Ausbreitungsmodell LASAT für verschiedene Ausbreitungsbedingungen berechneten Konzentrationsverteilungen des genannten Szenarienspektrums führen nicht zur Überschreitung einer effektiven Inhalationsdosis von 100 mSv, während der AEGL-3-Richtwert (**A**cute **E**xposure **G**uideline **L**evel“) für lebensbedrohende Gesundheitsschäden durch die chemotoxische Wir-

kung von UF_6 und seinen Folgeprodukten je nach Ausbreitungsbedingungen auch in einigen Kilometern Entfernung vom Freisetzungsort noch überschritten werden kann.

■ Schlussfolgerungen

Die durchgeführten Freisetzungsberechnungen haben gezeigt, dass für die Bestimmung brandbedingter Freisetzungen aus Behältern mit radioaktivem Inhalt mehrere Parameter und Prozesse relevant sein können, deren komplexe Kopplung eine unmittelbare Identifizierung ungünstiger Szenariendbedingungen erschwert. Nicht nur im exemplarisch dargestellten Fall mehrerer von einem Hydrokarbonbrand eingeschlossenen UF_6 -Lagerbehälter zeigt sich, dass nicht notwendigerweise der schwerste und am längsten anhaltende Brand zu den ungünstigsten Konsequenzen führen muss. Auch bei physikalisch und chemisch weniger komplexen Inhaltsstoffen kann die thermische Trägheit des Behälters oder des Inventars den Freisetzungsverlauf entscheidend beeinflussen. Die Untersuchungen bestätigen somit die Notwendigkeit möglichst detaillierter Parameterstudien für die Identifikation ungünstiger Randbedingungen, insbesondere wenn die möglichen Randbedingungen ein weites Spektrum umfassen. ■

release rates near the ground ensue, although higher maximum temperatures in the fire are implied. The further consequence analysis shows that the release rates near the ground determine the most unfavourable scenarios. The most unfavourable scenario with regard to the consequences of UF_6 release does therefore not ensue either for the longest fire duration or necessarily for the highest fire intensities.

The consequences of such release scenarios lie rather in the chemotoxic than the radiological area, since via chemical reactions with the humidity of the air, corrosive hydrofluoric acid (HF) is formed, whereas the radiological relevance of unenriched uranium is comparatively slight. The concentration distributions for the aforementioned scenario spectrum calculated with the dispersion model LASAT for various dispersion conditions do not result in exceeding an effective inhalation dose of 100 mSv, whereas the AEGL-3 value (**A**cute **E**xposure **G**uideline **L**evel) for life-threatening health damage by the chemotoxic effect of UF_6 and its reactions products according to propagation conditions may still be exceeded at a few kilometres away from the site of release.

Conclusions

The release calculations performed have shown that in order to determine a fire-dependent release from containers holding radioactive contents, parameters and processes may be relevant, the complex coupling of which renders direct identification of unfavourable scenario boundary conditions more difficult. Not only in the case of several UF_6 storage containers surrounded by a hydrocarbon fire, which has been presented as an example, can it be observed that it is not necessarily the most severe and longest-lasting fire that must lead to the most unfavourable consequences. Also in the case of less complex physical and chemical contents, the thermal inertia of the container or the inventory may decisively influence the progress of the release. The tests therefore confirm the need for parameter studies that should be as detailed as possible for the identification of unfavourable boundary conditions, particularly if the possible boundary conditions cover a wide spectrum. ■



Dr. Jörg Kaulard

6.3 Konzept zum Einsatz elektronischer Personendosimeter als amtliche elektronische Personendosimeter – Ein Beitrag der GRS zur Verbesserung der Strahlenschutzkontrolle

Im Jahr 2004 entwickelte die GRS im Forschungsvorhaben StSch 4435 für das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) ein Konzept, das die Bedingungen für eine künftige Verwendung elektronischer Personendosimeter (EPD) nunmehr auch in der deutschen „amtlichen“ Personendosimetrie beschreibt.

Derzeit dürfen in Deutschland zur Ermittlung der externen Strahlenexposition des Personals im Sinne der Strahlenschutzverordnung und der Röntgenverordnung („amtliche“ Personendosis) nur passive Personendosimeter (PPD) wie zum Beispiel Filme oder Thermolumineszenzdosimeter verwendet werden. PPD sind bauartzugelassen und werden ausschließlich von den sogenannten Messstellen nach Strahlenschutzverordnung und Röntgenverordnung ausgegeben und nach Rückgabe ausgewertet. Sie ermitteln die amtliche Dosis, die dann u. a. an das Strahlenschutzregister beim Bundesamt für Strahlenschutz übermittelt wird.



▲ Auswahl direkt ablesbarer elektronischer Personendosimeter
Selection of directly readable electronic personal dosimeters

EPD werden seit mehreren Jahrzehnten in verschiedenen Bereichen als direkt ablesbare Systeme zur Ermittlung der externen Strahlenexposition verwendet. Insbesondere innerhalb deutscher Kernkraftwerke sind sie durch die zuständigen Genehmigungsbehörden als zusätzliche Personendosimeter zu den amtlichen passiven Personendosimetern gefordert und in den Anlagen erfolgreich im Rahmen der betrieblichen, tätigkeitsbezogenen Dosimetrie im Einsatz. EPD besitzen gegenüber den passiven Dosimetersonden besondere

Vorzüge, wie bessere Nachweisgrenze und Messauflösung, sofortige Verfügbarkeit des Messwertes, Fehlen chemischer oder physikalischer Bearbeitungsschritte zur Bestimmung des Messwertes. Darüber hinaus ist der Einsatz als programmierbares Dosisleistungs- oder Dosiswarngerät möglich.

Damit die hohe Qualität und Zuverlässigkeit der Ergebnisse aus der Ermittlung der Strahlenexposition mit PPD auch bei der Ermittlung mit EPD sichergestellt ist,

6.3 Programme for the use of electronic personal dosimeters as official electronic personal dosimeters – a contribution by GRS to the improvement of radiation protection control

In 2004, GRS developed a programme for the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU) as part of the research project StSch 4435 that describes the boundary conditions for future use of electronic personal dosimeters (EPDs) in the German “official” personal dosimetry.

Currently, in order to determine the external radiation exposure of the personnel in Germany, in the sense of the Radiation Protection Ordinance and the X-ray Ordinance (“official” personal dose), only passive personal dosimeters (PPD) as for example film or thermoluminescence dosimeters may be used. PPD are type-approved and are exclusively issued by the competent measuring organisations according to the Radiation Protection Ordinance and the X-ray Ordinance and are assessed following return. They determine the official dose, which is subsequently transmitted among others to the radiation protection register at the Federal Office for Radiation Protection.

EPDs have been used for several decades in different fields as directly readable systems for the determination of the external exposure to radiation. Particularly inside German nuclear power plants, they are required by the competent licensing authorities as personal dosimeters in addition to the official passive personal dosimeters and are in successful use in the facilities within the context of operational, activity-related dosimetry. EPDs have particular advantages in relation to passive dosimeter probes, such as better limits of detection and measuring resolution, immediate availability of the measured value, lack of chemical or physical processing stages in order to assess the measured value. Furthermore, they can also be used as programmable dose rate or dose warning devices.

In order to ensure that the high quality and reliability of the results from the determination of radiation exposure with PPDs is also guaranteed for EPDs, a series of requirements during data acquisition, transmission and analysis must be fulfilled when using EPDs as “official” dosimeters which are grouped together in the programme developed by GRS. In this respect, the programme takes account of various different fields of application of a future system with “official” electronic personal dosimeters (AEPD), such as e.g. nuclear power plants, hospitals or research facilities.

■ Programme for use in nuclear power plants

In the following, the programme for use in nuclear power plants is outlined.

In order to determine the personal dose in the restricted-access area, suitable type-approved and calibrated EPDs that generally are directly readable are used, which are made available from a pool of dosimeters and which can be allocated to a person when he or she enters a restricted-access area (so-called “pool dosimetry”). The use of passive electronic dosimeters appears conceivable in case of simple measuring requirements (e.g. monitoring of routine activities), but should however be the exception in the field of nuclear facilities.

In its favoured use as pool dosimeter, the EPD is unambiguously allocated to its carrier in a reading station by means of his/her personal code before entering the restricted-access area, which is also saved in the EPD. It serves for the identification of the allocation and - according to the dosimeter type - can be checked by the carrier in the restricted-access area, e.g. with the aid of a periodic display on the dosimeter or with the aid of an additional EPD reader. The EPD fulfils specific requirements for data security: the data

müssen beim Einsatz von EPD als „amtliche“ Dosimeter eine Reihe von Anforderungen bei der Datenerfassung, -weiterleitung und -auswertung erfüllt werden, die in dem von der GRS erarbeiteten Konzept zusammengestellt sind. Das Konzept berücksichtigt dabei verschiedene Einsatzbereiche wie zum Beispiel Kernkraftwerke, Kliniken oder Forschungseinrichtungen eines künftigen Systems mit „amtlichen“ elektronischen Personendosimetern (AEPD).

I Konzept für den Einsatz in Kernkraftwerken

In der nachfolgenden zusammenfassenden Darstellung wird das Konzept für den Einsatz in Kernkraftwerken skizziert.

Um die Personendosis im Kontrollbereich zu ermitteln, werden geeignete bauartzugelassene und geeichte, in der Regel direkt ablesbare EPD eingesetzt, die aus einem Pool von Dosimetern vorgehalten und jeweils bei einer Kontrollbereichsbegehung einer Person zugeordnet werden können (sogenannte „Pool-Dosimetrie“). Der Einsatz passiver elektronischer Dosimeter erscheint bei einfachen Messanforderungen (z. B. Überwachung von Routinetätigkeiten) denkbar, dürfte allerdings im Bereich kerntechnischer Anlagen die Ausnahme sein.

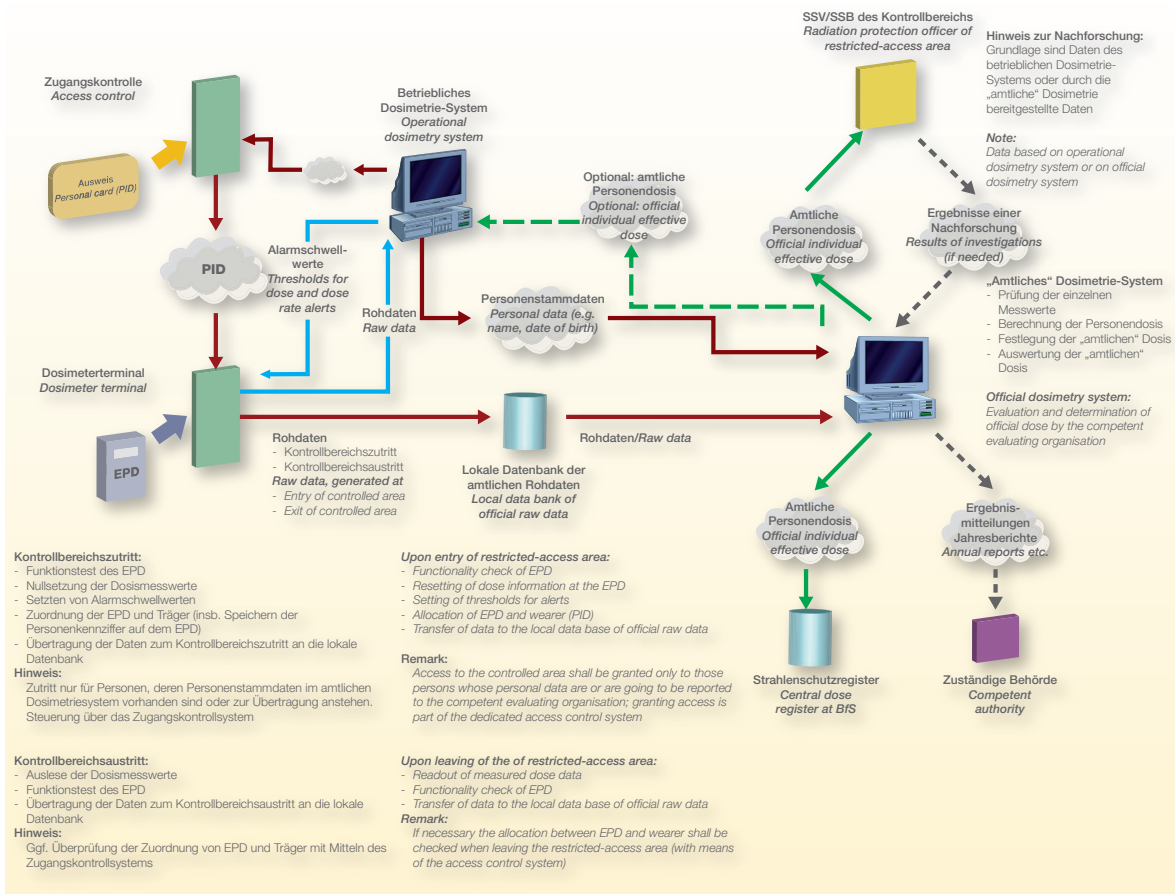
Im favorisierten Einsatz als Pool-Dosimeter wird das EPD vor Betreten des Kontrollbereichs in einer Lesestation seinem Träger eindeutig über dessen Personenkennziffer zugeordnet, die auch im EPD gespeichert wird. Sie dient der Identifizierung der Zuordnung und kann je nach Dosimetertyp z. B. mit Hilfe einer periodische Anzeige am Dosimeter oder mit Hilfe zusätzlicher EPD Leser im Kontrollbereich vom Träger überprüft werden. Das EPD erfüllt spezielle Anforderungen zur Datensicherheit: die Daten können nicht vom Träger nicht verändert oder gelöscht werden, das EPD kann nicht manuell ausgeschaltet werden und ein Batteriewechsel kann erkannt werden. Ebenfalls beim Betreten des Kontrollbereichs werden eine Funktionsprüfung durchgeführt sowie Parameter, wie Alarmschwellen, im EPD gespeichert, die für die betriebliche Dosimetrie und den betrieblichen Strahlenschutz von Bedeutung sind. Für die Personenkennziffer wie auch für die betrieblichen Parameter wird auf verfügbare betriebliche Datenquellen des Betreibers zurückgegriffen.

Zeitgleich mit der Zuordnung von EPD und Träger wird von der Lesestation der erste für die Ermittlung der amtlichen Personendosis benötigte Datensatz („Eingangsdatensatz“) generiert, der aus der Dosimeternummer, aus der dem Dosimeter zugeordneten eindeutigen Personenkennziffer, aus dem Zeitpunkt des Betretens des Kontrollbereichs sowie aus dem positiven Prüfergebnis der Funktionsprüfung des Dosimeters, ohne das der Zutritt zum Kontrollbereich nicht gewährt werden darf, besteht. Dieser Datensatz ist wesentlich für eine spätere Prüfung, ob Verluste von Ausgangsdatsätzen aufgetreten sind.

Beim Verlassen des Kontrollbereichs werden am EPD-Leser alle Daten aus dem getragenen EPD ausgelesen („Ausgangsdatensatz“) und sowohl an das betriebliche Dosimetrie-System als auch parallel und vom betrieblichen System entkoppelt und gegen Datenverlust abgesichert an die „lokale Datenbank der amtlichen Rohdaten“ geleitet. Zu diesen Daten gehören aus Sicht der „amtlichen“ Dosimetrie u. a. die eindeutige Personenkennziffer, die Dosimeternummer, die Ergebnisinformationen zur internen Eigenüberwachung des Dosimeters, der Zeitpunkt, zu dem der Kontrollbereich verlassen wurde, sowie die Dosisdaten und alle weiteren zur Validierung und Prüfung der Dosisdaten relevanten Informationen. Dabei sind Personenkennziffer und Dosimeternummer wichtig, um den beim Kontrollbereichszugang erzeugten Eingangsdatensatz zu identifizieren und beide Datensätze zusammenfassen zu können.

Die weder durch den Betreiber noch durch das betriebliche Dosimetrie-System beeinflussbare Auskoppelung der für die amtliche Dosisermittlung relevanten Datensätze erfolgt am Zu- als auch am Ausgang des Kontrollbereichs direkt am EPD-Leser. Von diesem aus werden die Daten an eine lokale Datenbank („lokale Datenbank der amtlichen Rohdaten“) übertragen. Diese ist einschließlich seiner Kommunikationsschnittstellen entsprechend den Empfehlungen des Bundesamtes für Sicherheit in der Informationstechnologie (BSI) hinsichtlich Datensicherheit und Datenschutz ausgelegt. Die Datenbank ist unterbrechungslos notstromgesichert und verfügt über ein gespiegeltes Prozessor- und Platten-System, um die Sicherheit gegen Datenverlust und die Verfügbarkeit zu erhöhen, da Ausfälle weder zum Datenverlust noch zur Einschränkungen des Betriebs führen dürfen.

Aufgabe der Datenbank ist es, die Daten zu speichern und sie für die Übertragung an die zuständige Auswer-



◀ Konzept zum Einsatz elektronischer Personendosimeter (EPD) im Rahmen der „amtlichen“ Personendosimetrie für den Einsatz in Kernkraftwerken
Programme for the use of electronic personal dosimeters (EPDs) as part of the “official” personal dosimetry for use in nuclear power plants

cannot be modified or deleted by the carrier, the EPD cannot be manually switched off, and a battery change can be recognised. Also on entering the restricted-access area, a functional test is performed, and parameters such as alarm thresholds which are of significance for operational dosimetry and operational radiation protection are saved in the EPD. For the personal codes and also the operational parameters, data from the plant operator's available operational data sources are used.

Simultaneously with the allocation of the EPD and the carrier, the initial data record (input data record) required for the determination of the official personal dose is generated by the reading station. This initial data record consists of the dosimeter number, the unambiguous personal code, the time of entering the restricted-access area as well as the positive test result of the functional test of the dosimeter, without which access to the restricted-access area may not be granted. This data record is essential for subsequent verification of whether losses of output data records have occurred.

On leaving the restricted-access area, all the data from the worn EPD are read out on the EDP reader (“output data record”) and are conveyed both to the operational dosimetry system and - in parallel and uncoupled from the operational system and protected against data loss - to the “local database of the official raw data”. From the point of view of “official” dosimetry, these data include among other things the unambiguous personal code, the dosimeter number, the result information for the dosimeter's own self-monitoring, the time at which the restricted-access area was left, and the dose data and all further information relevant for validation and verification of the dose data. The personal code and dosimeter number are important here so that the input data record generated on accessing the restricted-access area can be identified and both data records can be combined.

The extraction of the data records relevant for official dose determination which can neither be influenced by the operator nor by the operational dosimetry system is performed at both the access to and exit from the restricted-access area directly at the EPD

testelle bereitzustellen. Die Schnittstellen zum EPD-Leser sowie für die Datenübertragung zur Auswertestelle werden durch ein geeignetes Übertragungsverfahren und Übertragungsprotokoll auf Datenverluste hin überwacht. Darüber hinaus archiviert die Datenbank zeitlich begrenzt die Rohdaten, so dass für diesen Zeitraum auch später ein Zugriff auf die Rohdaten möglich ist.

Verfügt das Kernkraftwerk über dezentrale Kontrollbereiche (z. B. Interimslager), kann die Übertragung der Datensätze der einzelnen EPD-Leser an die „lokale Datenbank der amtlichen Rohdaten“ über ein entsprechend abgesichertes Netzwerk (LAN) mit einem Router erfolgen. Eine solche Lösung muss dabei den hohen Anforderungen an die Vermeidung und Identifikation von Datenverlusten oder Manipulationen genügen.

Die amtlichen Rohdaten werden (ggf. verschlüsselt) in regelmäßigen Zeitabständen auf einer gesicherten und gegen Datenverlust abgesicherten Leitung an die zuständige Auswertestelle übermittelt. Die zuständige Auswertestelle ist die zertifizierte und durch die zuständige Behörde nach Strahlenschutzverordnung bestimmte Stelle. Sie verfügt über qualifiziertes und erfahrenes Personal, das die Datenerfassung und Übertragung verantwortlich betreibt, die eingegangenen Daten überprüft, validiert und die über den Überwachungszeitraum für jede Person verfügbaren Teilbeiträge zu einer amtlichen Personendosis aufaddiert. Die Auswertestelle benutzt für diese Aufgabe die verfügbaren Teildaten und ist für die gesamte Kette der Datenübertragung vom EPD-Leser über die lokale Datenbank bis zur Auswertestelle verantwortlich. Nicht zwingend verantwortlich ist die Auswertestelle für die eigentlichen EPD, da diese ggf. ein Teil des betrieblichen Dosimetrie-Systems der Anlage oder Einrichtung sind und in deren Entscheidungsbereich liegen.

Die Auswertestelle übermittelt die Ergebnisse der amtlichen Dosimetrie an den zuständigen Strahlenschutzbeauftragten sowie an die zuständigen Behörden; bei Bedarf initiiert sie die erforderlichen Nachforschungen durch den Betreiber.

Für ihre Aufgaben benötigt sie zusätzliche Daten vom Strahlenschutzbeauftragten des überwachten Kontrollbereichs; hierzu gehören Personaldaten und ggf. weitere Informationen (z. B. bei Fremdpersonal), die auf unterschiedlichen Wegen übermittelt werden können.

Mit Blick auf die Umsetzung des Konzeptes sei darauf hingewiesen, dass auch für sogenanntes Fremdpersonal, d. h. Personal, das in fremden Anlagen im Rahmen von Genehmigungen nach § 15 Strahlenschutzverordnung oder nach § 6 Röntgenverordnung tätig wird, die Strahlenexposition mit EPD im Rahmen der „amtlichen“ Dosimetrie ermittelt werden kann. Neben den technischen Voraussetzungen in der Anlage sind hierbei allerdings zusätzliche organisatorische und administrative Maßnahmen erforderlich, die zu regeln sind, hinsichtlich ihrer Umsetzung aber keine wesentliche Herausforderung darstellen.

Fazit

Das von der GRS im Auftrage des BMU erstellte Konzept zum Einsatz elektronischer Personendosimeter in der amtlichen Personendosimetrie wurde im Frühjahr 2005 vom Fachausschuss Strahlenschutz des Länderausschusses für Atomkernenergie gebilligt. Es ist die Grundlage für ein derzeitiges Forschungsvorhaben, das die pilotartige Umsetzung des Konzeptes in Kernkraftwerken, Großkliniken und Universitäten und in der Industrie unter Federführung der deutschen Messstellen verfolgt. Die GRS ist an diesem Forschungsvorhaben mit der Aufgabe beteiligt, die Einhaltung des von ihr erstellten Konzeptes überprüfen.

Insgesamt hat die GRS mit dem von ihr erstellten Konzept ein national wie auch international stark beachtetes Themenfeld adressiert: Elektronische Personendosimeter werden derzeit nur sehr vereinzelt und wenn, dann unter sehr speziellen Bedingungen, zur Ermittlung einer „amtlichen“ Personendosis eingesetzt. ■

reader. From the latter, the data are transferred to a local database (“the local database of the official raw data”). This, including its communication interface, is designed according to the recommendations of the Federal Office for Information Security (BSI) with regard to data security and data protection. The database is safeguarded by uninterrupted emergency power supply and possesses a mirrored processor and drive system in order to enhance safety against data loss and increase availability, since failures must not result either in data loss or in restrictions in operation.

The function of the database is to save the data and make the latter available for transfer to the competent evaluating organisation. The interfaces with the EPD reader and also for data transfer to the evaluating organisation are monitored for data loss by a suitable transfer procedure and transfer protocol. Furthermore, the database archives the raw data with a time limit so that access to the raw data is also possible for this period at a later date.

If the nuclear power plant has decentralised restricted-access areas (e.g. interim stores), the data records of the individual EPD readers can be transferred to the “local database of the official raw data” by means of an appropriately secured network (LAN) with a router. Such a solution must at the same time comply with the stringent requirements for avoidance and identification of data loss or manipulation.

The official raw data are transferred (encoded if necessary) to the competent evaluating organisation at regular intervals via a line which is secured and safeguarded against data loss. The competent evaluating organisation is the agency which has been certified and stipulated by the competent authorities according to the Radiation Protection Ordinance. It possesses qualified and experienced staff who responsibly perform data acquisition and transfer, verify the entered data and add up the individual doses received by each person over the monitoring period to form an official personal dose. The evaluating organisation uses the available partial data for this task and is responsible for the entire chain of data transfer from the EPD reader to the local database and the evaluating organisation. The evaluating organisation is not necessarily responsible for the actual EPDs since the latter may be part of the operational dosimetry system of the plant or facility and fall within their authority.

The evaluating organisation transfers the results of the official dosimetry to the competent radiation protection officers and to the competent authorities; if need be, it initiates the necessary subsequent enquiries by the operator.

To fulfil its tasks, it needs additional data from the radiation protection officer of the monitored restricted-access area; this includes personal data and, if necessary, further information (e.g. for external personnel), which may be transferred in various different ways.

With regard to the implementation of the programme, should be noted that radiation exposure can also be determined with EPD for so-called external personnel, i.e. contract personnel that works in facilities within the context of authorisations according to § 15 of the Radiation Protection Ordinance or according to § 6 of the X-ray Ordinance, in the context of the “official” dosimetry. In addition to the technical prerequisites in the facility, further organisational and administrative measures are necessary in this case, which must be regulated with regard to their implementation but do not represent any significant challenge.

Summary

The programme for the use of electronic personal dosimeters in official personal dosimetry, drafted by GRS and sponsored by the BMU, was approved early in 2005 by the Specialist Committee on Radiation Protection of the Länder Committee for Nuclear Energy. It forms the basis for a current research project that monitors implementation of the programme in nuclear power plants, large hospitals and universities, and in industry on a pilot basis under the aegis of the competent German measuring organisations. GRS is participating in this research project with the task of verifying compliance with the programme it has drafted.

All in all, GRS has addressed with its programme a topic area that is being watched closely both nationally and internationally – so far, electronic personal dosimeters have only been used in very isolated cases and if so, under very specific conditions, for determining an “official” personal dose. ■



Dr. Bruno Baltés



Angela Becker



Anke Kindt



Dr. Klaus Röhlig

6.4 Endlagersicherheit durch Isolation: Welche Indikatoren sind für eine Bewertung der Sicherheit eines Endlagers für radioaktive Abfälle in der Nachbetriebsphase geeignet?

Radioaktive Abfälle können eine Gefährdung für Mensch und Umwelt darstellen. Ihr radiologisches Gefährdungspotenzial und seine zeitliche Entwicklung hängen vom Aktivitätsinventar sowie von der Art und Strahlung, der Radiotoxizität und der Halbwertszeit der in den Abfällen enthaltenen Radionuklide ab. Für einen Teil dieser Abfälle ist das Gefährdungspotenzial für Zeiträume von vielen hunderttausenden von Jahren gegeben.

Nach dem „Gesetz zu dem Gemeinsamen Übereinkommen vom 5. September 1997 über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle (Gesetz zu dem Übereinkommen über nukleare Entsorgung) vom 13. August 1998“ erfordert dies die „Gewährleistung wirksamer Abwehrvorkehrungen gegen eine mögliche Gefährdung in allen Stufen der Behandlung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle, um den einzelnen, die Gesellschaft und die Umwelt heute und in Zukunft vor schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung zu schützen, und dies in einer Weise, dass die Bedürfnisse und Wünsche der heutigen Generation erfüllt werden, ohne daß die Fähigkeit künftiger Generationen, die eigenen Bedürfnisse und Wünsche zu erfüllen, aufs Spiel gesetzt wird“. Dies erfordert „sich zu bemühen, Handlungen zu vermeiden, deren vernünftigerweise vorhersehbare Auswirkungen auf künftige Generationen größer sind als die für die heutige Generation zulässigen“ und „zu versuchen, künftigen Generationen keine unangemessenen Belastungen aufzubürden“.

In Deutschland soll dies durch den international anerkannten Weg des Konzentrierens und Isolierens der radioaktiven Abfälle mittels einer nachsorgefreien Endlagerung in tiefen geologischen Schichten gewährleistet werden. Hierzu ist „sicherzustellen, ... daß ... vor dem Bau eines Endlagers für die Zeit nach dem Verschluß eine systematische Sicherheitsbewertung und eine Bewertung der Auswirkungen auf die Umwelt vorgenommen und die Ergebnisse anhand der ... festgelegten Kriterien bewertet werden ...“. Eine solche Sicherheitsbewertung ist, dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechend, im Rahmen eines Sicherheitsnachweises (Safety Case) zu führen (IAEA Safety Standards Series No. WS-R-4, NEA/OECD 1999 und 2004): „*The basis for this understanding of the disposal system and the key arguments for its safety, and an acknowledgement of the existing unresolved uncertainties and of their safety significance and approaches for their management is incorporated into a **safety case** (a collection of arguments and evidence to demonstrate the safety of a facility), which is developed together with the development of the facility.*“

Ein solcher Sicherheitsnachweis umfasst u. a. die Darstellung des Sicherheitskonzepts sowie der

Management- und Planungsprinzipien wie auch der wissenschaftlichen und ingenieurtechnischen Grundlagen zur Umsetzung dieses Konzepts.

■ Bewertung der Ergebnisse numerischer Analyserechnungen

Eine wesentliche Argumentationslinie im Sicherheitsnachweis (Safety Case) ist die Darstellung potenzieller künftiger Entwicklungen des Endlagersystems anhand numerischer Modellrechnungen in einer Sicherheitsanalyse und die Bewertung der in diesen Rechnungen ermittelten radiologischen und chemotoxischen Konsequenzen. Die Analyserechnungen sind gemeinsam mit weiteren Argumentationslinien wesentliche Werkzeuge zur Bewertung der Sicherheit, da sich das Endlagersystem aufgrund seiner Komplexität und der langen Betrachtungszeiträume einer vollständigen Charakterisierung und unmittelbaren Beobachtung entzieht. Da Endlagersysteme Unikate sind, sind die Analysen standortspezifisch zu führen und durch vertrauensbildende und qualitätssichernde Maßnahmen abzusichern (IAEA Safety Standards Series No. WS-R-4).

6.4 Repository safety by isolation/containment: which indicators are suitable for assessing the safety of a repository for radioactive waste in the post-operational phase?

Radioactive waste may represent a hazard to man and the environment. Its radiological hazard potential and the evolution of the latter over time depend both on the activity inventory and on the kind, radiation, radiotoxicity and half-life of the radionuclides contained in the waste. For part of this waste, the hazard potential is present for periods of several hundred thousands of years.

According to the “Act on the Joint Convention of 5 September 1997 on the Safety of Spent Fuel Management and the Safety of Radioactive Waste Management (Act on the Convention on Nuclear Waste Management) of 13 August 1998”, this requires one “to ensure that during all stages of spent fuel and radioactive waste management there are effective defences against potential hazards so that individuals, society and the environment are protected from harmful effects of ionizing radiation, now and in the future, in such a way that the needs and aspirations of the present generation are met without compromising the ability of future generations to meet their needs and aspirations”. This requires one to “strive to avoid actions that impose reasonably predictable impacts on future generations greater than those permitted for the current generation” and to “aim to avoid imposing undue burdens on future generations”.

In Germany, this is to be guaranteed by the internationally recognised method of concentrating and isolating the radioactive waste by means of final disposal in deep geological formations without any need for further maintenance and control. For this purpose, the aim is “to ensure that: ... before construction of a disposal facility, a systematic safety assessment and an environmental assessment for the period following closure shall be carried out and the results evaluated against the criteria established ...”. Such a safety assessment is to be performed in line with the state of the art in science and technology as part of a safety case (IAEA Safety Standards Series No. WS-R-4, NEA/OECD 1999 and 2004): “The basis for this understanding of the disposal system and the key arguments for its safety, and an acknowledgement of the existing unresolved uncertainties and of their safety significance and approaches for their management is incorporated into a **safety case** (a collection of arguments and evidence to demonstrate the safety of a facility), which is developed together with the development of the facility”.

Such a safety case comprises among other things a presentation of the safety concept and of the

management and planning principles as well as of the scientific and technical engineering bases for the implementation of this concept.

■ Assessment of the results of numerical analysis calculations

An essential line of argumentation in the safety case is the representation of potential future evolutions of the repository system on the basis of numerical model calculations in a safety analysis and the assessment of the radiological and chemotoxic consequences established in these calculations. The analysis calculations are essential tools for safety assessment together with other lines of argumentation, since the repository system, owing to its complexity and the long observation periods, eludes a complete characterisation and immediate observation. Since repository systems are unique entities, the analyses must be performed in a manner specific to the site and must be backed by confidence-building and quality-assuring measures (IAEA Safety Standards Series No. WS-R-4).

Traditionell werden die Analyseergebnisse anhand der üblichen Grundsätze des Strahlenschutzes radiologisch bewertet. Dies geschieht in den meisten Ländern dadurch, dass radiologische Individualdosen aus den in den Analyserechnungen ermittelten Radionuklidkonzentrationen in den Umweltmedien ermittelt werden. In einigen Ländern werden auf der Basis dieser Dosiswerte Individualrisiken berechnet. Die International Commission on Radiological Protection (ICRP) hat Vorgaben zur Bewertung der so ermittelten Werte für die Individualdosis bzw. das Individualrisiko gemacht (ICRP, Publication 81), die sich an den Vorstellungen des Strahlenschutzes orientieren. Die ICRP macht jedoch gleichzeitig darauf aufmerksam, dass die ermittelten Werte lediglich indikativen Charakter besitzen, weil zu ihrer Ermittlung Systeme modelliert werden müssen, die sich einer Prognose über die Bewertungszeiträume entziehen. Dies gilt für die oberflächennahen Aquifere, insbesondere aber für die Biosphäre und hier besonders für das menschliche Verhalten, das in Zusammenhang mit der Aufnahme von Radionukliden von Bedeutung ist. In neueren Diskussionen im Rahmen der ICRP wird andererseits darauf aufmerksam gemacht, dass sich die genannten Bewertungsgrößen ausschließlich auf den Schutz des Menschen beziehen und die Frage gestellt, ob mit diesem Schutz auch der Schutz der Umwelt insgesamt – also z. B. auch der nichthumanen Biota – gewährleistet ist. Auch die Frage, in wie weit eine Einhaltung der ICRP-Vorgaben die Berücksichtigung der – praktisch

nicht prognostizierbaren – „Bedürfnisse und Wünsche“ künftiger Generationen tatsächlich gewährleisten kann, bleibt unbeantwortet.

Im Rahmen der Entwicklung von Kriterien und Leitlinien zur Führung des Langzeitsicherheitsnachweises wird deshalb gegenwärtig ein Bewertungssystem erarbeitet, das sich stärker an den Sicherheitsfunktionen, die ein Endlagersystem zu erfüllen hat, orientiert. Soweit als möglich soll die Fähigkeit des Systems, die Radionuklide im Bewertungszeitraum zu isolieren und damit gravierende Störungen oder Änderungen in den umgebenden Geo- und Biosystemen zu verhindern, zur Bewertung herangezogen werden. Eine besondere Rolle bei der Gewährleistung der Isolation spielt der „einschlusswirksame Gebirgsbereich“, der gemäß den im „Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte“ (AKEnd, 2002) entwickelten Ideen – in Zusammenwirken mit den ingenieurtechnischen Barrieren – einen sicheren Einschluss der radioaktiven Abfälle über den Nachweiszeitraum von einer Million Jahren gewährleisten soll.

Zur Gewährleistung der Isolation werden folgende Maßstäbe zugrunde gelegt:

- In der Konsequenzenanalyse für die wahrscheinlichen Szenarien sind die Konsequenzen – aufgrund migrierter Radionuklide aus dem Endlager

► Arbeitskreis Auswahlverfahren

Endlagerstandorte: Haupttypen der Konfigurationen zwischen Wirtsgestein und einschlusswirksamem Gebirgsbereich:

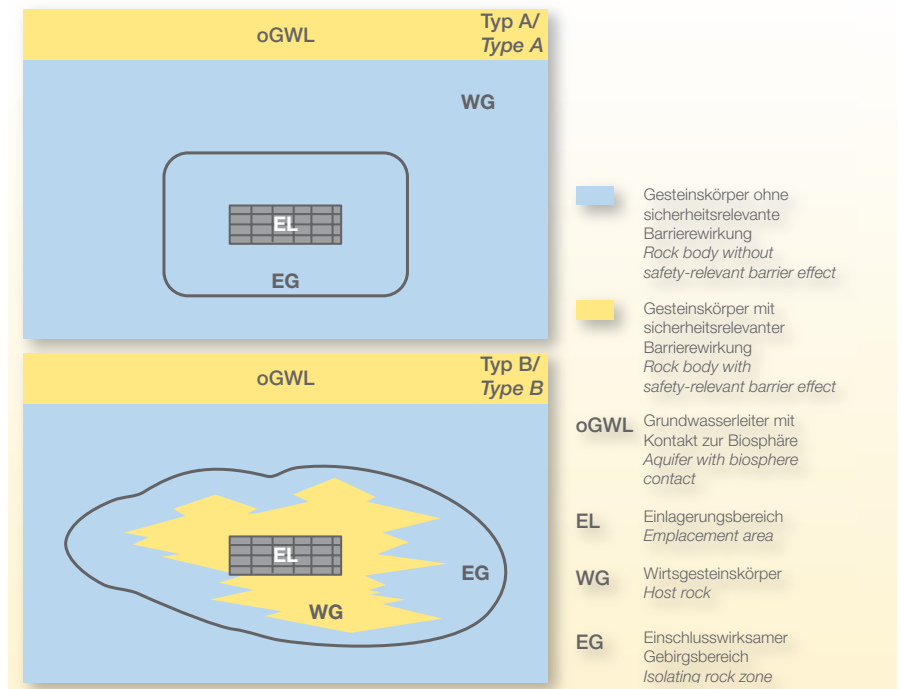
Typ A: Wirtsgestein ist sicherheitsrelevanter Bestandteil des einschlusswirksamen Gebirgsbereiches

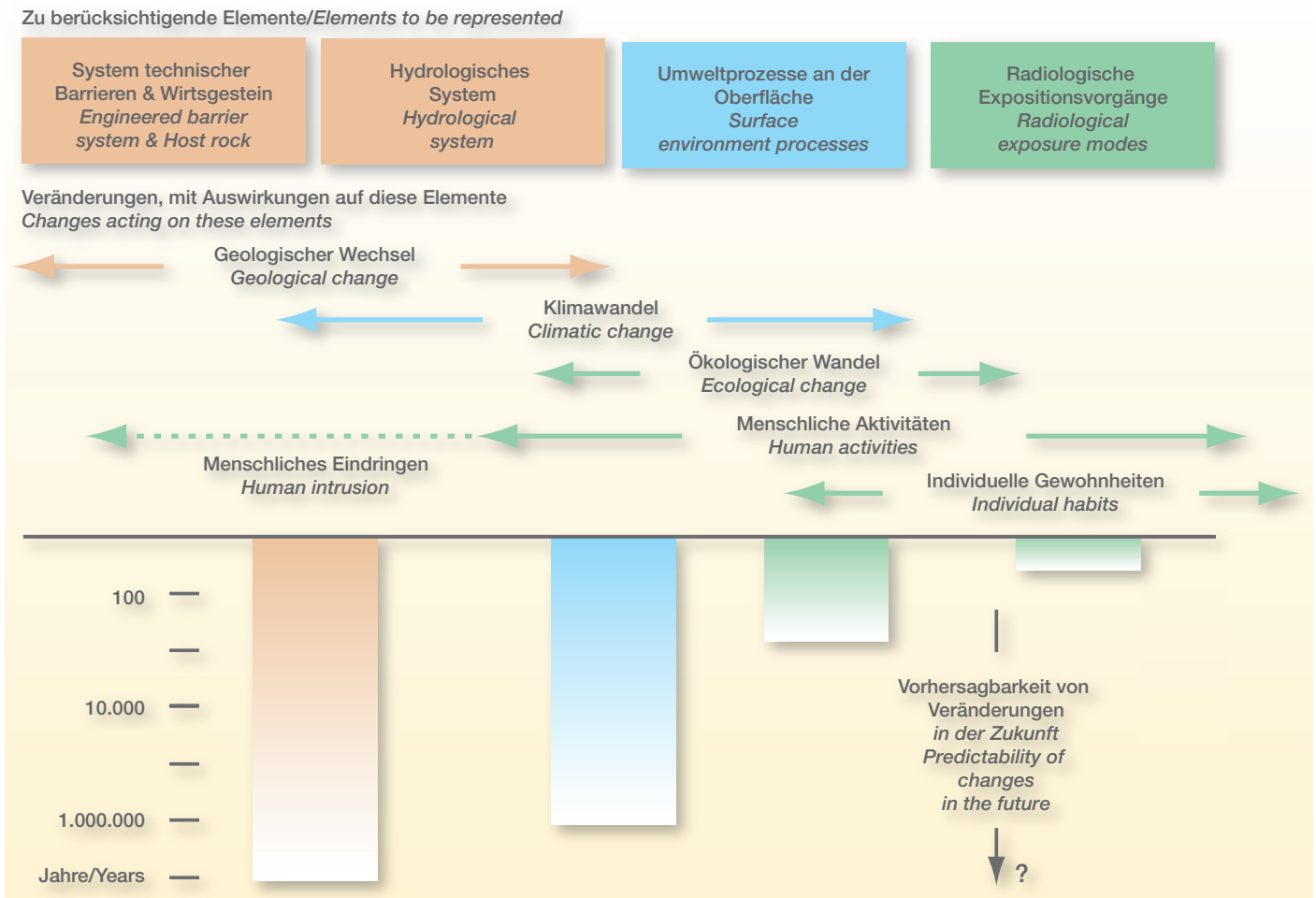
Typ B: Wirtsgestein ist kein sicherheitsrelevanter Bestandteil des einschlusswirksamen Gebirgsbereiches

Committee on a Selection Procedure for Repository Sites: main types of configurations between the host rock and the isolating rock zone:

Type A: host rock is a safety-relevant component of the isolating rock zone

Type B: host rock is not a safety-relevant component of the isolating rock zone





▲ In Modellen zur Sicherheitsbewertung normalerweise verwendete Elemente sowie Einflüsse auf diese Elemente und die Auswirkung auf die Vorhersagemöglichkeit über die Zeit (Quelle: Consideration of Timescales in the Post-Closure Safety of Geological Disposal of Radioactive Waste, NEA/OECD (in Vorbereitung))

Elements generally represented in safety assessment modelling, the changes that act on these elements and the impact on the predictability of the elements over time (Source: Consideration of Timescales in the Post-Closure Safety of Geological Disposal of Radioactive Waste, NEA/OECD (in preparation))

Traditionally, the analysis results are assessed radiologically on the basis of the usual principles of radiation protection. This is performed in most countries by means of radiological individual doses being determined on the basis of the radionuclide concentrations in the environment derived from the analysis calculations. In some countries, individual risks are calculated on the basis of these dose values. The International Commission on Radiological Protection (ICRP) has issued guidelines for assessment of the values determined in this manner for the individual dose and the individual risk (ICRP, Publication 81), which are geared to the notions of radiation protection. However, the

ICRP draws attention at the same time to the fact that the determined values are only of an indicative nature, since for their determination, systems must be modelled which elude a prognosis over the assessment periods. This applies to the aquifers near the surface, particularly though to the biosphere and in this case particularly to human behaviour, which is of significance in connection with the adsorption of radionuclides. In more recent discussions within the context of the ICRP, attention has been drawn on the other hand to the fact that the aforementioned assessment parameters refer exclusively to the protection of humans and the question has been raised as to whether with this protection, protection

– in den jeweiligen Teilsystemen zu ermitteln. Als Bewertungsmaßstab werden die Bedingungen und Konsequenzen herangezogen, die sich aufgrund natürlicher, vom Endlager nicht beeinflusster Verhältnisse ermitteln lassen. Die Anforderung an die Isolation gilt als erfüllt, wenn die ermittelten Konsequenzen aufgrund der aus dem Endlager freigesetzten Radionuklide zu keiner wesentlichen Erhöhung der Konsequenzen führen, welche sich aufgrund natürlicher, vom Endlager nicht beeinflusster Bedingungen ergeben.

- In der Konsequenzenanalyse für die weniger wahrscheinlichen Szenarien werden die Konsequenzen – aufgrund migrierter Radionuklide aus dem Endlager – in den jeweiligen Teilsystemen ermittelt. Als Bewertungsmaßstab werden die Bedingungen und Konsequenzen herangezogen, die sich aufgrund natürlicher, vom Endlager nicht beeinflusster Verhältnisse ermitteln lassen. Die Anforderung an die Isolation gilt als erfüllt, wenn die ermittelten Konsequenzen aufgrund der aus dem Endlager freigesetzten Radionuklide nicht größer sind als die Konsequenzen, welche sich aufgrund natürlicher, vom Endlager nicht beeinflusster Bedingungen ergeben.

Eine solche Vorgehensweise stößt allerdings an Grenzen: Eine Reihe von endgelagerten künstlichen Radionukliden kommt in der natürlichen Umgebung des Endlagers nicht vor. Eine potenzielle Freisetzung solcher Nuklide kann also mit dem Maßstab natürlicher (vorhandener) Zustände nicht gemessen werden. Auf eine Verwendung radiologischer Betrachtungen kann zur Bewertung solcher potenzieller Freisetzungen also nicht vollständig verzichtet werden. Deshalb wird die Gesamtheit der in der Tabelle zusammengefassten Indikatoren zur Bewertung der Ergebnisse von Freisetzungsberechnungen vorgeschlagen.

I Diskussion und Ausblick

Mit dem vorgeschlagenen System von Indikatoren kann nach Auffassung der Autoren folgendes erreicht werden:

- Die Ergebnisse der numerischen Modellierung im Rahmen der Sicherheitsanalyse, die, im Zusammenspiel mit weiteren Argumentationslinien, der

Der einschlusswirksame Gebirgsbereich

„**Einschlusswirksamer Gebirgsbereich:** Teil der geologischen Barrieren, der bei normaler Entwicklung des Endlagers für den Isolationszeitraum – im Zusammenwirken mit technischen und geotechnischen Barrieren – den Einschluss der Abfälle sicherstellen muss.“

Der „Arbeitskreis Auswahlverfahren Endlagerstandorte“ (AKEnd) stellt eine Reihe von **Mindestanforderungen** an den einschlusswirksamen Gebirgsbereich. Diese betreffen

- die Gebirgsdurchlässigkeit,
- die Mächtigkeit und Teufe,
- die flächenmäßige Ausdehnung,
- den Ausschluss einer Gefährdung durch Gebirgschlag,
- den Zeitraum von mindestens einer Million Jahren, über den die Einhaltung der Mindestanforderungen zu Mächtigkeit, Ausdehnung und Gebirgsdurchlässigkeit prognostizierbar sein soll.

Hinzu kommen eine Reihe weiterer – unterschiedlich gewichteter – Anforderungen aus dem Bereich der Hydrogeologie, der geometrischen Konfiguration, der Charakterisierbarkeit und Prognostizierbarkeit, der Gebirgsmechanik, der Gas- und Temperaturverträglichkeit sowie der Geo- und Hydrochemie, die in ihrer Gesamtheit eine günstige geologische Gesamtsituation mit einem einschlusswirksamen Gebirgsbereich kennzeichnen.

Die Forderung nach einem einschlusswirksamen Gebirgsbereich impliziert ein Sicherheitskonzept, bei dem die Sicherheitsfunktionen bevorzugt durch die natürlichen (geologischen) Komponenten des Endlagersystems wahrgenommen werden.

Demonstration der Sicherheitsfunktion „Isolation“ insbesondere durch den einschlusswirksamen Gebirgsbereich verpflichtet ist, werden bewertet.

- Die Bewertung orientiert sich - soweit als möglich - an dem Gedanken, dass die Isolation gewährleis-

Isolating rock zone

“Isolating rock zone: Part of the geological barrier which at normal development of the repository and together with the technical and geotechnical barriers has to ensure the confinement of the waste for the isolation period”.

The “Committee on a Selection Procedure for Repository Sites” (AKEnd) places a series of **minimum requirements** on the isolating rock zone. These involve:

- field hydraulic conductivity,
- thickness and depth,
- areal extension,
- exclusion of risk from rock burst,
- the period of at least one million years, over which compliance with the minimum requirements for thickness, extension and field hydraulic conductivity should be foreseeable.

These are joined by a series of further – differently weighted – requirements from the fields of hydrogeology, geometrical configuration, characterisability and predictability, rock mechanics, gas and temperature tolerance as well as from geochemistry and hydrochemistry, which taken as a whole characterise a favourable overall geological situation with an isolating rock zone.

The requirement for an isolating rock zone implies a safety concept in which the safety functions are preferably carried out by the natural (geological) components of the repository system.

of the environment as a whole – i.e. also of non-human biota – is guaranteed. The question of to what extent compliance with the ICRP guidelines can actually guarantee consideration of the – practically unpredictable – “needs and aspirations” of future generations also remains unanswered.

As part of the development of criteria and guidelines for conducting the long-term safety case, an assessment system is therefore being developed at present which is more heavily geared to the safety functions that a repository system is required to fulfil. As far as possible, the assessment should be based on the ability of the system to contain the radionuclides during the assessment period and thereby to prevent serious disturbances or changes in the surrounding geo- and biosystems. A special role in guaranteeing containment is played by the “isolating rock zone”, which according to the ideas developed in the “Committee on a Selection Procedure for Repository Sites” (AKEnd, 2002) – in conjunction with the engineered technical barriers – should guarantee secure containment of the radioactive waste over the safety case period of one million years.

In order to guarantee containment, the following basic standards are applied:

- In the consequence analysis for the probable scenarios, the consequences – owing to migrated radionuclides from the repository – are to be determined in the respective subsystems. As an assessment standard, the conditions and consequences are used which can be determined on the basis of natural conditions uninfluenced by the repository. The requirement for containment is considered to be fulfilled if the consequences determined caused by the radionuclides released from the repository do not result in any significant increase in the consequences that ensue from natural conditions uninfluenced by the repository.
- In the consequence analysis for the less likely scenarios, the consequences – due to migrated radionuclides from the repository – are determined in the respective subsystems. As an assessment standard, the conditions and consequences are used which can be determined owing to natural conditions uninfluenced by the repository. The requirement for confinement is considered to be fulfilled when the consequences determined caused by the radionuclides released from the repository are not greater than the consequences that ensue from natural conditions uninfluenced by the repository.

Such a procedure has its limits, however: a number of artificial radionuclides disposed of do not occur in the natural environment of the repository. A

Zur Bewertung der Langzeitsicherheit vorgeschlagene Indikatoren.
 Grau hinterlegte Zeilen weisen auf einen im Vergleich zum Analysezeitraum stark begrenzten
 Zeitrahmen der Prognostizierbarkeit hin.

<i>Indikator Indicator</i>	<i>Aufpunkt Location</i>	<i>Maßstab (wahrscheinliche Szenarien) Measure (likely scenarios)</i>
Anteil der über den Nachweiszeitraum kumulierten freigesetzten Stoffmenge <i>Proportion of the cumulative released quantity of substance over the safety case period</i>	Grenze ewG (kumulierter Strom) <i>IRZ boundary (cumulated flux)</i>	Prozentsatz der eingelagerten Stoffmenge <i>Percentage of the quantity of substance disposed of</i>
Konzentrationen freigesetztes U, Th <i>Concentrations of released U, Th</i>	Randbereich ewG <i>IRZ peripheral area</i>	1 µg/l U, 0,1 µg/l Th <i>1 µg/l U, 0.1 µg/l Th</i>
Beitrag zur Leistungsdichte im Grundwasser <i>Contribution to power density in ground water</i>	Randbereich ewG <i>IRZ peripheral area</i>	1 MeV/l Porenwasser <i>1 MeV/l Pore water</i>
Beitrag zur Radiotoxizität im Grundwasser <i>Contribution to radiotoxicity in ground water</i>	Grenze ewG (Strom) <i>IRZ boundary (flow)</i>	0,1 mSv/a <i>0.1 mSv/a</i>
Radionuklidkonzentration im oberflächennahen nutzbaren Wasser <i>Radionuclide concentration in the usable water near the surface</i>	oberflächennahe Aquifere <i>Aquifers near the surface</i>	Nuklidspezifische Festlegungen (²³⁸ U, ²³⁴ U, ²²⁶ Ra, ²¹⁰ Pb, ²³⁵ U, ²²⁸ Th, ²³⁰ Th, ²³² Th) <i>Nuclide-specific criteria (²³⁸U, ²³⁴U, ²²⁶Ra, ²¹⁰Pb, ²³⁵U, ²²⁸Th, ²³⁰Th, ²³²Th)</i>
Effektive Individualdosis <i>Effective individual dose</i>	Biosphäre <i>Biosphere</i>	0,1 mSv/a <i>0.1 mSv/a</i>

tet ist, wenn das bestehende natürliche System so wenig wie möglich gestört ist. Damit wird neben dem Schutz des Menschen auch dem der Umwelt und insbesondere nichthumaner Biota Genüge getan. Der Bewertung der Isolation wird soweit als möglich der Vorzug im Vergleich zur Berechnung vollständig hypothetischer Konsequenzen durch Biosphärenmodelle gegeben.

- Der häufig geäußerten, jedoch selten umgesetzten Forderung nach der Verwendung zu Dosis oder Risiko alternativen oder ergänzenden Indikatoren wird Genüge getan.
- Insbesondere wird auf Indikatoren zurückgegriffen, die durch Modellierung solcher Komponenten des Endlagersystems berechnet werden,

Indicators recommended for the assessment of long-term safety.

The areas shaded grey indicate a highly limited period of predictability in comparison to the analysis period.

Grundlage/Motivation <i>Basis/motivation</i>	Anmerkung/Annahmen <i>Comment/assumption</i>
Bewertung der Isolation <i>Assessment of containment</i>	<i>keine direkte Sicherheitsaussage, Bewertung der Isolation No direct safety statement, assessment of containment</i>
Änderung natürlicher Konzentrationen <i>Modification of natural concentrations</i>	Nur U und Th (aggregiert über Isotope) <i>Only U and Th (aggregated over isotopes)</i>
Änderung natürlicher Radioaktivität <i>Modification of natural radioactivity</i>	Aggregation über alle Nuklide, Maßstab zur Wirksamkeit für Biota – aber keine Dosimetrie <i>Aggregation over all nuclides, yardstick of impact on biota – but not dosimetry</i>
Änderung natürlicher Radioaktivität <i>Modification of natural radioactivity</i>	Aggregation über alle Nuklide, „Kurzschluss“ des Aquifersystems, standardisierte „Biosphäre“ <i>Aggregation over all nuclides, “short circuit” of the aquifer system, standardised “biosphere”</i>
Änderung natürlicher Konzentrationen <i>Modification of natural concentrations</i>	Nur natürliche Radionuklide, keine Aggregation, heutige oder plausible künftige Hydrogeologie Zeitraumen für Prognostizierbarkeit begrenzt! <i>Only natural radionuclides, no aggregation, current or plausible future hydrogeology</i> Predictability period limited!
Änderung natürlicher Radioaktivität <i>Modification of natural radioactivity</i>	Aggregation über alle Nuklide, heutige oder plausible künftige Hydrogeologie, standardisierte „Biosphäre“ Zeitraumen für Prognostizierbarkeit begrenzt! <i>Aggregation over all nuclides, current or plausible future hydrogeology, standardised “biosphere”</i> Predictability period limited!

potential release of such nuclides cannot therefore be measured with the standard of natural (prevailing) conditions. One cannot therefore entirely do without radiological considerations in an assessment of such potential releases. Consequently, the application of all indicators summarised in the table for assessing the results of release calculations is recommended.

Discussion and prospects

The authors believe that the following can be achieved with the proposed system of indicators:

- The results of the numerical modelling within the context of the safety analysis which, in conjunction

deren Entwicklung sich über den Bewertungszeitraum prognostizieren lässt.

- Eine mögliche Freisetzung künstlicher, also nicht in der Natur vorkommender Radionuklide kann jedoch nicht durch einen direkten Vergleich mit in der Umgebung des Endlagers vorkommenden Nukliden bewertet werden. Für diese Bewertung werden Dosiswerte herangezogen, die auf der Basis standardisierter Biosphärenmodelle ermittelt werden.

Die Arbeiten zur Entwicklung des vorgeschlagenen Systems von Indikatoren sind noch nicht abgeschlossen. Insbesondere sind folgende Fragen noch zu klären:

1. Bislang wurde die Praktikabilität der vorgeschlagenen Maßstäbe für wahrscheinliche Szenarien („Normalentwicklung“, „erwartete Entwicklung“) für Endlager im Steinsalz und im Tonstein überprüft. Eine Überprüfung, welche Indikatoren für die Bewertung weniger wahrscheinlicher Szenarien („abweichende Entwicklung“, „gestörte Entwicklung“) in Frage kommen, steht noch aus.

Abhängig vom betrachteten Geosystem könnten unterschiedliche Indikatoren zur Anwendung kommen. Nach den Vorstellungen der Autoren sollten die Maßstäbe im Bereich der in der Natur vorgefundenen Zustände liegen. Dies würde bedeuten, dass sie um eine Größenordnung höher sind als die in der Tabelle für die wahrscheinlichen Szenarien angegebenen Maßstäbe.

2. Die Indikatoren „Radionuklidkonzentration im oberflächennahen nutzbaren Wasser“ und „Effektive Individualdosis auf der Basis einer standardisierten Biosphäre“ (in der Tabelle grau hinterlegt) sind nur für vergleichsweise kurze Zeiträume (abhängig von der Prognostizierbarkeit der Geologie und Hydrogeologie in der Umgebung des einschlusswirksamen Gebirgsbereichs) prognostizierbar. Als Indikatoren für potenzielle Strahlenbelastungen sind sie demzufolge nur für eng begrenzte Zeiträume nutzbar. Ihre Anwendbarkeit als Indikatoren für das Isolationsvermögen und ihre Bedeutung in einem Bewertungssystem ist – insbesondere aus Gesichtspunkten des Strahlenschutzes – zu diskutieren und zu überprüfen. ■

with further lines of argumentation, is committed to the demonstration of the safety function “containment” particularly by the isolating rock zone, are assessed.

- The assessment is geared – as far as possible – to the thought that containment is guaranteed when the existing natural system is disturbed as little as possible. This therefore also does justice to the protection of the environment and particularly of non-human biota as well as of humans. The assessment of containment is as far as possible given priority over the calculation of completely hypothetical consequences with biosphere models.
- The frequently expressed, but infrequently implemented demand to use indicators alternatively or supplementary to dose or risk is accounted for.
- In particular, indicators are used which are calculated by way of modelling those components of the repository system whose evolution can be predicted over the assessment period.
- A possible release of artificial radionuclides, i.e. radionuclides which do not occur in nature, cannot however be assessed by a direct comparison with nuclides occurring in the environment of the repository. For these assessments, dose values are included that are determined on the basis of standardised biosphere models.

Work on the development of the suggested system of indicators has not yet been completed. In particular, the following matters must still be clarified:

1. So far, the practicability of the suggested measures for likely scenarios (“normal evolution”, “expected evolution”) has been tested for repositories in rock salt and clay. Verification of which indicators may be considered for the assessment of less likely scenarios (“alternate evolution”, “disturbed evolution”) is still pending. Depending on the geosystem considered, different indicators could be used. According to the ideas of the authors, the measures should be within the range of the conditions found in nature. This would mean that they would be greater by one magnitude than the measures indicated in the table for the likely scenarios.
2. The indicators “radionuclide concentration in usable water near the surface” and “effective individual dose on the basis of a standardised biosphere” (shaded grey in table) are only predictable for comparatively short periods (depending on the predictability of the geology and hydrogeology in the environment of the isolating rock zone). As indicators for potential radiation contamination, they are consequently only usable for a very limited time. Their applicability as indicators for the containment capacity and their relevance in an assessment system has to be discussed and verified – particularly from point of view of radiation protection. ■

7

Projekte, Internationales und Zukunftsaufgaben



Ulrich Erven

Eine der besonderen Herausforderungen für die GRS ist es, interdisziplinäres Wissen, fortschrittliche Analysemethoden und qualifizierte Daten vorzuhalten, um die Sicherheit technischer Anlagen zu bewerten und zu verbessern sowie den Schutz von Mensch und Umwelt vor Gefahren und Risiken solcher Anlagen weiterzuentwickeln. Die damit verbundenen komplexen Aufgaben sind nur durch fachübergreifende Zusammenarbeit zu lösen. Viele unterschiedliche wissenschaftliche Disziplinen bearbeiten gemeinsam Projekte und fassen ihre Analyseergebnisse und Bewertungen in einer integralen Sicherheitsaussage zusammen. Dies ist eine der Stärken der GRS. Damit dieses Potenzial optimal genutzt und die Aufgaben bewältigt werden können, bündelt die GRS Kompetenzen in einer übergreifenden Fachkoordination, zusätzlich zu den Fachkompetenzen in den Geschäftsfeldern Reaktorsicherheit und Entsorgung.

Die übergreifende Fachkoordination umfasst die Abstimmung und Steuerung von Arbeitsprogrammen, Ressourcensteuerung und Qualitätssicherung, wie auch die übergeordnete Aufbereitung wissenschaftlich-technischer Sachverhalte, z. B. zu Sicherheitsanforderungen oder zur Darstellung des Standes von Wissenschaft und Technik. Weiterhin werden auch Kenntnisse und Kompetenzen fachübergreifend gebündelt, die zur Koordination des internationalen wissenschaftlich-technischen Erfahrungsaustauschs und der internationalen Aktivitäten der GRS erforderlich sind.

Für die übergreifende Koordination sind ebenfalls die Kompetenzfelder Projektmanagement, Unternehmensplanung und -steuerung sowie Qualitätsmanagement von erheblicher Bedeutung.

Für den Berichtszeitraum ist aus der übergreifenden Fachkoordination folgendes besonders zu erwähnen. Auf nicht-nuklearem Gebiet hat die GRS vorbereitende Arbeiten zur Unterstützung des BMU in der deutschen EU-Ratspräsidentschaft auf dem Gebiet der Chemika-

liensicherheit durchgeführt. Die Themenschwerpunkte dabei sind im Zusammenhang zu sehen mit dem Verbot langlebiger organischer Schadstoffe, dem Ansatz für ein weltweites Chemikalienmanagement, dem Handel mit gefährlichen Industriechemikalien und Pestiziden sowie der geplanten EU-Verordnung zur Registrierung, Bewertung und Zulassung von Chemikalien.

Außerdem wurden Vorbereitungen zur Teilnahme der GRS am BMBF-Sicherheitsforschungsprogramm getroffen, dessen Ziel in einer nationalen Strategie zur Vorbeugung und Bekämpfung von Katastrophen mit übergreifenden Szenarien, verursacht durch meteorologische, terroristische oder kriminelle Einwirkungen, besteht. Das Programm ist eng verzahnt mit dem 7. Forschungsrahmenprogramm der EU.

Weiterhin wurde die Entwicklung einer Strategie beschlossen, um Projekte bei der EU in der EURATOM sowie der nicht-nuklearen Forschung, auf dem Gebiet der EU-Außenbeziehungen und dem Gebiet regulatorischer und sicherheitsbewertender Aufgaben zu platzieren.

Die GRS baut ständig ihr Wissensmanagementsystem aus. Im Berichtszeitraum ist hierzu besonders die Einrichtung des Projekt Centers zu erwähnen, in dem die GRS alle für die Abwicklung und Steuerung ihrer Vorhaben relevanten Dokumente für jeden Mitarbeiter an seinem Arbeitsplatz einsehbar vorhält.

Auch das Qualitätsmanagementsystem der GRS wird ständig weiterentwickelt. Im Rahmen des nächsten Wiederholungsaudits werden dazu Ansätze für ein Management-Review, eine Fachanweisung zum Auslastungsmanagement sowie ein Indikator, der eine Kompetenzmessung ermöglichen soll, vorgestellt.

Weitere Beispiele von Arbeiten auf den zuvor beschriebenen Gebieten finden sich in den folgenden Fachbeiträgen. ■

Projects, International Programmes and Future Tasks

One major challenge for GRS is to provide interdisciplinary knowledge, advanced analysis methods and qualified data for the assessment and enhancement of the technical safety of technical installations and to keep developing the protection of man and the environment from the hazards and risks involved in such installations. The associated complex tasks can only be solved by interdisciplinary collaboration. Experts from many different scientific disciplines therefore work together in joint projects and deliver their analysis results and assessments in one joint opinion on safety. This is one of the strengths of GRS. To be able to use this potential in the best-possible way and to cope with the tasks presented, general co-ordination of competences at GRS is necessary in addition to the specialist competences in the fields of reactor safety and waste management.

General co-ordination at GRS comprises the adjustment and management of working programmes, the management of resources and quality assurance, and general fact-finding on scientific and technical issues, such as on safety requirements or on the representation of the state of the art in science and technology. Further, the field of general co-ordination also comprises expertise and competences required for the co-ordination of the international scientific and technical exchange of experiences and the international activities of GRS.

The competence areas of project management, corporate management support, and quality assurance are also of crucial importance to general co-ordination.

The following can be highlighted from the work of the Division during the review period. In the non-nuclear field, GRS carried out preparatory work regarding the

safety of chemicals to support the BMU in connection with the German EU Presidency. Here, focal issues are the ban on long-lived organic pollutants, the approach to a world-wide chemicals management system, trading in hazardous industrial chemicals and pesticides, and the planned EU directive on the registration, assessment and licensing of chemicals.

In addition, preparations were made with a view to an involvement of GRS in the BMBF's Safety Research Programme which aims at arriving at a national strategy of preventing and coping with major disasters with wide-spread effects, caused by natural, terrorist or criminal impacts. The Programme is closely linked with the 7th Framework Programme of the EU.

Furthermore, a decision was taken to develop a strategy to bid for projects within the framework of EURATOM as well as the EU's non-nuclear research, in the area of its external relations, and in the field of regulatory tasks and safety assessment.

GRS is constantly expanding its knowledge management system. The reporting period saw in particular the creation of a Project Centre containing all relevant data needed for the execution and controlling of GRS projects and accessible by each member of staff at his/her workplace.

The quality management system of GRS undergoes continuous development, too. During the next repeat audit, new approaches will be introduced for a management review, a technical procedure on capacity management, and an indicator that is to allow competence measuring.

Further examples of the work in the fields described above can be found in the following articles. ■



Dr. David Beraha

7.1 Statusbericht zum Wissensmanagement bei der GRS

Wesentliche Triebkraft für die Einführung eines Wissensmanagements bei der GRS war der befürchtete Kompetenzverlust durch den altersbedingten Rückzug vieler Experten aus dem Arbeitsleben. Gleichzeitig herrscht in der Kerntechnik ein Mangel an qualifiziertem Nachwuchs, da Motivation und Ausbildungsangebote fehlen. Die GRS hat in den Jahren 2002/2003 ein geeignetes Konzept zum Wissensmanagement entwickelt (ausführlich beschrieben im Jahresbericht 2004/2005), und mit dessen Umsetzung begonnen. Der vorliegende Bericht gibt einen kurzen Überblick über den Stand der Entwicklungen.

Arbeitsgruppe Wissensmanagement

Im Januar 2006 wurde eine Arbeitsgruppe (AG) Wissensmanagement mit Teilnehmern aus allen GRS-Bereichen gegründet. Sie soll die Ziele und die Akzeptanz des Wissensmanagements fördern, Entscheidungen zum Wissensmanagement vorbereiten, Katalysator- und Vorbildfunktion wahrnehmen, Ansprechpartner für die Bereiche sein und konkrete Fragestellungen bearbeiten.

GRS-Portal und Wissensseiten

Eine der wichtigsten Aufgaben der AG ist es die Entwicklung von im GRS-Portal integrierten „Wissensseiten“ zu koordinieren, die das Portal nach Kompetenzfeldern und Fachgebieten strukturieren. Die Wissensseiten sollen zukünftig einen Überblick über die für das jeweilige Fachthema relevanten Wissensinhalte geben. Alle Einstiegsseiten werden die gleiche Struktur besitzen, um dem Anwender die Orientierung zu erleichtern. Die Wahl der Werkzeuge für die darunter liegenden Seiten kann sich an Methoden der Wissensrepräsentationen von Fachgebieten orientieren, wie sie bei der Darstellung von Containment, Internationalem oder Komponentenintegrität erprobt worden sind („Mind Maps“, „Concept Maps“, „Wissensnetze“).

Erfassung von Expertenwissen

Um den Verlust von Expertenwissen in der GRS zu analysieren, wird zurzeit geprüft, eine Methodik zur Risikoanalyse kritischen Wissensverlusts einzusetzen,

die von der IAEO entwickelt wurde. Aufgrund einer solchen Analyse können Maßnahmen zur Erfassung und Darstellung des Wissens der aus der GRS ausscheidenden Mitarbeiter getroffen werden. Wie eine Prototypenanwendung auf dem Fachgebiet „Containment“ gezeigt hat, sind solche Maßnahmen allerdings ressourcenintensiv; es werden daher derzeit Anstrengungen unternommen, Wege zu finden, um die Aktivitäten zur Wissenserfassung und -darstellung zu unterstützen.

Projektportal

Seit Beginn des Jahres 2006 sind alle Projektakten elektronisch zu führen. Derzeit sind für etwa 300 Projekte Projektportale eingerichtet. Da Projekte die wichtigsten Geschäftsprozesse der GRS sind, sind elektronische Projektakten ein wichtiger Pfeiler des Wissensmanagements. Sie erleichtern die Übersicht über die Aktivitäten in einem Projekt und bieten einen definierten Platz für alle projektrelevanten Dokumente. Bei der Rezertifizierung der GRS nach ISO 9001 wurde der Nutzen der elektronischen Projektakten hervorgehoben.

„Lessons Learned“ und „Debriefings“

Zur Wissensexplizierung und zum Wissenstransfer der in Projekten gewonnenen, über das Fachliche hinausgehenden Erfahrungen (z. B. was ist im Projekt gut gelaufen, wo sind Schwierigkeiten aufgetreten) sind „Lessons Learned“-Dokumente ein allgemein akzeptiertes Instrument. In der GRS wurde ein Fragebogen entwickelt, der am Ende des Projekts im Rahmen eines

7.1 Status report on knowledge management at GRS

The major driving force behind the creation of the knowledge management system at GRS was the feared loss of competence due to the retirement of many experts. At the same time, there was – and still is – a shortfall of qualified junior experts, with motivation to work in the nuclear sector generally being low and education and training courses lacking. In 2002/2003, GRS developed a suitable knowledge management concept (described in detail in the 2004/2005 Annual Report) and started its implementation. The present report provides a brief survey of the current status of development.

Knowledge management working group

In January 2006, a knowledge management working group (WG) was formed, consisting of members of staff from all GRS Divisions. This WG is to promote the objectives as well as general acceptance of the knowledge management system, prepare decisions on knowledge management, act a catalyst as well as a pioneer, be available for any queries by the Divisions, and work on concrete issues.

developed by the IAEA to analyse the risk of critical knowledge loss. Based on the results of such an analysis, it is possible to take measures to preserve and present the knowledge of retiring GRS staff. A prototype application in the field of “Containment” has shown that such measures require a great deal of resources; efforts are therefore made to find ways of supporting the activities around knowledge preservation and presentation.

GRS Portal and Knowledge Pages

One of the most important tasks of the WG is to co-ordinate the development of “Knowledge Pages” integrated in the GRS Portal. The latter is structured into different competence fields and specialist areas. In future, the “Knowledge Pages” are to provide a survey of the content relevant to the respective specialist topic. All home pages are to have the same structure to make it easier for the user to find his/her way around. The choice of tools for the subsequent pages may be guided by the methods of knowledge representation used by different specialist fields, as tried out e.g. in the representation of the areas of “Containment”, “International Programmes” or “Component Integrity” (“Mind Maps”, “Concept Maps”, “Knowledge Networks”).

Project portals

Since the beginning of the year 2006, all project files have had to be maintained in electronic version. So far, project portals have been created for about 300 projects. Since projects represent the central business processes of GRS, electronic project files are an important pillar of knowledge management. They facilitate getting an overview of the work done in a project and offer a storage space for all documents relevant to the project. When GRS was re-certified according to ISO 9001, the use of electronic project files was praised.

Preservation of expert knowledge

To analyse the loss of expert knowledge at GRS, tests are currently underway to try out the use of a method

“Lessons learned” and “Debriefings”

So-called “Lessons learned” documents are a generally accepted instrument for knowledge explication and for the knowledge transfer of the experience gained in projects that goes beyond purely technical facts (e.g. what went well in the project, where were there any difficulties). At GRS, a questionnaire has been developed that is to be filled in at the end of each project during a debriefing session. So far, this method

Debriefings ausgefüllt werden soll. Die Methodik ist an vier Projekten bereits erprobt worden, die allgemeine Einführung steht noch aus.

■ Unterstützung externer Netzwerke

Im Auftrag des BMU entwickelt die GRS das Reaktorsicherheitsportal (RS-Portal) für den BMU. Auch in den beiden EU-Projekten SARNET (Severe Accident Research Network) und COVERS (Coordinated Action Project for VVER Safety Research) ist die GRS für das Informations- und Wissensmanagement zuständig.

Besonders in SARNET wird das von der GRS bereitgestellte Portal intensiv genutzt.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass einige Erfolge bereits sichtbar sind, jedoch weitere Anstrengungen vor allem in Richtung der Strukturierung des Fachwissens und der Erfassung von Expertenwissen unternommen werden müssen. Ferner gilt es, die Akzeptanz der Methoden und Werkzeuge des Wissensmanagements zu verbessern; die strategischen und operativen Ziele sowie der zu erwartende Nutzen für alle Mitarbeiter und für die GRS müssen noch deutlicher gemacht und von der Führung kommuniziert werden. ■

has been tried out with four projects and has yet to be generally implemented.

I Support of external networks

GRS is presently engaged in the development of the Reactor Safety Portal (RS Portal) for the BMU. GRS experts are also in charge of information and knowledge management concerning the EU-sponsored SARNET (Severe Accident Research Network) and COVERS (Coordinated Action Project for VVER Safety Research)

projects. SARNET in particular already makes extensive use of the portal developed by GRS.

In summary, it can be said that although some success is already visible, further efforts are required, above all with regard to the structuring of specialist knowledge and the preservation of expert knowledge. It is furthermore necessary to improve acceptance of knowledge management methods and tools; the strategic and operative aims as well as the expected use to all individual members of staff and to GRS as a whole have to be made even more obvious and communicated by the management. ■



Edmund Kersting

7.2 Internationale Programme

Die nukleare Sicherheit, die zuverlässige Entsorgung radioaktiver Abfälle und sichere Verwahrung allen nuklearen Materials überschreiten als globale Herausforderungen Ländergrenzen. Um Mensch und Umwelt schützen zu können, sind diese Herausforderungen nur durch Sicherheitspartnerschaften und gemeinsame Anstrengungen über Ländergrenzen hinweg zu bewältigen. Es gilt, den hohen Sicherheitsstandard zu definieren, kontinuierlich zu verbessern und bei den älteren Anlagen zur sicheren Außerbetriebnahme und zum umweltgerechten Rückbau zu kommen. Hierbei wirkt die GRS durch die Weiterentwicklung wissenschaftlicher Erkenntnisse und Methoden aktiv mit und baut ihre vielfältigen bilateralen Kooperationsbeziehungen sowie ihre Mitwirkung in multilateralen Organisationen und Gremien, wie z. B. der IAEO, OECD/NEA, G8 und der EU, kontinuierlich aus.



Dr. Hartmut Melchior

Als anerkanntes wissenschaftlich-technisches Kompetenzzentrum für nukleare Sicherheit und Sicherung sowie als führende Sachverständigenorganisation des Bundes ist die GRS international bei der wissenschaftlich-technischen Kooperation, bei Sicherheitsbewertungen, bei Maßnahmen zur Risikominderung und bei der Stärkung unabhängiger atomrechtlicher Behörden und Institutionen ein gefragter Partner.



Dr. Hartmuth Teske

Gemeinsam mit dem Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) und dem gemeinsamen Tochterunternehmen RISKAUDIT ist die GRS in Europa aktiver Teil eines leistungsstarken wissenschaftlich-technischen Fachverbundes für Reaktorsicherheit, Sicherung und Entsorgung von Nuklearmaterial und radioaktiven Abfällen.

Ziele der internationalen Zusammenarbeit sind,

- die internationale kerntechnische Entwicklung fachlich zu analysieren und den Stand von Wissenschaft und Technik weiterzuentwickeln,
- die eigene Wissensbasis zu verbreitern, die Fachkompetenz zu erhalten und weiter auszubauen,
- die internationale Arbeitsteilung bei der Lösung wichtiger generischer Sicherheitsaufgaben durch Bündelung der Ressourcen zu nutzen und
- den Missbrauch von Nukleartechniken und jeglichem radioaktiven Material zu verhindern.

Internationale Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Sicherheit von Reaktoranlagen westlicher Bauart

Zusammen mit ihrem französischen Partner, dem Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) und ihrer gemeinsamen Tochter RISKAUDIT ist die GRS in Europa Kern eines leistungsstarken wissenschaftlich-technischen Fachverbundes auf den Gebieten nukleare Sicherheit, Sicherung und Entsorgung. Die belgische Sachverständigenorganisation Association Vinçotte Nucléaire (AVN), IRSN und die GRS haben beschlossen, die Zusammenarbeit zwischen den Institutionen erheblich zu intensivieren. Für diese intensivierte Zusammenarbeit wurde die Form eines Netzwerkes (Network) verabredet. Ein entsprechendes Memorandum of Understanding (MoU) wurde am 29. Mai 2006 unterzeichnet. Ziele des Netzwerkes sind:

- Förderung eines europäischen wissenschaftlich-technischen TSO-Netzwerkes in der nuklearen Sicherheit,
- Forum zum Austausch F&E-Ergebnissen und Erfahrungen in der Sicherheitsbewertung,
- Annäherung der Praxis bei der Bewertung der nuklearen Sicherheit in Europa und
- Bildung von Initiativen bei der Definition und Umsetzung von Forschungsprogrammen.

7.2 International programmes

As a global challenge, nuclear safety, radioactive waste management and the safe-keeping of all nuclear material are tasks that do not stop at national borders. The only way to protect man and the environment effectively is to confront these challenges in safety partnerships and joint international efforts. What needs to be done is to define the high level of safety, improve it continuously, and to ensure the safe decommissioning and environmentally-compatible dismantling of the older plants. Here, GRS takes an active part by building on scientific results and developing methods, continuously expanding in the process its many bilateral co-operative relations and participation in multilateral organisations and committees, such as the IAEA, OECD/NEA, G8 and the EU.

Being a recognised scientific and technical centre of competence in matters relating to nuclear safety and security as well as the leading expert organisation advising the Federal Government in this field, GRS is much in demand internationally as a partner in scientific and technical co-operation, safety assessments, risk minimisation measures, and the strengthening of independent nuclear regulatory authorities and institutions.

Together with the French Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) and the joint subsidiary RISKAUDIT, GRS is an active part of a powerful scientific and technical specialist association dealing with nuclear safety, physical protection, and the management and disposal of nuclear materials and radioactive waste in Europe.

The objectives of international co-operation are

- to analyse international developments in nuclear engineering from a technical point of view and continue developing the state of the art in science and technology,
- to broaden our own knowledge base and to maintain and further expand our technical competence,
- to make use of international task-sharing for finding solutions to important generic safety issues by bundling resources, and

- to prevent the misuse of nuclear technologies and radioactive material.

International co-operation relating to the safety of Western-design reactor plants

Together with its French partner, the Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), and their joint subsidiary RISKAUDIT, GRS forms the core of a powerful scientific and technical specialist association in Europe dealing with nuclear safety, physical protection, and waste management. The Belgian expert organisation Association Vinçotte Nucléaire (AVN), IRSN and GRS have decided to intensify considerably the co-operation between the three institutions and agreed to do so in the form of a network. A corresponding Memorandum of Understanding (MoU) was signed on 29 May 2006.

The aims of the network are:

- promotion of a European scientific and technical TSO network for nuclear safety,
- creation of a forum for exchanging R&D results and experiences in safety assessment,
- harmonisation of practices of assessing nuclear safety in Europe, and

Kooperationspartner

Weitere Kooperationspartner auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit sind folgende wissenschaftlich-technische und behördliche Institutionen: die Sachverständigenorganisationen Russlands, der Ukraine, Litauens, der Slowakei, Tschechiens, Bulgariens, Rumäniens und Ungarns sowie deren atomrechtlichen Behörden, das Kurtschatow-Institut in Moskau, das internationale Tschernobyl-Zentrum (ICC), die niederländische Behörde (KFD), die Nuclear Regulatory Commission (USNRC), das Electric Power Research Institute (EPRI) und das US Department of Energy, Carlsbad Area Office (DOE (CAO)) in den USA, das Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) in Frankreich, die Japan Nuclear Energy Safety Organization (JNES) und das Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), der Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) in Spanien, die Health and Safety Executive (HSE) in Großbritannien, die Turkish Atomic Energy Authority (TAEK) in der Türkei, das Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brasilien, die argentinische Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), die koreanische Behörde Korea Institute for Nuclear Safety (KINS) und das Korea Atomic Research Institute (KAERI) sowie die chinesische Behörde National Nuclear Safety Authority (NNSA), die schwedische Behörde Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI) sowie die finnische Behörde Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety (STUK).

Auf dem Gebiet der Endlagerung radioaktiver Abfälle bestehen Kooperationen mit der schweizerischen Nationalen Genossenschaft für Endlagerung (Nagra), der spanischen Empresa Nacional des Residuos Radioactivos SA (ENRESA), der französischen Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA) und dem russischen VNIPII Promtechnology.

I Ausgewählte Beispiele internationaler Aktivitäten

Die GRS unterstützte das Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brasilien bei der Analyse übergeordneter sicherheitstechnischer Fragen für den Druckwasserreaktor Angra-2. Von Interesse waren hier insbesondere die Übertragbarkeit deutscher Betriebserfahrungen sowie Methoden zur Bewertung menschlicher Faktoren. Dabei wurden neben interna-

tionalen Standards auch deutsche Grundsätze und Methoden der Sicherheitsbewertung zugrunde gelegt. Hierdurch soll sichergestellt werden, dass neuere sicherheitstechnische Erkenntnisse aus Deutschland CNEN erläutert und bei der Aufsicht zu Angra-2 berücksichtigt werden.

Im Auftrag der argentinischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde ARN sah die GRS den „Preliminary Safety Analysis Report“ für die Anlage Atucha II durch, um die entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik notwendigen Aktivitäten auf den Themenfeldern Reaktorphysik, Thermohydraulik, Strukturmechanik und probabilistische Sicherheitsanalysen zu identifizieren. Hierzu fanden Arbeiten bei der GRS als auch in Argentinien statt, die auch dem Wissenstransfer sowie der Vermittlung neuester technisch-wissenschaftlicher Erkenntnisse dienen.

Im Auftrag der niederländischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (KFD) berichtete die GRS über die Betriebserfahrung mit deutschen Kernkraftwerken und gab eine Einschätzung der Relevanz für das niederländische Kernkraftwerk Borssele. Für die Sicherheitsbewertung des Forschungsreaktors HFR Petten ermittelte die GRS die relevanten auslösenden Ereignisse für die Analysen. Weiterhin werden Arbeiten im Zusammenhang mit der Anwendung der Sicherheitsanforderungen der IAEO auf das Kernkraftwerk Borssele durchgeführt, bei denen die Erfahrungen aus der Überarbeitung des deutschen Regelwerks einfließen.

Neuere Erkenntnisse auf dem Gebiet von anlagenübergreifenden sicherheitstechnischen Fragestellungen, die sich in anderen Ländern ergeben haben, fließen kontinuierlich auch in die Arbeiten zur GRS-Datenbank „Generische Sicherheitsfragen“ (GESI) ein. GESI dient der frühzeitigen Information der Aufsichtsbehörde zu neuen anlagenübergreifenden Sicherheitsfragen, um auf neue sicherheitstechnische Entwicklungen in Form von regulatorischer Forschung oder durch Anpassung des Regelwerks reagieren zu können. Ziel ist es, die Datenbank als Zentralelement eines Wissens- und Informationsmanagementsystems im BMU und der GRS zu nutzen. Angedacht ist weiter GESI international z. B. im Rahmen der deutschen EU-Ratspräsidentschaft und des deutschen G8-Vorsitzes als wesentliches Element eines „Global Nuclear Safety Network“ zu nutzen.

In der jetzt arbeitsfähigen Datenbank sind derzeit ca. 270 generische Sicherheitsfragen eingestellt, von

- starting of initiatives for the definition and implementation of research programmes.

Co-operation partners

Further co-operation partners in the field of nuclear safety are the following scientific and technical institutions and regulatory bodies: the expert organisations of Russia, Ukraine, Lithuania, the Slovak Republic, the Czech Republic, Bulgaria, Romania and Hungary as well as their nuclear regulatory authorities, the Kurchatov Institute in Moscow, the International Chernobyl Centre (ICC), the Dutch regulatory authority (KFD), the Nuclear Regulatory Commission (USNRC), the Electric Power Research Institute (EPRI) and the US Department of Energy, Carlsbad Area Office (DOE (CAO)) in the US, the Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) in France, the Japan Nuclear Energy Safety Organization (JNES) and the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), the Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) in Spain, the Health and Safety Executive (HSE) in the United Kingdom, the Turkish Atomic Energy Authority (TAEK), the Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brazil, the Argentine Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), the Korean authority Korea Institute for Nuclear Safety (KINS) and the Korea Atomic Research Institute (KAERI), the Chinese authority National Nuclear Safety Authority (NNSA), the Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI), and the Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety (STUK).

In the field of radioactive waste disposal, co-operation agreements exist with the Swiss National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste (Nagra), the Spanish Empresa Nacional des Residuos Radioactivos SA (ENRESA), the French Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA), and the Russian VNIPII Promtehnology.

I Selected examples of international co-operation

GRS supports the Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brazil in the analysis of generic safety issues in connection with the Angra-2 pressurised water reactor. Of special interest in this context were in particular the applicability of German operating experience and methods to assess human factors.

In this context, not only international standards were applied to the safety assessment, but German principles and methods were considered, too. This is to ensure that CNEN is informed about more recent safety-related findings from Germany and that these are taken into account in the supervision of Angra-2.

On behalf of the Argentine licensing and supervisory authority ARN, GRS experts reviewed the “Preliminary Safety Analysis Report” for the Atucha II plant to identify the work to be done in the fields of reactor physics, thermal hydraulics, structural mechanics and probabilistic safety analysis to bring the project into line with the state of the art in science and technology. The work was done both at GRS in Germany and on-site in Argentina and also contributed to the transfer of knowledge and the information about the latest findings in science and technology.

Commissioned by the Dutch licensing and supervisory authority KFD, GRS reported on operating experience with German nuclear power plants and presented an assessment of its relevance to the Dutch Borssele nuclear power plant. Regarding the safety assessment of the HFR Petten research reactor, GRS identified the initiating events that are relevant in connection with the analyses. Further work is carried out in connection with the application of IAEA Safety Requirements to the Borssele nuclear power plant, in which experience with the updating of the German nuclear non-mandatory guidance instruments is taken into account.

New insights concerning generic safety issues gained in other countries are continuously fed into the GRS-developed “**Generische Sicherheitsfragen**” (GESI) database. GESI serves for the early information of the German regulatory authority about new generic safety issues to enable the authority to react to new safety-related developments in the form of regulatory research or by amending the regulations. The aim is to use the database as a central element of a knowledge and information management system at the BMU and at GRS. There are further ideas to use GESI internationally, e.g. within the framework of German EU Presidency and G8 Chairmanship, as a major element of a “Global Nuclear Safety Network”.

The current operable version of the database includes approx. 270 generic safety issues, of which 25 are at present classified as “high” priority. The database contains i.a. a general description of the generic safety issues for light water reactors, their importance to

denen zurzeit 25 mit der Priorität „hoch“ eingruppiert sind. Die Datenbank enthält u. a. eine grundsätzliche Beschreibung der generischen Sicherheitsfragen für Leichtwasserreaktoren, ihre Bedeutung für deutsche Anlagen, die Beschreibung der sicherheitstechnischen Relevanz, der Quellen, der ergriffenen Maßnahmen in verschiedenen Ländern sowie den regulatorischen Bezug. Ergänzend wurden Informationen aus der letzten Überprüfungskonferenz der Nuklearen Sicherheitskonvention integriert. Zu einem vertieften Einstieg in die Problematik sind zu wichtigen Fragestellungen Dossiers sowie Weiterleitungsnachrichten in die Datenbank integriert worden.

Internationale Zusammenarbeit zur nuklearen Sicherheit in Mittel- und Osteuropa

Eine Hauptaufgabe der bi- und multilateralen Kooperation ist es, in enger Zusammenarbeit mit den lokalen Sachverständigenorganisationen den besten wissenschaftlich-technischen Kenntnisstand für die jeweiligen Sicherheitsbehörden – vor allem in Russland und der Ukraine – bereitzustellen und dadurch ihre Sachkompetenz gegenüber der Industrie, den Herstellern und den Betreibern zu stärken und auf vertrauensvoller Basis gemeinsame Sicherheitsanalysen durchzuführen. Die gemeinsamen technischen Büros von GRS/IRSN/RISKAUDIT in Moskau und Kiew unterstützen hierbei effektiv die Kooperationen mit beiden Ländern.

Seit Gründung der Ukraine arbeitet die GRS mit der Sicherheitsbehörde SNRCU bei der Verbesserung der Reaktorsicherheit und der Bewältigung der Unfallfolgen von Tschernobyl eng zusammen. So konnten die mehrjährigen Projekte innerhalb der „Deutsch-Französischen Initiative für Tschernobyl“ (DFI) zum Sarkophag und zu den radiologischen und gesundheitlichen Folgen in der Ukraine, in Russland und in Weißrussland erfolgreich abgeschlossen und andere weitergeführt werden. Ein neues Programm der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit von BMU/GRS mit SNRCU und dem wissenschaftlichen Zentrum SSTC wurde im April 2006 abgeschlossen.

Wichtige künftige Arbeiten sind gemeinsame wissenschaftlich-technische Analysen zur Thermohydraulik, PSA- und Brandschutzanalysen sowie der Know-how-Transfer im Rahmen von Workshops und Meetings. Ziel ist auch, SNRCU als unabhängige atomrechtliche Behörde weiter mit modernstem Sachverstand zu stärken.



▲ Ukraine – KKW Tschernobyl, Block 4:
Laufende Stabilisierungsmaßnahmen am Sarkophag –
Teilaufgabe Stabilisierung der Westwand
*Ukraine – Chernobyl NPP, Unit 4:
On-going measures to stabilise the Sarcophagus –
Subtask “Stabilising the West Wall”*

Neben Russland und der Ukraine ist die GRS u. a. in Bulgarien, Armenien und Litauen eng in Projekte zur Vorbereitung der Stilllegung kerntechnischer Anlagen eingebunden. So arbeitet sie mit der bulgarischen Behörde BNRA in Fragen der Definition der Anforderungen zur Stilllegung des Kernkraftwerks Kozloduj und bei der sicherheitstechnischen Analyse von Anlagen für die Stilllegung, wie Brennelementlager und Verarbeitungsanlagen für radioaktive Abfälle, zusammen. In der Slowakei bearbeitete die GRS für die Genehmigungsbehörde UJD Fragen zur Stilllegung von WWER-Reaktoren. Auch in Litauen laufen Arbeiten zur Stärkung der litauischen Genehmigungsbehörde VATESI und der Strahlenschutzbehörde sowie zur Stilllegung des Kernkraftwerks Ignalina. In Armenien wurde die Arbeit mit der armenischen Behörde ANRA bei der Vorbereitung der Stilllegung des Kernkraftwerks Medsamor fortgeführt. Ein wichtiges Ziel des Projektes ist es, international akzeptable Vorgaben der zu erstellenden Sicherheitsdokumentation für die Stilllegung im armenischen Regelwerk zu verankern.

German plants, the description of the safety relevance, the sources, the measures taken in different countries, and the regulatory context. Additional information from the last Review Conference under the Convention on Nuclear Safety has also been included. On a number of important issues, the database also provides special dossiers and information notices for a detailed description of the problem.

International co-operation on nuclear safety in Central and Eastern Europe

One essential task of bilateral and multilateral co-operation is to provide - in close collaboration with the local expert organisations - the best-possible scientific and technical knowledge for the countries' respective safety authorities – especially in Russia and Ukraine – and thereby to strengthen their technical competence in their dealings with the industry, manufacturers and operators and to perform joint safety analyses based on a relationship of mutual trust. The jointly-run technical offices of GRS/IRSN/RISKAUDIT in Moscow and Kiev provide effective support in the co-operation with the two countries.

Since the foundation of Ukraine, GRS has been providing assistance to the safety authority SNRCU for the improvement of nuclear safety and in coping with the consequences of the Chernobyl accident. For example, the long-running projects - which were part of the “French-German Initiative for Chernobyl (FGI)” – concerning the Sarcophagus as well as the radioecological and health effects in Ukraine, Russia and Belarus were successfully concluded, while others

were deemed worth continuing. A new programme of scientific and technical co-operation of BMU/GRS with SNRCU and the SSTC Scientific Centre was agreed in April 2006.

Other future activities comprise joint scientific and technical analyses regarding thermal hydraulics, probabilistic safety analyses and fire-protection analyses as well as the transfer of know-how within the framework of workshops and meetings. The aim is also to continue supporting SNRCU in its function as independent nuclear authority by providing the most advanced expert knowledge.

Apart from the activities in Russia and Ukraine, GRS is deeply involved in projects to prepare the

decommissioning of nuclear facilities i. a. in Bulgaria, Armenia and Lithuania. For example, there is close collaboration with the Bulgarian authority BNRA concerning issues of the definition of requirements for the decommissioning of the Kozloduy nuclear power plant as well as regarding the safety-related analysis of facilities needed in connection with the decommissioning process, such as spent-fuel stores and processing plants for radioactive waste. In Slovakia, GRS looked into issues related to the decommissioning of VVER reactors on behalf of the licensing authority UJD. In Lithuania, too, efforts are continuing to strengthen the Lithuanian licensing authority VATESI and the competent radiation protection authority, and work is going on in connection with the decommissioning of the Ignalina nuclear power plant. In Armenia, collaboration with the Armenian authority ANRA was continued in preparation of the decommissioning of the Medzamor nuclear power plant. One important aim of the project is to incorporate internationally acceptable requirements for the safety documentation to be produced for the decommissioning in the Armenian regulations.

EU programmes in support of East-European and multilateral nuclear safety projects in Eastern Europe – Transfer of methods in support of the nuclear licensing and supervisory authorities

The bilateral activities of GRS aimed at enhancing nuclear safety are supplemented by extensive multilateral collaboration with IRSN and other Western TSOs (Technical Safety Organisations) within the framework of the EU-sponsored Phare and Tacis projects. In addition, GRS provides technical assistance to the BMU in connection with the Assembly of Donors of the Nuclear Safety Account (NSA), the “Chernobyl Shelter Fund” (CSF) as well as the International Decommissioning Funds (IIDSF, BIDSF and KIDSF) administered by the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD).

GRS is presently involved in about 30 projects of the EU's Phare/Tacis programmes and in projects co-ordinated by the EBRD. The main tasks are the strengthening of the East-European nuclear authorities and their expert organisations and the further development and provision of scientific and technical know-how for the authorities in connection with the decommissioning of nuclear facilities, the expansion of the scope of nuclear regulations, international safety assessments, and the

EU-Ostprogramme und multilaterale Vorhaben zur nuklearen Sicherheit in Osteuropa – Methodentransfer für die kerntechnischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörden

Die bilateralen Aktivitäten der GRS zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit werden ergänzt durch eine umfangreiche multilaterale Zusammenarbeit mit IRSN und anderen westlichen TSOs (Technical Safety Organisations) im Rahmen von Phare- und Tacis-Projekten der EU. Des Weiteren begleitet die GRS den BMU fachlich in den Geberversammlungen des „Nuclear Safety Account“ (NSA), des „Chernobyl Shelter Fund“ (CSF) sowie der Internationalen Stilllegungsfonds (IIDSF, BIDSF und KIDSF) der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE).

Gegenwärtig ist die GRS an ca. 30 Projekten der Phare-/Tacis-Programme der EU und Projekten der EBWE beteiligt. Schwerpunktaufgaben sind die Stärkung der osteuropäischen atomrechtlichen Behörden und ihrer Gutachterorganisationen, die Weiterentwicklung und Bereitstellung von wissenschaftlich-technischen Kenntnissen für die Behörden bei der Stilllegung nuklearer Anlagen, bei der Erweiterung des kerntechnischen Regelwerks, bei internationalen Sicherheitsbewertungen und der Lizenzierung sicherheitserhöhender Maßnahmen sowie bei der modernen Behördenorganisation und beim Qualitätsmanagement.

Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit bei der Code-Entwicklung

In der von BMWi und Rosatom geförderten wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit mittel- und osteuropäischen Ländern zur Reaktorsicherheitsforschung steht die Anpassung, Weiterentwicklung und Validierung westlicher Analysemethoden und Rechenprogramme für Reaktoren russischer Bauart im Vordergrund. Gemeinsam werden fortgeschrittene Methoden für Sicherheitsuntersuchungen für WWER- und RBMK-Reaktoren weiterentwickelt und beispielhaft genutzt. Darüber hinaus arbeitet die GRS mit Mitarbeitern der Expertenorganisationen dieser Länder zunehmend im Rahmen international koordinierter Forschungsprojekte zusammen.

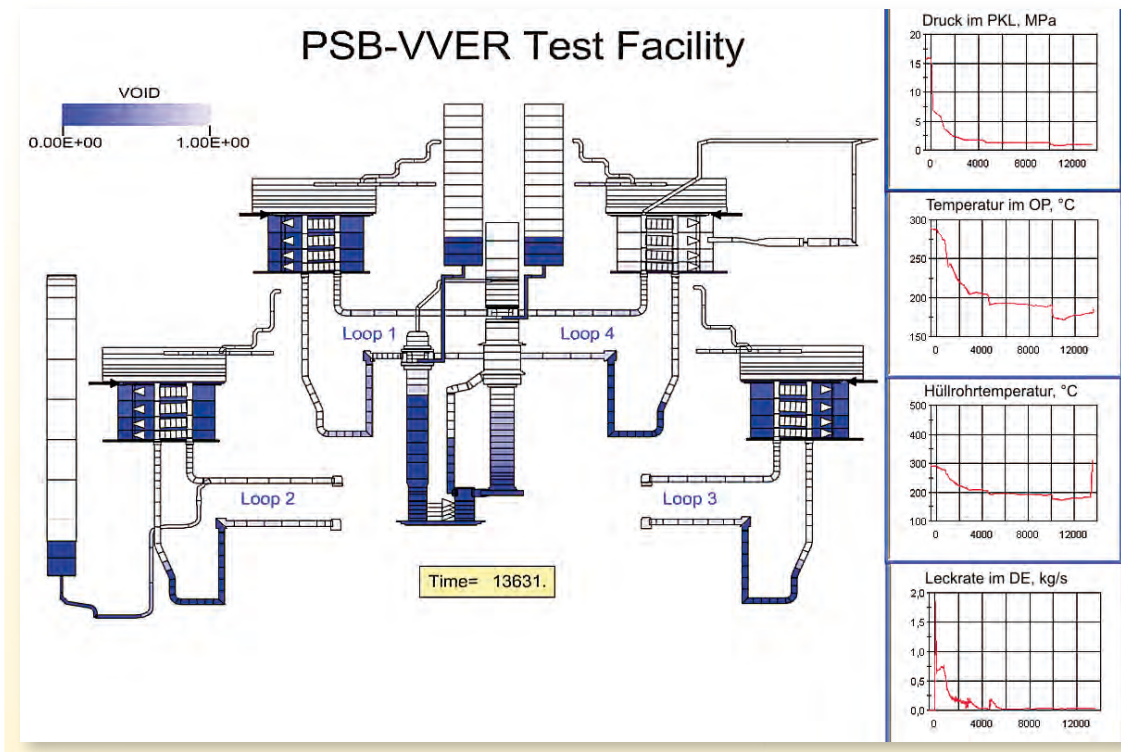
Im Jahr 2006 wurde das Vorhaben zur wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit Russland erfolgreich abgeschlossen. Schwerpunkte der

Arbeiten waren die Entwicklung und Validierung des gemeinsamen Rechen-Codes ATHLET/BIPR-WWER mit dem Kurtschatow-Institut Moskau, die Weiterentwicklung von ATHLET-Analysesimulatoren für WWER-Anlagen sowie die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Weiterentwicklung und Validierung der Rechenprogramme ATHLET und KORSAR.

Als wichtiger Beitrag zur ATHLET-Validierung für WWER wurde der Versuch „Leck äquivalent DN 100 vom Primär- in den Sekundärkreislauf“ mit Versagen der zugehörigen BRU-A in Offenstellung an der Versuchsanlage PSB-WWER in Elektrogorsk analysiert. Die experimentellen Daten wurden im OECD PSB-WWER Projekt zur Verfügung gestellt; die GRS beteiligte sich mit einer Voraus- und einer Nachrechnung erfolgreich an der in diesem Rahmen organisierten „Analytical Exercise“. In weiterführenden Untersuchungen zum PSB-WWER-Versuch wurde die Zweckmäßigkeit von Modelländerungen im ATHLET-Akkumulatormodell und bei der Modellierung der horizontalen WWER-Dampferzeuger gezeigt.

Schwerpunkt der Arbeiten zum gemeinsamen Rechenprogramm ATHLET/BIPR-WWER waren detaillierte Untersuchungen zur Validierung des Programms für Vermischungsprobleme im Reaktor anhand der Phase 2 des CEA-NEA/OECD VVER-1000 Coolant Transient Benchmark (V1000CT-2). In zwei Szenarien wird ein Bruch der Dampfleitung im Dampferzeuger 4 mit und ohne Abschaltung der Hauptkühlmittelpumpe in dieser Schleife postuliert. Die Nachrechnungen wurden in enger Kooperation mit den russischen Experten vom Kurtschatow-Institut durchgeführt, wobei ein detailliertes ATHLET-Modell mit feiner Nodalisierung im Kernbereich mit 7 oder mit 163 thermohydraulischen Kanälen (THC) und ein Modell für den Downcomer mit 6 Kanälen verwendet wurden. Die beiden Szenarien wurden mit dem 3D-Kinetikmodell BIPR8KN und mit Punktkinetik berechnet.

Ebenfalls erfolgreich abgeschlossen wurde das Vorhaben RS 1144 zur wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit Bulgarien, der Slowakischen Republik, der Tschechischen Republik, der Ukraine und Ungarn. Als Plattform für den vertieften internationalen Erfahrungsaustausch diente unter anderem das von der GRS organisierte „User-Club-Meeting“ zum Stand der Entwicklung der in den genannten Ländern und in Russland genutzten GRS-Rechenprogramme sowie zum Erfahrungsaustausch über die Anwendung dieser Programme.



◀ Void-Verteilung im ATHLET-Modell des Versuchsstands PSB-VVER am Ende einer Nachrechnung zum „Leck vom Primär- in den Sekundärkreislauf“
Distribution of voids in the ATHLET model of the PSB-VVER test facility at the end of a post-calculation regarding “Leak from the primary to the secondary system”

licensing of safety-enhancing measures. Assistance is also provided in connection with the modernisation of regulatory authority structures and organisation and with quality management.

Scientific and technical co-operation in code development

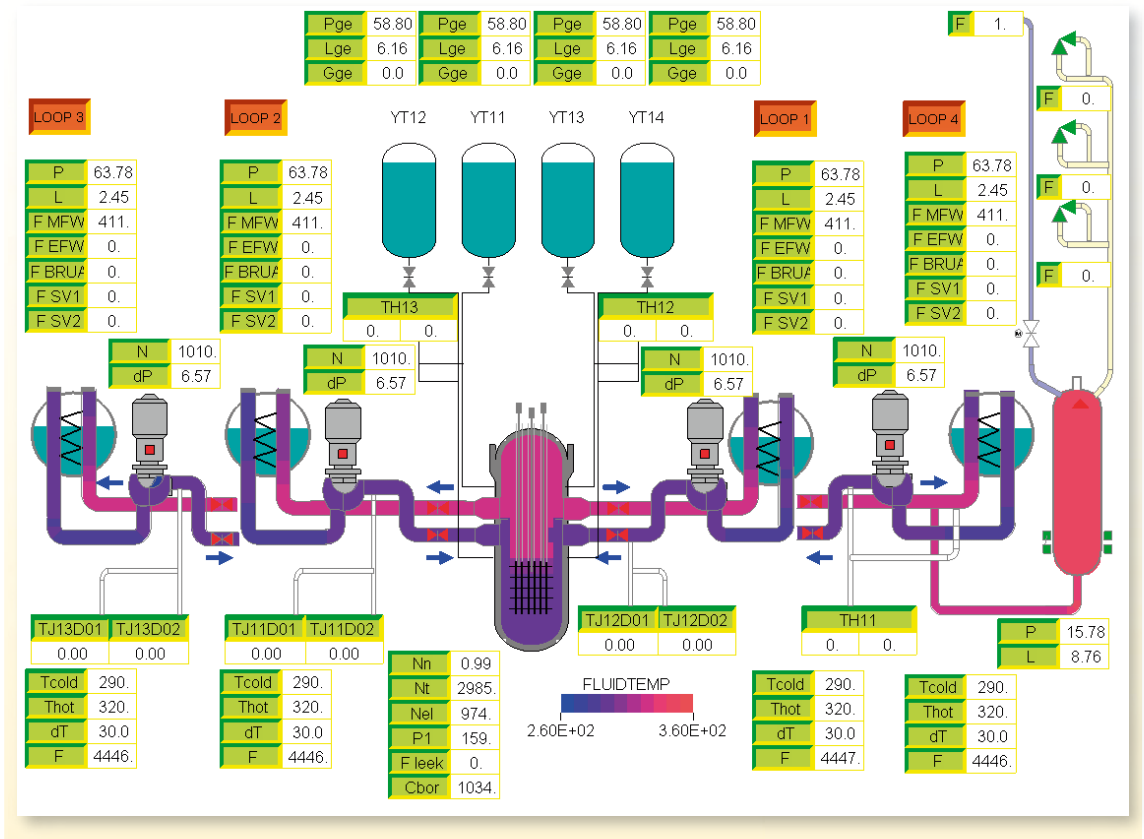
The scientific and technical co-operation with the countries of Central and Eastern Europe in the field of reactor safety research - which is sponsored by the German Federal Ministry of Economics and Technology and Rosatom - focuses on the adaptation, further development and validation of Western analysis methods and computer codes for Russian-design reactors. Advanced methods for assessing the safety of VVER and RBMK reactors are jointly developed and tried out on examples. GRS furthermore co-operates increasingly with the expert organisations of these countries within the framework of internationally coordinated research projects.

In 2006, the project on scientific and technical co-operation with Russia was successfully completed. The main working items were the development and

validation of the joint ATHLET/BIPR-VVER code with the Kurchatov Institute in Moscow, the further development of ATHLET analysis simulators for VVER plants, and the collaboration to further develop and validate the ATHLET and KORSAR codes.

An important contribution to ATHLET validation for VVER reactors was the analysis of the experiment “Leak equivalent to NB 100 from the primary into the secondary system” with postulated failure of the associated BRU-A in open position at the PSB-VVER test facility in Elektrogorsk. The experimental data were made available in the OECD PSB-VVER project; GRS successfully contributed a pre- and a post-calculation to the “analytical exercise” performed in this context. The usefulness of model changes in the accumulator model of ATHLET and in the modelling of horizontal VVER steam generators was shown in further studies relating to the PSB-VVER experiment.

The focus of the work in connection with the common ATHLET/BIPR-VVER code was on detailed analyses regarding the validation of the code dealing with mixing problems in the reactor within the framework of Phase 2 of the CEA-NEA/OECD VVER-1000 Coolant Transient Benchmark (V1000CT-2). There are two



▲ Startbild des ATHLET-Analysesimulators für WWER-1000/W-338 (KKW Kalinin-1,2)
 Start screen of the ATHLET analysis simulator for VVER-1000/V-338 (Kalinin-1,2 NPP)

Mit dem wissenschaftlich-technischen Zentrum SEC NRS der russischen Genehmigungsbehörde Rostechndador arbeitet die GRS in einem Kooperationsprogramm (Laufzeit 2005 bis 2007) zusammen. Schwerpunkte sind aktuelle Arbeiten auf verschiedenen Gebieten, wie der Analyse von Transienten und Störfällen in WWER und RBMK-Reaktoren, die gemeinsame Entwicklung von Analysesimulatoren für verschiedene Anlagentypen, die Auswertung von Betriebserfahrungen, die Analyse der in verschiedenen russischen Anlagen realisierten Modernisierungsprogramme.

Informationsbereitstellung und Erfahrungsaustausch

Die GRS ist als Kompetenzträger für nukleare Sicherheit in Osteuropa bei der Koordination und federführend bei der Umsetzung des BMU-Ostprogramms tätig. 2005 und 2006 wurden die übergeordneten

Arbeiten zur wissenschaftlich-technischen Analyse der aktuellen Sicherheit osteuropäischer Kernkraftwerke und zur fachlichen Begleitung des BMU/BfS sowie die vertieften sicherheitstechnischen Untersuchungen der KKW-Baulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK fortgesetzt. Die Ergebnisse fließen kontinuierlich in systematischer Form in GRS-Baulinienhandbücher ein. Parallel dazu wurden neue technische Unterlagen zum Sicherheitsstatus und zur Sicherheitspraxis mit dem Schwerpunkt „Osteuropa“ systematisch analysiert, erfasst und archiviert.

Die 1990 begonnene Datenbank DOKU OST beinhaltet heute ca. 30.000 Einträge mit vielfältigen Informationen und Unterlagen zur Reaktorsicherheit und zur Sicherheitspraxis in Osteuropa. Zu ca. 15.000 Einträgen gibt es 21.000 elektronische Anhänge. Spezielle Deskriptoren und eine Volltextsuchfähigkeit erlauben schnelles zielgerichtetes Recherchieren und eine rasche Informationsbereitstellung.

scenarios postulating a break in a steam pipe in the no. 4 steam generator, with and without disconnection of the reactor coolant pump in this loop, respectively. The post-calculations were run in close co-operation with the Russian experts from the Kurchatov Institut, using a detailed ATHLET model with fine nodalisation in the core area, with 7 or with 163 thermal-hydraulic channels (THC), and a downcomer model with 6 channels. The two scenarios were calculated using the 3D kinetics model BIPR8KN as well as point kinetics.

Project RS 1144 on the scientific and technical co-operation with Bulgaria, Slovakia, the Czech Republic, Ukraine and Hungary was also successfully brought to an end. The "User Club Meeting" staged by GRS served as one of the platforms for an in-depth exchange of international experience concerning the state of development of the GRS codes used in the countries mentioned above and in Russia and regarding an exchange of experience with the application of these codes.

A co-operation programme agreed between GRS and the scientific and engineering centre SEC NRS of the Russian licensing authority was started in 2005 and will continue until 2007. The focus is on topical issues in various fields, such as the analysis of transients and accidents in VVER and RBMK reactors, the

joint development of analysis simulators for different plant types, the evaluation of operating experience, and the analysis of the modernisation programmes implemented at various Russian plants.

Provision of information and exchange of experience

Being a competence centre in matters of nuclear safety in Eastern Europe, GRS supports the BMU in the co-ordination of its Eastern Europe programme and plays a leading role in its implementation. 2005 and 2006 saw the continuation of the general support relating to the scientific and technical analysis of the current level of safety of East-European nuclear power plants, the expert assistance provided to the BMU/BfS, and the in-depth safety-related studies of the VVER-1000, VVER-440 and RBMK nuclear power plant types. The results are continuously included in a systematic manner in the corresponding "GRS Type Manuals". At the same time, new technical documents with the focus on safety status and safety practices in Eastern Europe were systematically analysed, classified and archived.

Today, the DOKU OST database that was established in 1990 contains approx. 30,000 entries providing



Nuclear Power Utilisation in Ukraine Laws, Decrees and Regulations

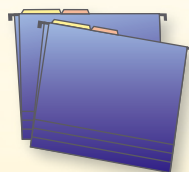
Kernenergienutzung in der Ukraine Gesetze, Verordnungen und Richtlinien



Pyramid Structure/Regelpyramide

English

German



Breakdown by Subject Areas/
Gliederung nach Fachgebieten

English

German

◀ Startseite der GRS-Datenbank „DOCU EAST REG“ zum Regelwerk der Ukraine
Start screen of the GRS database "DOCU EAST REG" on the regulations of Ukraine

Darüber hinaus sind ca. 2.700 Dokumente mit wichtigen kerntechnischen Regeln, Richtlinien und Gesetzen verschiedener Länder Osteuropas in eine spezielle Tochterdatenbank DOCU EAST REG (Technical Documentation – Eastern European Regulations) eingebunden, die auch für ausgewählte externe Institutionen zugänglich ist, welche ihrerseits entsprechende Unterlagen in die Datenbank einstellen oder zur Verfügung stellen. Spezielle Werkzeuge erlauben eine einfache Erstellung von Regelpyramiden und Listen zum Regelwerk – länderspezifisch geordnet oder nach kerntechnischen Sachverhalten strukturiert.

Mit den Datenbanken ist eine effektive arbeitsteilige Sammlung und Bereitstellung von Informationen zu nuklearer Sicherheit, Sicherung, Entsorgung und Umweltschutz im internationalen Maßstab über Kommunikations- und Wissensnetze entstanden, die zunehmend auch im Rahmen von Wissensmanagementaufgaben und Dokumentationen im GRS-Intranetportal genutzt wird. Über Links können die Unterlagen direkt aufgerufen werden.

■ Fachliche Begleitung des BMU in internationalen Gremien

Die GRS gewährleistet die wissenschaftlich-technische Begleitung des BMU im Rahmen seiner WENRA-Aktivitäten zur Harmonisierung von Sicherheitsanforderungen. Dazu gehörten die fachliche Vorbereitung von Meetings und Sitzungsteilnahme als Experten.

Die G8-Arbeitsgruppe für nukleare Sicherheit und Sicherung (G8-NSSG) koordiniert wirksame Beiträge zur Verbesserung der kerntechnischen Sicherheit im internationalen Maßstab. Das BMU, das Auswärtige Amt und die GRS sind die deutschen Vertreter in dieser Arbeitsgruppe.

Darüber hinaus stellte die GRS fachliche Expertise bei der Vor- und Nachbereitung der NSSG-Sitzungen sowie bei der inhaltlichen Vorbereitung der Thematik „Nukleare Sicherheit“ für den G8-Gipfel in Gleneagles und St. Petersburg bereit. ■

a whole range of information and documents on nuclear safety and on safety practices in Eastern Europe. Approx. 15,000 entries have 21,000 electronic attachments. Special descriptors and full-text search options allow quick and systematic searching and fast access to the information required.

Furthermore, there exist approx. 2,700 documents with relevant nuclear rules, guidelines and acts of different East-European countries in the special sister database DOCU EAST REG (Technical Documentation – Eastern European Regulations). This database is also accessible to selected external organisations, which in turn also enter corresponding documents into the database or make them available via different channels. Special tools allow the simplified creation of regulatory pyramids and lists pertaining to the respective regulations – ordered by countries or structured according to nuclear issues.

This way, an international platform for collecting and providing information on nuclear safety, physical protection, waste management and environmental protection has been established via communication and knowledge networks. It is also increasingly frequented by the users of the GRS intranet portal in connection with knowledge management and documentation.

The various documents are directly retrievable via hyperlinks.

■ Technical assistance provided to the BMU in the fulfilment of its tasks in international committees

GRS experts are the chief technical and scientific aides of the BMU when it comes to advising the ministry in connection with its WENRA activities concerning the harmonisation of safety requirements. This includes the preparation of and participation in expert meetings.

The G8-Nuclear Safety and Security Group (G8-NSSG) co-ordinates effective contributions to the enhancement of nuclear safety on an international scale. The BMU, the Foreign Office and GRS are the German representatives in this group.

In addition, GRS provided its expertise in the preparation and follow-up of the NSSG meetings as well as in the preparation of the topics dealt with in connection with the “Nuclear Safety” issue at the G8 Summits at Gleneagles and St. Petersburg. ■

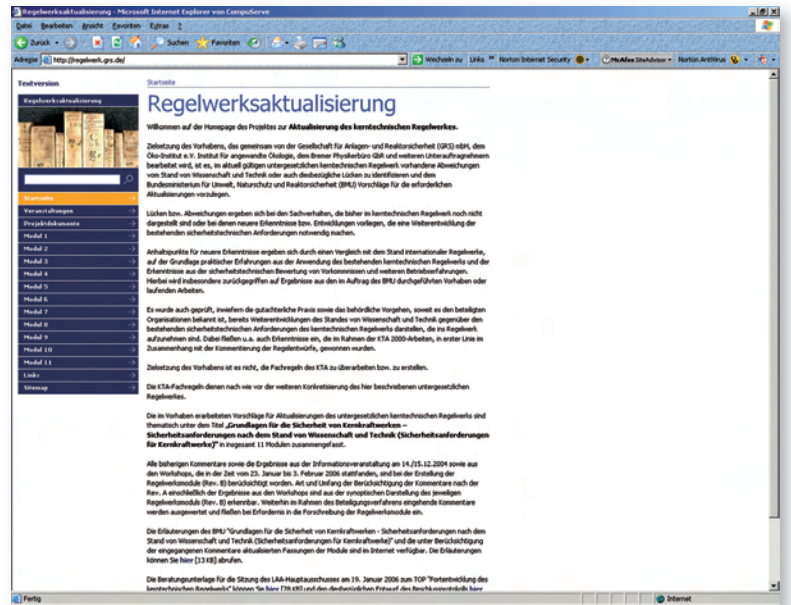


Dr. Manfred Mertins

7.3 Aktualisierung des untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerks – Übersicht über den Stand der Arbeiten

Die GRS führt unter Mitwirkung verschiedener Sachverständigenorganisationen seit September 2003 im Auftrag des BMU Arbeiten zur Modernisierung des untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerks durch. Mit dem jetzt erreichten Stand ist das Regelwerk für den Betrieb von Kernkraftwerken in Deutschland auf den Stand von Wissenschaft und Technik gebracht worden. Das neue Regelwerk mit dem Titel „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ soll nach den Aussagen des BMU das veraltete noch aus den 1970er- und 1980er-Jahren stammende kerntechnische Regelwerk ablösen.

- Ein frei zugänglicher Internet-auftritt informiert die Öffentlichkeit über die erzielten Ergebnisse. *A special website has been set up to inform the general public about the results.*



Die „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ wurden in dem etwa dreijährigen Prozess unter Steuerung des BMU entwickelt. Am Prozess sind rund 60 Sachverständige der GRS und beteiligter Unterauftragnehmer, insbesondere das Öko-Institut und das Physiker-Büro Bremen, beteiligt. Als Grundlagen für die Arbeiten wurden die Anforderungen des bestehenden Regelwerks herangezogen und mit den vorliegenden Erfahrungen aus der Praxis, von Ergebnissen aus der Sicherheitsforschung aber auch mit dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik, dokumentiert in den sicherheitstechnischen Regeln der IAEA und den Empfehlungen von WENRA, verglichen. Aus diesem Vergleich entstanden 11 Regeltextmodule zu allen die Sicherheit von Kernkraftwerken bestimmenden

sicherheitsrelevanten Sachverhalten. Für die heute in Deutschland betriebenen Kernkraftwerke ist damit ein Sicherheitsmaßstab geschaffen, der dem aktuellen internationalen Stand von Wissenschaft und Technik entspricht.

Gegenüber dem bestehenden Regelwerk gelten die Anforderungen nun auch für Siedewasserreaktoren (SWR), generell für den Nichtleistungsbetrieb, für die Sicherheitsebene 4 und für die Methoden der Nachweisführung.

Der inhaltliche Rahmen für die Aktualisierung von Regelinhalt ist durch das international empfohlene sicherheitstechnische Grundkonzept eines in die Tiefe

7.3 Updating of the nuclear non-mandatory guidance instruments – A survey of the state of the work

Since 2003, GRS has been involved together with various other expert organisations in the updating of the German nuclear non-mandatory guidance instruments on behalf of the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU). With the state of the work that has now been achieved, these nuclear non-mandatory guidance instruments for the operation of nuclear power plants in Germany have been brought up to date with the state of the art in science and technology. According to the BMU, this new body of non-mandatory guidance instruments entitled “Safety Requirements for Nuclear Power Plants” is to replace the outdated non-mandatory guidance instruments of the 1970s and 1980s.

The “Safety Requirements for Nuclear Power Plants” were developed in a process that lasted roughly three years and was steered by the BMU. This process has involved around 60 experts from GRS as well as from several subcontractors, especially the Institute of Applied Ecology and the “Physiker-Büro Bremen” consultancy. The work was based on the requirements of the existing non-mandatory guidance instruments which were compared not only with practical operating experience and findings from safety research but also with the international state of the art in science and technology as documented in the safety standards of the IAEA and the recommendations made by WENRA. This comparison resulted in the definition of 11 guidance text modules on all safety-relevant issues governing the safety of nuclear power plants. Thereby a set of safety criteria has been created for the nuclear power plants operating in Germany today that corresponds to the current international state of the art in science and technology.

Compared with the existing guidance instruments, these requirements now also apply to boiling water reactors (BWR), to low-power and shutdown states in general, to the fourth level of defence, and to safety demonstration methods.

In respect of content, the framework for the updating of the guidance instruments is provided by the internationally recommended basic safety concept of several levels of defence („defence-in-depth“) in connection with the barrier concept consisting of several protective barriers.

In the following, the main points of the individual guidance text modules are presented.

- Module 1 “Safety requirements for nuclear power plants: Fundamental safety requirements”

To bring them in line with international recommendations, the safety requirements to be fulfilled have been systematically structured according to the different levels of defence of the defence-in-depth concept and the barrier concept. The safety (defence-in-depth) concept comprises four levels of defence; in particular, the requirements for accident management have now also been included in the non-mandatory guidance instruments.

The requirements for a safety management system have been comprehensively specified, and an integrated Man-Technology-Organisation approach has been included in the non-mandatory guidance instruments. As a further development of the existing non-mandatory guidance instruments, requirements for safety demonstration methods are now fully included.

- Module 2 “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for the design of the reactor core”

The requirements for the design of the reactor core are now fully included in the non-mandatory guidance instruments, considering in particular operational aspects and findings from safety research. Of major relevance is the consideration of high burn-up in the behaviour of fuel rods/fuel elements and the consideration of fast boron dilution processes in pressurised water reactors (PWR), including the limitation of fast enthalpy influxes under accident conditions.

gestaffelten Schutzes („defense-in-depth“) in Verbindung mit dem aus mehreren Barrieren gebildeten Barrierenkonzept gegeben.

Inhaltliche Schwerpunkte der einzelnen Regelwerksmodule sind:

- Modul 1 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen“

In Übereinstimmung mit internationalen Empfehlungen sind die einzuhaltenden Sicherheitsanforderungen den Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts sowie dem Barrierenkonzept systematisch zugeordnet worden. Das Sicherheitskonzept umfasst vier Sicherheitsebenen, insbesondere werden jetzt auch Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz ins Regelwerk aufgenommen.

Umfassend geregelt sind Anforderungen an das Sicherheitsmanagement, sodass jetzt ein integraler Ansatz Mensch-Technik-Organisation im Regelwerk verankert ist. Als Weiterentwicklung sind nun die Anforderungen an die Methoden der Nachweisführung vollständig ins Regelwerk eingegangen.

- Modul 2 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung des Reaktorkerns“

Die Anforderungen an die Kernauslegung sind nun komplett im neuen Regelwerk enthalten, wobei insbesondere betriebliche Aspekte und Erkenntnisse aus der Sicherheitsforschung berücksichtigt werden. Maßgeblich ist hierbei, dass der Hochabbrand beim Brennstab-/Brennelementverhalten und schnelle Deborierungsvorgänge beim Druckwasserreaktor (DWR) einschließlich Limitierung schneller Enthalpieeinträge im Falle von Störfällen berücksichtigt wurden.

Im Weiteren wurden die Nachweisanforderungen zum Brennstab-Schadensumfang sowie zur Brennstab-Hüllrohrkorrosion bei Kühlmittelverlust-Störfällen präzisiert.

- Modul 3 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“

Das bestehende Regelwerk wurde nun auch um die für die Sicherheit repräsentativen Ereignisse für die Sicherheitsebenen 2, 3 und 4a für DWR und SWR sowie für alle Betriebsphasen des Leistungs- und des Nichtleistungsbetriebes erweitert. Jeweils den Ereignissen zugeordnet sind die Schutzziele und Nachweiskriterien, die eingehalten werden müssen.

- Modul 4 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Ausführung der druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“

Die Anforderungen an die Auslegung, Errichtung und Ausführung der druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses wurden auf betriebliche Aspekte erweitert. Umfassend geregelt wurde der Umgang mit Befunden, sodass jetzt die Grundlagen für ein einheitliches Vorgehen bei der Bewertung gegeben sind.

- Modul 5 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an Leittechnik“ (Teil 1), „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an elektrische Energieversorgung, Störfallinstrumentierung“ (Teil 2)

Die Anforderungen an die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Leittechnik sind in konsequenter Zuordnung zu allen Sicherheitsebenen festgelegt. Leittechnische Einrichtungen, die auf mehreren Sicherheitsebenen wirken, werden hierzu nach ihren zu erfüllenden Leittechnikfunktionen auf den jeweiligen Sicherheitsebenen gegliedert. Die Anforderungen an die softwarebasierte Leittechnik sind jetzt vollständig und für alle Sicherheitsebenen ins Regelwerk integriert.

- Modul 6 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an Nachweisführungen und Dokumentation“

Im Modul 6 werden alle wesentlichen Methoden der Nachweisführung systematisch zusammengestellt. Gleichzeitig werden in Übereinstimmung mit internationalen Empfehlungen neben konservativen auch „best-estimate“ Vorgehensweisen bei der Nachweisführung geregelt.

Furthermore, the demonstration requirements concerning the scope of fuel rod damage and the corrosion of fuel cladding tubes under LOCA conditions were defined more precisely.

- Module 3 “Safety requirements for nuclear power plants: Events to be considered for pressurised and boiling water reactors”

Extending the scope of the existing non-mandatory guidance instruments, the representative safety-relevant events on levels 2, 3 and 4a of defence have been listed for PWRs and BWRs as well as for all operational phases of power operation and low-power and shutdown states. The protection goals to be reached on the different levels of defence as well as the corresponding demonstration criteria have been allocated to the respective events.

- Module 4 “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for the design of the reactor coolant pressure boundary, the pressure-retaining walls of the external systems and the containment system”

The requirements of the non-mandatory guidance instruments for the design of the reactor coolant pressure boundary, the pressure-retaining walls of the external systems and the containment system have been extended to include operational aspects. Detailed instructions have been prepared for the handling of findings, so that there is now a basis for the standardised assessment of findings.

- Module 5 “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for instrumentation and control” (Part 1); “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for electrical energy supply, accident instrumentation” (Part 2)

The requirements for the effectiveness and reliability of instrumentation and control (I&C) systems have been consistently allocated to the different levels of defence. Instrumentation and control systems provided for several levels of defence are allocated according to the instrumentation and control functions they have to fulfil on the respective levels of defence.

The requirements for software-based I&C have now been fully integrated in the non-mandatory guidance instruments for all levels of defence.

- Module 6 “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for safety demonstration and documentation”

Module 6 provides a systematic compilation of all relevant safety demonstration methods. At the same time, in line with international recommendations, “best-estimate” demonstration methods are also included in addition to conservative methods.

- Module 7 “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for accident management”

Module 7 is a complete compilation of the requirements for the effectiveness and reliability of accident management. This has created the basis for devising the fourth level of defence as part of the defence-in-depth concept that is technically feasible and verifiable.

- Module 8 “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for safety management”

Module 8 fills the gap that has existed so far in the non-mandatory guidance instruments relating to the integrated Man-Technology-Organisation (MTO) concept. At the same time, it integrates recent national and international developments regarding safety management in the nuclear non-mandatory guidance instruments.

- Module 9 “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for radiation protection”

Module 9 is focused on the implementation of the minimisation imperative stipulated in the Radiation Protection Ordinance on all levels of defence. In this respect, the non-mandatory guidance instruments now specify requirements that are technically feasible and verifiable.

- Module 10 “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for the design and safe operation of structures, systems and components”

Major aspects of Module 10 concern the full implementation of requirements applying generically to structures, systems and components. These include e.g. the definitions regarding the single-failure concept, which now also covers especially the operating phases of low-power and shutdown states.

- Modul 7 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz“

Im Modul 7 werden die Anforderungen an die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit des anlageninternen Notfallschutzes vollständig zusammengestellt. Damit sind die Grundlagen geschaffen, die Sicherheitsebene 4 als Bestandteil des gestaffelten Sicherheitskonzepts auch technisch umsetz- und nachprüfbar zu gestalten.

- Modul 8 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an das Sicherheitsmanagement“

Hier wird die bisher im Regelwerk bestehende Lücke zum ganzheitlich wirkenden Mensch-Technik-Organisation (MTO)-Konzept geschlossen. Gleichzeitig werden neuere nationale und internationale Entwicklungen zum Sicherheitsmanagement in den Regeltext eingebracht.

- Modul 9 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an den Strahlenschutz“

Schwerpunkt der Regelungen von Modul 9 ist die Umsetzung des in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Minimierungsgebotes auf allen Sicherheitsebenen. Hierzu sind nun technisch umsetzbare und nachprüfbare Anforderungen festgelegt.

- Modul 10 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“

Schwerpunkte der Regelungen von Modul 10 betreffen die vollständige inhaltliche Umsetzung von Anforderungen, die übergreifend für bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten gelten. Hierzu zählen z. B. die Festlegungen zum Einzelfehlerkonzept, wobei jetzt insbesondere auch die Betriebsphasen des Nichtleistungsbetriebs erfasst werden.

Weiterhin sind nun auch die Anforderungen an Zuverlässigkeit und Wirksamkeit von Maßnahmen und Einrichtungen geregelt, die mit dem Ziel des Ausschlusses von Ereignissen (Vorsorgemaßnahmen) in Kernkraftwerken zur Anwendung kommen.

► Die Anforderungen an das neue Regelwerk wurden in mehreren Workshops gemeinsam mit verschiedensten Interessengruppen erarbeitet. *The requirements for the new non-mandatory guidance instruments were jointly developed in several workshops involving a wide variety of stakeholders.*



- Modul 11 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Handhabung und Lagerung der Brennelemente“

Im Modul 11 sind die bisher im Regelwerk fehlenden Anforderungen an die sichere Handhabung und Lagerung von Brennelementen innerhalb des Reaktorgebäudes zusammengestellt.

Im Dezember 2004 wurden das Konzept und die Eckpunkte des Vorhabens den Aufsichtsbehörden der Länder und ihren Sachverständigen, der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) sowie Betreibern und Herstellern in einer Informationsveranstaltung im BMU vorgestellt. In einem Internet-Kommentierungsprozess, der jedem Interessierten offen stand, sind bis zum 1. August 2005 ca. 3.000 Kommentare zu den 11 Regeltextmodulen von allen wesentlichen Einrichtungen und Institutionen, die sich mit Fragen des sicheren Betriebs von Kernkraftwerken beschäftigen, eingegangen. Alle Kommentare sind bearbeitet und in den Regeltextentwürfen berücksichtigt worden. Die so aktualisierten Entwürfe der neuen kerntechnischen Regeln sind unter der Bezeichnung Rev. A seit September 2005 wiederum im Internet unter der folgenden Internetseite verfügbar: <http://regelwerk.grs.de>.

Die Regeltextmodule Rev. A sind dann in weiteren Workshops des BMU zwischen Januar bis Februar 2006 den Aufsichtsbehörden der Länder und ihren Sachverständigen, der RSK sowie Betreibern und Herstellern von kerntechnischen Einrichtungen vorgestellt und gemeinsam diskutiert worden. Die Ergebnisse der Workshops sowie weitere eingegangene Kommentare (ca. 1.500) bildeten die Grundlage für eine zweite Aktualisierung der Regeltextmodule (Rev. B).

Nach einem umfangreichen Qualitätssicherungsprozess, einschließlich Lesungen der Regelwerksmodule in der Steuerungsgruppe „Regelwerk“, wurden die Module in der aktualisierten Fassung (Rev. B) bis Mitte September 2006 ins Internet (<http://regelwerk.grs.de>) eingestellt. Ergänzend zu den Modulen wurde eine umfangreiche Dokumentation erarbeitet mit dem Ziel, nachzuweisen, dass die zusammengestellten Sicherheitsanforderungen mit dem Stand von Wissenschaft und Technik, der aus nationalen und internationalen Regeln und Erkenntnissen abgeleitet wurde, übereinstimmen. Gleichzeitig wurden die gegenüber dem bestehenden Regelwerk vorgenommenen Änderungen ausgewiesen und inhaltlich begründet. Um die internationale Diskussion anzustoßen, werden alle Module in Kürze in englischer Sprache unter der genannten Internetadresse verfügbar sein.

In der Folge ist eine Überführung der „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ ins kerntechnische Regelwerk in Deutschland vorgesehen. Der Überführungsprozess umfasst Erörterungs- und Beteiligungsprozesse, die bis etwa Juni 2007 geplant sind und die RSK, die Länderbehörden, Sachverständige und Betreiber sowie Hersteller kerntechnischer Einrichtungen einschließen. Nach einer im August 2007 geplanten Verbändeanhörung wird die abschließende Fassung der Module, Rev. C, bis ca. Ende September 2007 erstellt, die die Ergebnisse aus den Erörterungs- und Beteiligungsprozessen, aus der Verbändeanhörung sowie die Kommentare, die über den Internetauftritt an das Projekt gerichtet werden, berücksichtigt.

Die Rev. C, bildet – nach Beschlussfassung in der Steuerungsgruppe „Regelwerk“ – dann die Grundlage für die Veröffentlichung des BMU im Bundesanzeiger, die bis Ende 2007 vorgesehen ist. ■

prove that the safety requirements are in line with the state of the art in science and technology, which was derived from national and international safety standards and research results. Also, the changes made in comparison with the current non-mandatory guidance instruments have been pointed out and justified from a technical point of view. To start off the international debate, all modules will shortly be published in English at the URL indicated above.

It is then intended to incorporate the “Safety Requirements for Nuclear Power Plants” in the German nuclear regulations. This incorporation process will comprise hearings and participation processes which are scheduled to take place around June 2007 and which will involve the RSK, the **Länder** authorities, authorised

experts, licensees and plant vendors. Following a hearing of stakeholders, which is planned for August 2007, a final version of the modules (“Rev. C”) will be drafted until about the end of September 2007. The “Rev. C” version of the modules will consider the results of the hearings and participation processes as well as of the hearing of stakeholders. Further comments on the guidance text modules that may be received via the project’s internet pages will also be taken into account.

The “Rev. C” version of modules 1 to 11 will then – following the decision by the “Guidance Instruments” steering committee – form the basis for their publication by the BMU in the Federal Bulletin, which is scheduled for late 2007. ■

7

Projekte, Internationales und Zukunftsaufgaben



Ulrich Erven

Eine der besonderen Herausforderungen für die GRS ist es, interdisziplinäres Wissen, fortschrittliche Analysemethoden und qualifizierte Daten vorzuhalten, um die Sicherheit technischer Anlagen zu bewerten und zu verbessern sowie den Schutz von Mensch und Umwelt vor Gefahren und Risiken solcher Anlagen weiterzuentwickeln. Die damit verbundenen komplexen Aufgaben sind nur durch fachübergreifende Zusammenarbeit zu lösen. Viele unterschiedliche wissenschaftliche Disziplinen bearbeiten gemeinsam Projekte und fassen ihre Analyseergebnisse und Bewertungen in einer integralen Sicherheitsaussage zusammen. Dies ist eine der Stärken der GRS. Damit dieses Potenzial optimal genutzt und die Aufgaben bewältigt werden können, bündelt die GRS Kompetenzen in einer übergreifenden Fachkoordination, zusätzlich zu den Fachkompetenzen in den Geschäftsfeldern Reaktorsicherheit und Entsorgung.

Die übergreifende Fachkoordination umfasst die Abstimmung und Steuerung von Arbeitsprogrammen, Ressourcensteuerung und Qualitätssicherung, wie auch die übergeordnete Aufbereitung wissenschaftlich-technischer Sachverhalte, z. B. zu Sicherheitsanforderungen oder zur Darstellung des Standes von Wissenschaft und Technik. Weiterhin werden auch Kenntnisse und Kompetenzen fachübergreifend gebündelt, die zur Koordination des internationalen wissenschaftlich-technischen Erfahrungsaustauschs und der internationalen Aktivitäten der GRS erforderlich sind.

Für die übergreifende Koordination sind ebenfalls die Kompetenzfelder Projektmanagement, Unternehmensplanung und -steuerung sowie Qualitätsmanagement von erheblicher Bedeutung.

Für den Berichtszeitraum ist aus der übergreifenden Fachkoordination folgendes besonders zu erwähnen. Auf nicht-nuklearem Gebiet hat die GRS vorbereitende Arbeiten zur Unterstützung des BMU in der deutschen EU-Ratspräsidentschaft auf dem Gebiet der Chemika-

liensicherheit durchgeführt. Die Themenschwerpunkte dabei sind im Zusammenhang zu sehen mit dem Verbot langlebiger organischer Schadstoffe, dem Ansatz für ein weltweites Chemikalienmanagement, dem Handel mit gefährlichen Industriechemikalien und Pestiziden sowie der geplanten EU-Verordnung zur Registrierung, Bewertung und Zulassung von Chemikalien.

Außerdem wurden Vorbereitungen zur Teilnahme der GRS am BMBF-Sicherheitsforschungsprogramm getroffen, dessen Ziel in einer nationalen Strategie zur Vorbeugung und Bekämpfung von Katastrophen mit übergreifenden Szenarien, verursacht durch meteorologische, terroristische oder kriminelle Einwirkungen, besteht. Das Programm ist eng verzahnt mit dem 7. Forschungsrahmenprogramm der EU.

Weiterhin wurde die Entwicklung einer Strategie beschlossen, um Projekte bei der EU in der EURATOM sowie der nicht-nuklearen Forschung, auf dem Gebiet der EU-Außenbeziehungen und dem Gebiet regulatorischer und sicherheitsbewertender Aufgaben zu platzieren.

Die GRS baut ständig ihr Wissensmanagementsystem aus. Im Berichtszeitraum ist hierzu besonders die Einrichtung des Projekt Centers zu erwähnen, in dem die GRS alle für die Abwicklung und Steuerung ihrer Vorhaben relevanten Dokumente für jeden Mitarbeiter an seinem Arbeitsplatz einsehbar vorhält.

Auch das Qualitätsmanagementsystem der GRS wird ständig weiterentwickelt. Im Rahmen des nächsten Wiederholungsaudits werden dazu Ansätze für ein Management-Review, eine Fachanweisung zum Auslastungsmanagement sowie ein Indikator, der eine Kompetenzmessung ermöglichen soll, vorgestellt.

Weitere Beispiele von Arbeiten auf den zuvor beschriebenen Gebieten finden sich in den folgenden Fachbeiträgen. ■

Projects, International Programmes and Future Tasks

One major challenge for GRS is to provide interdisciplinary knowledge, advanced analysis methods and qualified data for the assessment and enhancement of the technical safety of technical installations and to keep developing the protection of man and the environment from the hazards and risks involved in such installations. The associated complex tasks can only be solved by interdisciplinary collaboration. Experts from many different scientific disciplines therefore work together in joint projects and deliver their analysis results and assessments in one joint opinion on safety. This is one of the strengths of GRS. To be able to use this potential in the best-possible way and to cope with the tasks presented, general co-ordination of competences at GRS is necessary in addition to the specialist competences in the fields of reactor safety and waste management.

General co-ordination at GRS comprises the adjustment and management of working programmes, the management of resources and quality assurance, and general fact-finding on scientific and technical issues, such as on safety requirements or on the representation of the state of the art in science and technology. Further, the field of general co-ordination also comprises expertise and competences required for the co-ordination of the international scientific and technical exchange of experiences and the international activities of GRS.

The competence areas of project management, corporate management support, and quality assurance are also of crucial importance to general co-ordination.

The following can be highlighted from the work of the Division during the review period. In the non-nuclear field, GRS carried out preparatory work regarding the

safety of chemicals to support the BMU in connection with the German EU Presidency. Here, focal issues are the ban on long-lived organic pollutants, the approach to a world-wide chemicals management system, trading in hazardous industrial chemicals and pesticides, and the planned EU directive on the registration, assessment and licensing of chemicals.

In addition, preparations were made with a view to an involvement of GRS in the BMBF's Safety Research Programme which aims at arriving at a national strategy of preventing and coping with major disasters with wide-spread effects, caused by natural, terrorist or criminal impacts. The Programme is closely linked with the 7th Framework Programme of the EU.

Furthermore, a decision was taken to develop a strategy to bid for projects within the framework of EURATOM as well as the EU's non-nuclear research, in the area of its external relations, and in the field of regulatory tasks and safety assessment.

GRS is constantly expanding its knowledge management system. The reporting period saw in particular the creation of a Project Centre containing all relevant data needed for the execution and controlling of GRS projects and accessible by each member of staff at his/her workplace.

The quality management system of GRS undergoes continuous development, too. During the next repeat audit, new approaches will be introduced for a management review, a technical procedure on capacity management, and an indicator that is to allow competence measuring.

Further examples of the work in the fields described above can be found in the following articles. ■



Dr. David Beraha

7.1 Statusbericht zum Wissensmanagement bei der GRS

Wesentliche Triebkraft für die Einführung eines Wissensmanagements bei der GRS war der befürchtete Kompetenzverlust durch den altersbedingten Rückzug vieler Experten aus dem Arbeitsleben. Gleichzeitig herrscht in der Kerntechnik ein Mangel an qualifiziertem Nachwuchs, da Motivation und Ausbildungsangebote fehlen. Die GRS hat in den Jahren 2002/2003 ein geeignetes Konzept zum Wissensmanagement entwickelt (ausführlich beschrieben im Jahresbericht 2004/2005), und mit dessen Umsetzung begonnen. Der vorliegende Bericht gibt einen kurzen Überblick über den Stand der Entwicklungen.

Arbeitsgruppe Wissensmanagement

Im Januar 2006 wurde eine Arbeitsgruppe (AG) Wissensmanagement mit Teilnehmern aus allen GRS-Bereichen gegründet. Sie soll die Ziele und die Akzeptanz des Wissensmanagements fördern, Entscheidungen zum Wissensmanagement vorbereiten, Katalysator- und Vorbildfunktion wahrnehmen, Ansprechpartner für die Bereiche sein und konkrete Fragestellungen bearbeiten.

GRS-Portal und Wissensseiten

Eine der wichtigsten Aufgaben der AG ist es die Entwicklung von im GRS-Portal integrierten „Wissensseiten“ zu koordinieren, die das Portal nach Kompetenzfeldern und Fachgebieten strukturieren. Die Wissensseiten sollen zukünftig einen Überblick über die für das jeweilige Fachthema relevanten Wissensinhalte geben. Alle Einstiegsseiten werden die gleiche Struktur besitzen, um dem Anwender die Orientierung zu erleichtern. Die Wahl der Werkzeuge für die darunter liegenden Seiten kann sich an Methoden der Wissensrepräsentationen von Fachgebieten orientieren, wie sie bei der Darstellung von Containment, Internationalem oder Komponentenintegrität erprobt worden sind („Mind Maps“, „Concept Maps“, „Wissensnetze“).

Erfassung von Expertenwissen

Um den Verlust von Expertenwissen in der GRS zu analysieren, wird zurzeit geprüft, eine Methodik zur Risikoanalyse kritischen Wissensverlusts einzusetzen,

die von der IAEO entwickelt wurde. Aufgrund einer solchen Analyse können Maßnahmen zur Erfassung und Darstellung des Wissens der aus der GRS ausscheidenden Mitarbeiter getroffen werden. Wie eine Prototypenanwendung auf dem Fachgebiet „Containment“ gezeigt hat, sind solche Maßnahmen allerdings ressourcenintensiv; es werden daher derzeit Anstrengungen unternommen, Wege zu finden, um die Aktivitäten zur Wissenserfassung und -darstellung zu unterstützen.

Projektportal

Seit Beginn des Jahres 2006 sind alle Projektakten elektronisch zu führen. Derzeit sind für etwa 300 Projekte Projektportale eingerichtet. Da Projekte die wichtigsten Geschäftsprozesse der GRS sind, sind elektronische Projektakten ein wichtiger Pfeiler des Wissensmanagements. Sie erleichtern die Übersicht über die Aktivitäten in einem Projekt und bieten einen definierten Platz für alle projektrelevanten Dokumente. Bei der Rezertifizierung der GRS nach ISO 9001 wurde der Nutzen der elektronischen Projektakten hervorgehoben.

„Lessons Learned“ und „Debriefings“

Zur Wissensexplizierung und zum Wissenstransfer der in Projekten gewonnenen, über das Fachliche hinausgehenden Erfahrungen (z. B. was ist im Projekt gut gelaufen, wo sind Schwierigkeiten aufgetreten) sind „Lessons Learned“-Dokumente ein allgemein akzeptiertes Instrument. In der GRS wurde ein Fragebogen entwickelt, der am Ende des Projekts im Rahmen eines

7.1 Status report on knowledge management at GRS

The major driving force behind the creation of the knowledge management system at GRS was the feared loss of competence due to the retirement of many experts. At the same time, there was – and still is – a shortfall of qualified junior experts, with motivation to work in the nuclear sector generally being low and education and training courses lacking. In 2002/2003, GRS developed a suitable knowledge management concept (described in detail in the 2004/2005 Annual Report) and started its implementation. The present report provides a brief survey of the current status of development.

Knowledge management working group

In January 2006, a knowledge management working group (WG) was formed, consisting of members of staff from all GRS Divisions. This WG is to promote the objectives as well as general acceptance of the knowledge management system, prepare decisions on knowledge management, act a catalyst as well as a pioneer, be available for any queries by the Divisions, and work on concrete issues.

developed by the IAEA to analyse the risk of critical knowledge loss. Based on the results of such an analysis, it is possible to take measures to preserve and present the knowledge of retiring GRS staff. A prototype application in the field of “Containment” has shown that such measures require a great deal of resources; efforts are therefore made to find ways of supporting the activities around knowledge preservation and presentation.

GRS Portal and Knowledge Pages

One of the most important tasks of the WG is to co-ordinate the development of “Knowledge Pages” integrated in the GRS Portal. The latter is structured into different competence fields and specialist areas. In future, the “Knowledge Pages” are to provide a survey of the content relevant to the respective specialist topic. All home pages are to have the same structure to make it easier for the user to find his/her way around. The choice of tools for the subsequent pages may be guided by the methods of knowledge representation used by different specialist fields, as tried out e.g. in the representation of the areas of “Containment”, “International Programmes” or “Component Integrity” (“Mind Maps”, “Concept Maps”, “Knowledge Networks”).

Project portals

Since the beginning of the year 2006, all project files have had to be maintained in electronic version. So far, project portals have been created for about 300 projects. Since projects represent the central business processes of GRS, electronic project files are an important pillar of knowledge management. They facilitate getting an overview of the work done in a project and offer a storage space for all documents relevant to the project. When GRS was re-certified according to ISO 9001, the use of electronic project files was praised.

Preservation of expert knowledge

To analyse the loss of expert knowledge at GRS, tests are currently underway to try out the use of a method

“Lessons learned” and “Debriefings”

So-called “Lessons learned” documents are a generally accepted instrument for knowledge explication and for the knowledge transfer of the experience gained in projects that goes beyond purely technical facts (e.g. what went well in the project, where were there any difficulties). At GRS, a questionnaire has been developed that is to be filled in at the end of each project during a debriefing session. So far, this method

Debriefings ausgefüllt werden soll. Die Methodik ist an vier Projekten bereits erprobt worden, die allgemeine Einführung steht noch aus.

■ Unterstützung externer Netzwerke

Im Auftrag des BMU entwickelt die GRS das Reaktorsicherheitsportal (RS-Portal) für den BMU. Auch in den beiden EU-Projekten SARNET (Severe Accident Research Network) und COVERS (Coordinated Action Project for VVER Safety Research) ist die GRS für das Informations- und Wissensmanagement zuständig.

Besonders in SARNET wird das von der GRS bereitgestellte Portal intensiv genutzt.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, dass einige Erfolge bereits sichtbar sind, jedoch weitere Anstrengungen vor allem in Richtung der Strukturierung des Fachwissens und der Erfassung von Expertenwissen unternommen werden müssen. Ferner gilt es, die Akzeptanz der Methoden und Werkzeuge des Wissensmanagements zu verbessern; die strategischen und operativen Ziele sowie der zu erwartende Nutzen für alle Mitarbeiter und für die GRS müssen noch deutlicher gemacht und von der Führung kommuniziert werden. ■

has been tried out with four projects and has yet to be generally implemented.

I Support of external networks

GRS is presently engaged in the development of the Reactor Safety Portal (RS Portal) for the BMU. GRS experts are also in charge of information and knowledge management concerning the EU-sponsored SARNET (Severe Accident Research Network) and COVERS (Coordinated Action Project for VVER Safety Research)

projects. SARNET in particular already makes extensive use of the portal developed by GRS.

In summary, it can be said that although some success is already visible, further efforts are required, above all with regard to the structuring of specialist knowledge and the preservation of expert knowledge. It is furthermore necessary to improve acceptance of knowledge management methods and tools; the strategic and operative aims as well as the expected use to all individual members of staff and to GRS as a whole have to be made even more obvious and communicated by the management. ■



Edmund Kersting

7.2 Internationale Programme

Die nukleare Sicherheit, die zuverlässige Entsorgung radioaktiver Abfälle und sichere Verwahrung allen nuklearen Materials überschreiten als globale Herausforderungen Ländergrenzen. Um Mensch und Umwelt schützen zu können, sind diese Herausforderungen nur durch Sicherheitspartnerschaften und gemeinsame Anstrengungen über Ländergrenzen hinweg zu bewältigen. Es gilt, den hohen Sicherheitsstandard zu definieren, kontinuierlich zu verbessern und bei den älteren Anlagen zur sicheren Außerbetriebnahme und zum umweltgerechten Rückbau zu kommen. Hierbei wirkt die GRS durch die Weiterentwicklung wissenschaftlicher Erkenntnisse und Methoden aktiv mit und baut ihre vielfältigen bilateralen Kooperationsbeziehungen sowie ihre Mitwirkung in multilateralen Organisationen und Gremien, wie z. B. der IAEO, OECD/NEA, G8 und der EU, kontinuierlich aus.



Dr. Hartmut Melchior

Als anerkanntes wissenschaftlich-technisches Kompetenzzentrum für nukleare Sicherheit und Sicherung sowie als führende Sachverständigenorganisation des Bundes ist die GRS international bei der wissenschaftlich-technischen Kooperation, bei Sicherheitsbewertungen, bei Maßnahmen zur Risikominderung und bei der Stärkung unabhängiger atomrechtlicher Behörden und Institutionen ein gefragter Partner.



Dr. Hartmuth Teske

Gemeinsam mit dem Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) und dem gemeinsamen Tochterunternehmen RISKAUDIT ist die GRS in Europa aktiver Teil eines leistungsstarken wissenschaftlich-technischen Fachverbundes für Reaktorsicherheit, Sicherung und Entsorgung von Nuklearmaterial und radioaktiven Abfällen.

Ziele der internationalen Zusammenarbeit sind,

- die internationale kerntechnische Entwicklung fachlich zu analysieren und den Stand von Wissenschaft und Technik weiterzuentwickeln,
- die eigene Wissensbasis zu verbreitern, die Fachkompetenz zu erhalten und weiter auszubauen,
- die internationale Arbeitsteilung bei der Lösung wichtiger generischer Sicherheitsaufgaben durch Bündelung der Ressourcen zu nutzen und
- den Missbrauch von Nukleartechniken und jeglichem radioaktiven Material zu verhindern.

Internationale Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Sicherheit von Reaktoranlagen westlicher Bauart

Zusammen mit ihrem französischen Partner, dem Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) und ihrer gemeinsamen Tochter RISKAUDIT ist die GRS in Europa Kern eines leistungsstarken wissenschaftlich-technischen Fachverbundes auf den Gebieten nukleare Sicherheit, Sicherung und Entsorgung. Die belgische Sachverständigenorganisation Association Vinçotte Nucléaire (AVN), IRSN und die GRS haben beschlossen, die Zusammenarbeit zwischen den Institutionen erheblich zu intensivieren. Für diese intensivierte Zusammenarbeit wurde die Form eines Netzwerkes (Network) verabredet. Ein entsprechendes Memorandum of Understanding (MoU) wurde am 29. Mai 2006 unterzeichnet. Ziele des Netzwerkes sind:

- Förderung eines europäischen wissenschaftlich-technischen TSO-Netzwerkes in der nuklearen Sicherheit,
- Forum zum Austausch F&E-Ergebnissen und Erfahrungen in der Sicherheitsbewertung,
- Annäherung der Praxis bei der Bewertung der nuklearen Sicherheit in Europa und
- Bildung von Initiativen bei der Definition und Umsetzung von Forschungsprogrammen.

7.2 International programmes

As a global challenge, nuclear safety, radioactive waste management and the safe-keeping of all nuclear material are tasks that do not stop at national borders. The only way to protect man and the environment effectively is to confront these challenges in safety partnerships and joint international efforts. What needs to be done is to define the high level of safety, improve it continuously, and to ensure the safe decommissioning and environmentally-compatible dismantling of the older plants. Here, GRS takes an active part by building on scientific results and developing methods, continuously expanding in the process its many bilateral co-operative relations and participation in multilateral organisations and committees, such as the IAEA, OECD/NEA, G8 and the EU.

Being a recognised scientific and technical centre of competence in matters relating to nuclear safety and security as well as the leading expert organisation advising the Federal Government in this field, GRS is much in demand internationally as a partner in scientific and technical co-operation, safety assessments, risk minimisation measures, and the strengthening of independent nuclear regulatory authorities and institutions.

Together with the French Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN) and the joint subsidiary RISKAUDIT, GRS is an active part of a powerful scientific and technical specialist association dealing with nuclear safety, physical protection, and the management and disposal of nuclear materials and radioactive waste in Europe.

The objectives of international co-operation are

- to analyse international developments in nuclear engineering from a technical point of view and continue developing the state of the art in science and technology,
- to broaden our own knowledge base and to maintain and further expand our technical competence,
- to make use of international task-sharing for finding solutions to important generic safety issues by bundling resources, and

- to prevent the misuse of nuclear technologies and radioactive material.

International co-operation relating to the safety of Western-design reactor plants

Together with its French partner, the Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN), and their joint subsidiary RISKAUDIT, GRS forms the core of a powerful scientific and technical specialist association in Europe dealing with nuclear safety, physical protection, and waste management. The Belgian expert organisation Association Vinçotte Nucléaire (AVN), IRSN and GRS have decided to intensify considerably the co-operation between the three institutions and agreed to do so in the form of a network. A corresponding Memorandum of Understanding (MoU) was signed on 29 May 2006.

The aims of the network are:

- promotion of a European scientific and technical TSO network for nuclear safety,
- creation of a forum for exchanging R&D results and experiences in safety assessment,
- harmonisation of practices of assessing nuclear safety in Europe, and

Kooperationspartner

Weitere Kooperationspartner auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit sind folgende wissenschaftlich-technische und behördliche Institutionen: die Sachverständigenorganisationen Russlands, der Ukraine, Litauens, der Slowakei, Tschechiens, Bulgariens, Rumäniens und Ungarns sowie deren atomrechtlichen Behörden, das Kurtschatow-Institut in Moskau, das internationale Tschernobyl-Zentrum (ICC), die niederländische Behörde (KFD), die Nuclear Regulatory Commission (USNRC), das Electric Power Research Institute (EPRI) und das US Department of Energy, Carlsbad Area Office (DOE (CAO)) in den USA, das Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) in Frankreich, die Japan Nuclear Energy Safety Organization (JNES) und das Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), der Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) in Spanien, die Health and Safety Executive (HSE) in Großbritannien, die Turkish Atomic Energy Authority (TAEK) in der Türkei, das Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brasilien, die argentinische Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), die koreanische Behörde Korea Institute for Nuclear Safety (KINS) und das Korea Atomic Research Institute (KAERI) sowie die chinesische Behörde National Nuclear Safety Authority (NNSA), die schwedische Behörde Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI) sowie die finnische Behörde Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety (STUK).

Auf dem Gebiet der Endlagerung radioaktiver Abfälle bestehen Kooperationen mit der schweizerischen Nationalen Genossenschaft für Endlagerung (Nagra), der spanischen Empresa Nacional des Residuos Radioactivos SA (ENRESA), der französischen Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA) und dem russischen VNIPII Promtechnology.

I Ausgewählte Beispiele internationaler Aktivitäten

Die GRS unterstützte das Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brasilien bei der Analyse übergeordneter sicherheitstechnischer Fragen für den Druckwasserreaktor Angra-2. Von Interesse waren hier insbesondere die Übertragbarkeit deutscher Betriebserfahrungen sowie Methoden zur Bewertung menschlicher Faktoren. Dabei wurden neben interna-

tionalen Standards auch deutsche Grundsätze und Methoden der Sicherheitsbewertung zugrunde gelegt. Hierdurch soll sichergestellt werden, dass neuere sicherheitstechnische Erkenntnisse aus Deutschland CNEN erläutert und bei der Aufsicht zu Angra-2 berücksichtigt werden.

Im Auftrag der argentinischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde ARN sah die GRS den „Preliminary Safety Analysis Report“ für die Anlage Atucha II durch, um die entsprechend dem Stand von Wissenschaft und Technik notwendigen Aktivitäten auf den Themenfeldern Reaktorphysik, Thermohydraulik, Strukturmechanik und probabilistische Sicherheitsanalysen zu identifizieren. Hierzu fanden Arbeiten bei der GRS als auch in Argentinien statt, die auch dem Wissenstransfer sowie der Vermittlung neuester technisch-wissenschaftlicher Erkenntnisse dienen.

Im Auftrag der niederländischen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörde (KFD) berichtete die GRS über die Betriebserfahrung mit deutschen Kernkraftwerken und gab eine Einschätzung der Relevanz für das niederländische Kernkraftwerk Borssele. Für die Sicherheitsbewertung des Forschungsreaktors HFR Petten ermittelte die GRS die relevanten auslösenden Ereignisse für die Analysen. Weiterhin werden Arbeiten im Zusammenhang mit der Anwendung der Sicherheitsanforderungen der IAEO auf das Kernkraftwerk Borssele durchgeführt, bei denen die Erfahrungen aus der Überarbeitung des deutschen Regelwerks einfließen.

Neuere Erkenntnisse auf dem Gebiet von anlagenübergreifenden sicherheitstechnischen Fragestellungen, die sich in anderen Ländern ergeben haben, fließen kontinuierlich auch in die Arbeiten zur GRS-Datenbank „Generische Sicherheitsfragen“ (GESI) ein. GESI dient der frühzeitigen Information der Aufsichtsbehörde zu neuen anlagenübergreifenden Sicherheitsfragen, um auf neue sicherheitstechnische Entwicklungen in Form von regulatorischer Forschung oder durch Anpassung des Regelwerks reagieren zu können. Ziel ist es, die Datenbank als Zentralelement eines Wissens- und Informationsmanagementsystems im BMU und der GRS zu nutzen. Angedacht ist weiter GESI international z. B. im Rahmen der deutschen EU-Ratspräsidentschaft und des deutschen G8-Vorsitzes als wesentliches Element eines „Global Nuclear Safety Network“ zu nutzen.

In der jetzt arbeitsfähigen Datenbank sind derzeit ca. 270 generische Sicherheitsfragen eingestellt, von

- starting of initiatives for the definition and implementation of research programmes.

Co-operation partners

Further co-operation partners in the field of nuclear safety are the following scientific and technical institutions and regulatory bodies: the expert organisations of Russia, Ukraine, Lithuania, the Slovak Republic, the Czech Republic, Bulgaria, Romania and Hungary as well as their nuclear regulatory authorities, the Kurchatov Institute in Moscow, the International Chernobyl Centre (ICC), the Dutch regulatory authority (KFD), the Nuclear Regulatory Commission (USNRC), the Electric Power Research Institute (EPRI) and the US Department of Energy, Carlsbad Area Office (DOE (CAO)) in the US, the Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) in France, the Japan Nuclear Energy Safety Organization (JNES) and the Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), the Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) in Spain, the Health and Safety Executive (HSE) in the United Kingdom, the Turkish Atomic Energy Authority (TAEK), the Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brazil, the Argentine Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), the Korean authority Korea Institute for Nuclear Safety (KINS) and the Korea Atomic Research Institute (KAERI), the Chinese authority National Nuclear Safety Authority (NNSA), the Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI), and the Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety (STUK).

In the field of radioactive waste disposal, co-operation agreements exist with the Swiss National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste (Nagra), the Spanish Empresa Nacional des Residuos Radioactivos SA (ENRESA), the French Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs (ANDRA), and the Russian VNIPII Promtehnology.

I Selected examples of international co-operation

GRS supports the Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) in Brazil in the analysis of generic safety issues in connection with the Angra-2 pressurised water reactor. Of special interest in this context were in particular the applicability of German operating experience and methods to assess human factors.

In this context, not only international standards were applied to the safety assessment, but German principles and methods were considered, too. This is to ensure that CNEN is informed about more recent safety-related findings from Germany and that these are taken into account in the supervision of Angra-2.

On behalf of the Argentine licensing and supervisory authority ARN, GRS experts reviewed the “Preliminary Safety Analysis Report” for the Atucha II plant to identify the work to be done in the fields of reactor physics, thermal hydraulics, structural mechanics and probabilistic safety analysis to bring the project into line with the state of the art in science and technology. The work was done both at GRS in Germany and on-site in Argentina and also contributed to the transfer of knowledge and the information about the latest findings in science and technology.

Commissioned by the Dutch licensing and supervisory authority KFD, GRS reported on operating experience with German nuclear power plants and presented an assessment of its relevance to the Dutch Borssele nuclear power plant. Regarding the safety assessment of the HFR Petten research reactor, GRS identified the initiating events that are relevant in connection with the analyses. Further work is carried out in connection with the application of IAEA Safety Requirements to the Borssele nuclear power plant, in which experience with the updating of the German nuclear non-mandatory guidance instruments is taken into account.

New insights concerning generic safety issues gained in other countries are continuously fed into the GRS-developed “**Generische Sicherheitsfragen**” (GESI) database. GESI serves for the early information of the German regulatory authority about new generic safety issues to enable the authority to react to new safety-related developments in the form of regulatory research or by amending the regulations. The aim is to use the database as a central element of a knowledge and information management system at the BMU and at GRS. There are further ideas to use GESI internationally, e.g. within the framework of German EU Presidency and G8 Chairmanship, as a major element of a “Global Nuclear Safety Network”.

The current operable version of the database includes approx. 270 generic safety issues, of which 25 are at present classified as “high” priority. The database contains i.a. a general description of the generic safety issues for light water reactors, their importance to

denen zurzeit 25 mit der Priorität „hoch“ eingruppiert sind. Die Datenbank enthält u. a. eine grundsätzliche Beschreibung der generischen Sicherheitsfragen für Leichtwasserreaktoren, ihre Bedeutung für deutsche Anlagen, die Beschreibung der sicherheitstechnischen Relevanz, der Quellen, der ergriffenen Maßnahmen in verschiedenen Ländern sowie den regulatorischen Bezug. Ergänzend wurden Informationen aus der letzten Überprüfungskonferenz der Nuklearen Sicherheitskonvention integriert. Zu einem vertieften Einstieg in die Problematik sind zu wichtigen Fragestellungen Dossiers sowie Weiterleitungsnachrichten in die Datenbank integriert worden.

Internationale Zusammenarbeit zur nuklearen Sicherheit in Mittel- und Osteuropa

Eine Hauptaufgabe der bi- und multilateralen Kooperation ist es, in enger Zusammenarbeit mit den lokalen Sachverständigenorganisationen den besten wissenschaftlich-technischen Kenntnisstand für die jeweiligen Sicherheitsbehörden – vor allem in Russland und der Ukraine – bereitzustellen und dadurch ihre Sachkompetenz gegenüber der Industrie, den Herstellern und den Betreibern zu stärken und auf vertrauensvoller Basis gemeinsame Sicherheitsanalysen durchzuführen. Die gemeinsamen technischen Büros von GRS/IRSN/RISKAUDIT in Moskau und Kiew unterstützen hierbei effektiv die Kooperationen mit beiden Ländern.

Seit Gründung der Ukraine arbeitet die GRS mit der Sicherheitsbehörde SNRCU bei der Verbesserung der Reaktorsicherheit und der Bewältigung der Unfallfolgen von Tschernobyl eng zusammen. So konnten die mehrjährigen Projekte innerhalb der „Deutsch-Französischen Initiative für Tschernobyl“ (DFI) zum Sarkophag und zu den radiologischen und gesundheitlichen Folgen in der Ukraine, in Russland und in Weißrussland erfolgreich abgeschlossen und andere weitergeführt werden. Ein neues Programm der wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit von BMU/GRS mit SNRCU und dem wissenschaftlichen Zentrum SSTC wurde im April 2006 abgeschlossen.

Wichtige künftige Arbeiten sind gemeinsame wissenschaftlich-technische Analysen zur Thermohydraulik, PSA- und Brandschutzanalysen sowie der Know-how-Transfer im Rahmen von Workshops und Meetings. Ziel ist auch, SNRCU als unabhängige atomrechtliche Behörde weiter mit modernstem Sachverstand zu stärken.



▲ Ukraine – KKW Tschernobyl, Block 4:
Laufende Stabilisierungsmaßnahmen am Sarkophag –
Teilaufgabe Stabilisierung der Westwand
*Ukraine – Chernobyl NPP, Unit 4:
On-going measures to stabilise the Sarcophagus –
Subtask “Stabilising the West Wall”*

Neben Russland und der Ukraine ist die GRS u. a. in Bulgarien, Armenien und Litauen eng in Projekte zur Vorbereitung der Stilllegung kerntechnischer Anlagen eingebunden. So arbeitet sie mit der bulgarischen Behörde BNRA in Fragen der Definition der Anforderungen zur Stilllegung des Kernkraftwerks Kozloduj und bei der sicherheitstechnischen Analyse von Anlagen für die Stilllegung, wie Brennelementlager und Verarbeitungsanlagen für radioaktive Abfälle, zusammen. In der Slowakei bearbeitete die GRS für die Genehmigungsbehörde UJD Fragen zur Stilllegung von WWER-Reaktoren. Auch in Litauen laufen Arbeiten zur Stärkung der litauischen Genehmigungsbehörde VATESI und der Strahlenschutzbehörde sowie zur Stilllegung des Kernkraftwerks Ignalina. In Armenien wurde die Arbeit mit der armenischen Behörde ANRA bei der Vorbereitung der Stilllegung des Kernkraftwerks Medsamor fortgeführt. Ein wichtiges Ziel des Projektes ist es, international akzeptable Vorgaben der zu erstellenden Sicherheitsdokumentation für die Stilllegung im armenischen Regelwerk zu verankern.

German plants, the description of the safety relevance, the sources, the measures taken in different countries, and the regulatory context. Additional information from the last Review Conference under the Convention on Nuclear Safety has also been included. On a number of important issues, the database also provides special dossiers and information notices for a detailed description of the problem.

International co-operation on nuclear safety in Central and Eastern Europe

One essential task of bilateral and multilateral co-operation is to provide - in close collaboration with the local expert organisations - the best-possible scientific and technical knowledge for the countries' respective safety authorities – especially in Russia and Ukraine – and thereby to strengthen their technical competence in their dealings with the industry, manufacturers and operators and to perform joint safety analyses based on a relationship of mutual trust. The jointly-run technical offices of GRS/IRSN/RISKAUDIT in Moscow and Kiev provide effective support in the co-operation with the two countries.

Since the foundation of Ukraine, GRS has been providing assistance to the safety authority SNRCU for the improvement of nuclear safety and in coping with the consequences of the Chernobyl accident. For example, the long-running projects - which were part of the “French-German Initiative for Chernobyl (FGI)” – concerning the Sarcophagus as well as the radioecological and health effects in Ukraine, Russia and Belarus were successfully concluded, while others

were deemed worth continuing. A new programme of scientific and technical co-operation of BMU/GRS with SNRCU and the SSTC Scientific Centre was agreed in April 2006.

Other future activities comprise joint scientific and technical analyses regarding thermal hydraulics, probabilistic safety analyses and fire-protection analyses as well as the transfer of know-how within the framework of workshops and meetings. The aim is also to continue supporting SNRCU in its function as independent nuclear authority by providing the most advanced expert knowledge.

Apart from the activities in Russia and Ukraine, GRS is deeply involved in projects to prepare the

decommissioning of nuclear facilities i. a. in Bulgaria, Armenia and Lithuania. For example, there is close collaboration with the Bulgarian authority BNRA concerning issues of the definition of requirements for the decommissioning of the Kozloduy nuclear power plant as well as regarding the safety-related analysis of facilities needed in connection with the decommissioning process, such as spent-fuel stores and processing plants for radioactive waste. In Slovakia, GRS looked into issues related to the decommissioning of VVER reactors on behalf of the licensing authority UJD. In Lithuania, too, efforts are continuing to strengthen the Lithuanian licensing authority VATESI and the competent radiation protection authority, and work is going on in connection with the decommissioning of the Ignalina nuclear power plant. In Armenia, collaboration with the Armenian authority ANRA was continued in preparation of the decommissioning of the Medzamor nuclear power plant. One important aim of the project is to incorporate internationally acceptable requirements for the safety documentation to be produced for the decommissioning in the Armenian regulations.

EU programmes in support of East-European and multilateral nuclear safety projects in Eastern Europe – Transfer of methods in support of the nuclear licensing and supervisory authorities

The bilateral activities of GRS aimed at enhancing nuclear safety are supplemented by extensive multilateral collaboration with IRSN and other Western TSOs (Technical Safety Organisations) within the framework of the EU-sponsored Phare and Tacis projects. In addition, GRS provides technical assistance to the BMU in connection with the Assembly of Donors of the Nuclear Safety Account (NSA), the “Chernobyl Shelter Fund” (CSF) as well as the International Decommissioning Funds (IIDSF, BIDSF and KIDSF) administered by the European Bank for Reconstruction and Development (EBRD).

GRS is presently involved in about 30 projects of the EU's Phare/Tacis programmes and in projects co-ordinated by the EBRD. The main tasks are the strengthening of the East-European nuclear authorities and their expert organisations and the further development and provision of scientific and technical know-how for the authorities in connection with the decommissioning of nuclear facilities, the expansion of the scope of nuclear regulations, international safety assessments, and the

EU-Ostprogramme und multilaterale Vorhaben zur nuklearen Sicherheit in Osteuropa – Methodentransfer für die kerntechnischen Aufsichts- und Genehmigungsbehörden

Die bilateralen Aktivitäten der GRS zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit werden ergänzt durch eine umfangreiche multilaterale Zusammenarbeit mit IRSN und anderen westlichen TSOs (Technical Safety Organisations) im Rahmen von Phare- und Tacis-Projekten der EU. Des Weiteren begleitet die GRS den BMU fachlich in den Geberversammlungen des „Nuclear Safety Account“ (NSA), des „Chernobyl Shelter Fund“ (CSF) sowie der Internationalen Stilllegungsfonds (IIDSF, BIDSF und KIDSF) der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBWE).

Gegenwärtig ist die GRS an ca. 30 Projekten der Phare-/Tacis-Programme der EU und Projekten der EBWE beteiligt. Schwerpunktaufgaben sind die Stärkung der osteuropäischen atomrechtlichen Behörden und ihrer Gutachterorganisationen, die Weiterentwicklung und Bereitstellung von wissenschaftlich-technischen Kenntnissen für die Behörden bei der Stilllegung nuklearer Anlagen, bei der Erweiterung des kerntechnischen Regelwerks, bei internationalen Sicherheitsbewertungen und der Lizenzierung sicherheitserhöhender Maßnahmen sowie bei der modernen Behördenorganisation und beim Qualitätsmanagement.

Wissenschaftlich-technische Zusammenarbeit bei der Code-Entwicklung

In der von BMWi und Rosatom geförderten wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit mittel- und osteuropäischen Ländern zur Reaktorsicherheitsforschung steht die Anpassung, Weiterentwicklung und Validierung westlicher Analysemethoden und Rechenprogramme für Reaktoren russischer Bauart im Vordergrund. Gemeinsam werden fortgeschrittene Methoden für Sicherheitsuntersuchungen für WWER- und RBMK-Reaktoren weiterentwickelt und beispielhaft genutzt. Darüber hinaus arbeitet die GRS mit Mitarbeitern der Expertenorganisationen dieser Länder zunehmend im Rahmen international koordinierter Forschungsprojekte zusammen.

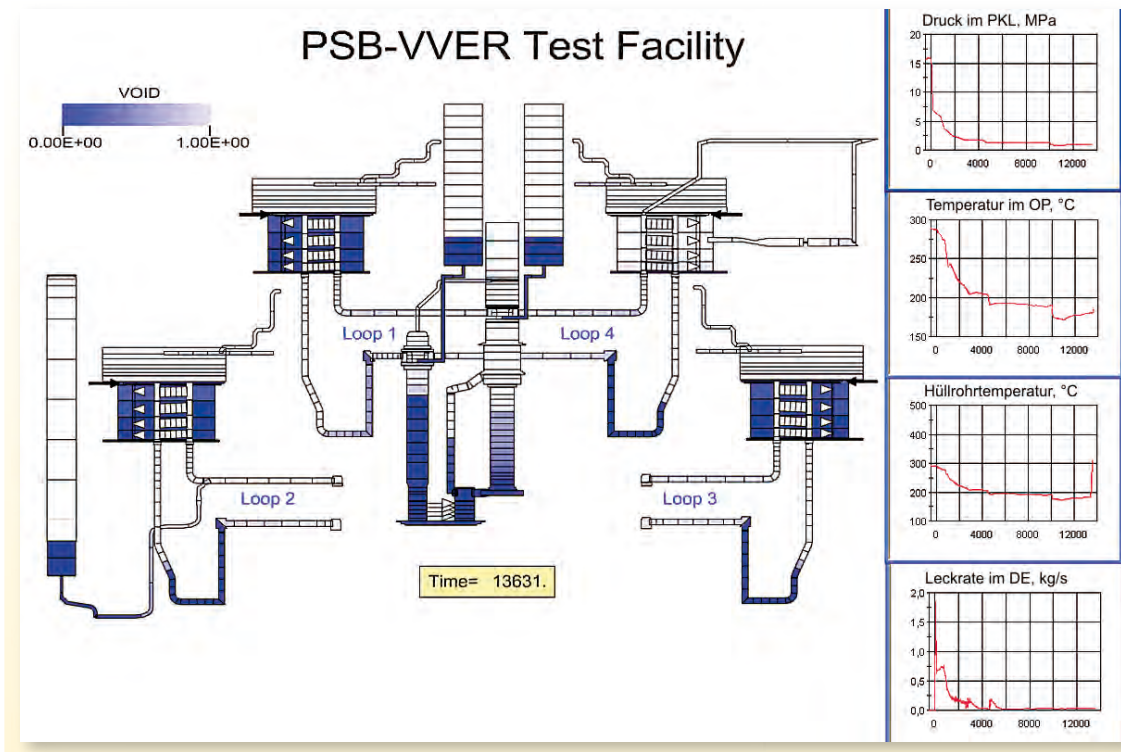
Im Jahr 2006 wurde das Vorhaben zur wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit Russland erfolgreich abgeschlossen. Schwerpunkte der

Arbeiten waren die Entwicklung und Validierung des gemeinsamen Rechen-Codes ATHLET/BIPR-WWER mit dem Kurtschatow-Institut Moskau, die Weiterentwicklung von ATHLET-Analysesimulatoren für WWER-Anlagen sowie die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der Weiterentwicklung und Validierung der Rechenprogramme ATHLET und KORSAR.

Als wichtiger Beitrag zur ATHLET-Validierung für WWER wurde der Versuch „Leck äquivalent DN 100 vom Primär- in den Sekundärkreislauf“ mit Versagen der zugehörigen BRU-A in Offenstellung an der Versuchsanlage PSB-WWER in Elektrogorsk analysiert. Die experimentellen Daten wurden im OECD PSB-WWER Projekt zur Verfügung gestellt; die GRS beteiligte sich mit einer Voraus- und einer Nachrechnung erfolgreich an der in diesem Rahmen organisierten „Analytical Exercise“. In weiterführenden Untersuchungen zum PSB-WWER-Versuch wurde die Zweckmäßigkeit von Modelländerungen im ATHLET-Akkumulatormodell und bei der Modellierung der horizontalen WWER-Dampferzeuger gezeigt.

Schwerpunkt der Arbeiten zum gemeinsamen Rechenprogramm ATHLET/BIPR-WWER waren detaillierte Untersuchungen zur Validierung des Programms für Vermischungsprobleme im Reaktor anhand der Phase 2 des CEA-NEA/OECD VVER-1000 Coolant Transient Benchmark (V1000CT-2). In zwei Szenarien wird ein Bruch der Dampfleitung im Dampferzeuger 4 mit und ohne Abschaltung der Hauptkühlmittelpumpe in dieser Schleife postuliert. Die Nachrechnungen wurden in enger Kooperation mit den russischen Experten vom Kurtschatow-Institut durchgeführt, wobei ein detailliertes ATHLET-Modell mit feiner Nodalisierung im Kernbereich mit 7 oder mit 163 thermohydraulischen Kanälen (THC) und ein Modell für den Downcomer mit 6 Kanälen verwendet wurden. Die beiden Szenarien wurden mit dem 3D-Kinetikmodell BIPR8KN und mit Punktkinetik berechnet.

Ebenfalls erfolgreich abgeschlossen wurde das Vorhaben RS 1144 zur wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit mit Bulgarien, der Slowakischen Republik, der Tschechischen Republik, der Ukraine und Ungarn. Als Plattform für den vertieften internationalen Erfahrungsaustausch diente unter anderem das von der GRS organisierte „User-Club-Meeting“ zum Stand der Entwicklung der in den genannten Ländern und in Russland genutzten GRS-Rechenprogramme sowie zum Erfahrungsaustausch über die Anwendung dieser Programme.



◀ Void-Verteilung im ATHLET-Modell des Versuchsstands PSB-VVER am Ende einer Nachrechnung zum „Leck vom Primär- in den Sekundärkreislauf“

Distribution of voids in the ATHLET model of the PSB-VVER test facility at the end of a post-calculation regarding “Leak from the primary to the secondary system”

licensing of safety-enhancing measures. Assistance is also provided in connection with the modernisation of regulatory authority structures and organisation and with quality management.

Scientific and technical co-operation in code development

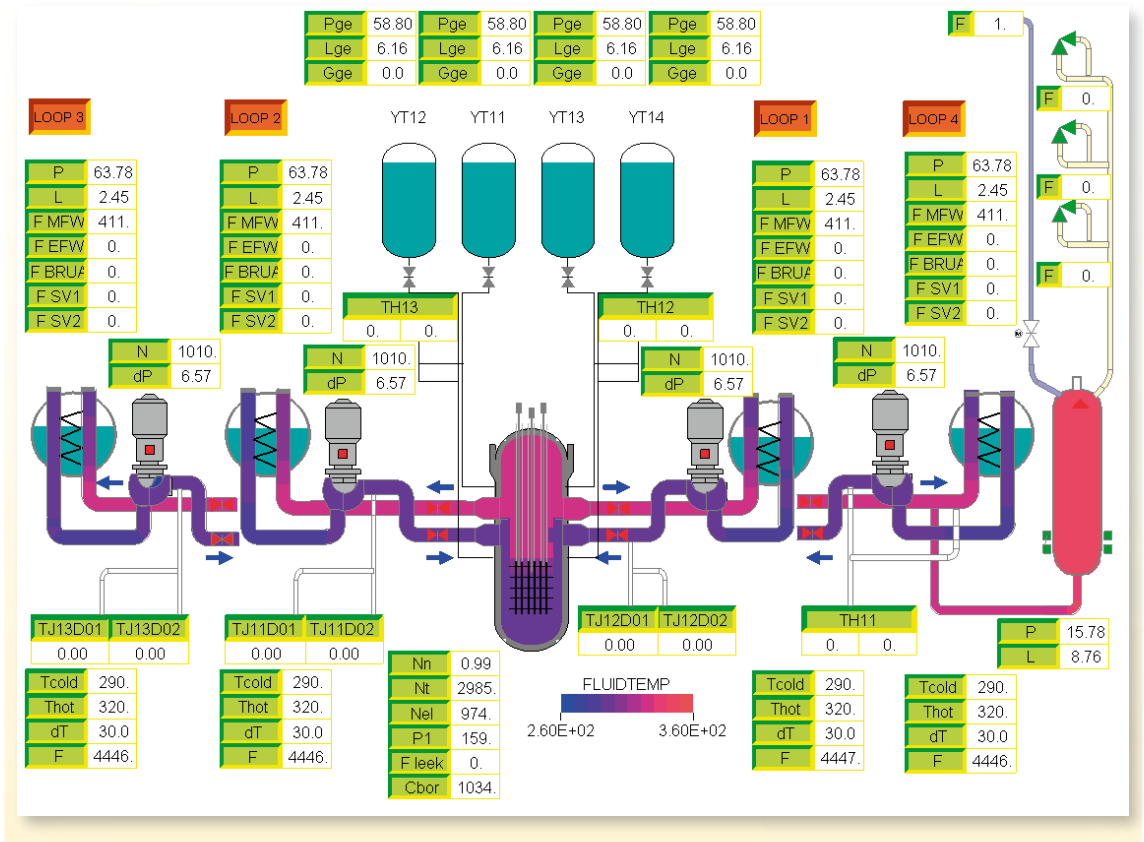
The scientific and technical co-operation with the countries of Central and Eastern Europe in the field of reactor safety research - which is sponsored by the German Federal Ministry of Economics and Technology and Rosatom - focuses on the adaptation, further development and validation of Western analysis methods and computer codes for Russian-design reactors. Advanced methods for assessing the safety of VVER and RBMK reactors are jointly developed and tried out on examples. GRS furthermore co-operates increasingly with the expert organisations of these countries within the framework of internationally coordinated research projects.

In 2006, the project on scientific and technical co-operation with Russia was successfully completed. The main working items were the development and

validation of the joint ATHLET/BIPR-VVER code with the Kurchatov Institute in Moscow, the further development of ATHLET analysis simulators for VVER plants, and the collaboration to further develop and validate the ATHLET and KORSAR codes.

An important contribution to ATHLET validation for VVER reactors was the analysis of the experiment “Leak equivalent to NB 100 from the primary into the secondary system” with postulated failure of the associated BRU-A in open position at the PSB-VVER test facility in Elektrogorsk. The experimental data were made available in the OECD PSB-VVER project; GRS successfully contributed a pre- and a post-calculation to the “analytical exercise” performed in this context. The usefulness of model changes in the accumulator model of ATHLET and in the modelling of horizontal VVER steam generators was shown in further studies relating to the PSB-VVER experiment.

The focus of the work in connection with the common ATHLET/BIPR-VVER code was on detailed analyses regarding the validation of the code dealing with mixing problems in the reactor within the framework of Phase 2 of the CEA-NEA/OECD VVER-1000 Coolant Transient Benchmark (V1000CT-2). There are two



▲ Startbild des ATHLET-Analysesimulators für WWER-1000/W-338 (KKW Kalinin-1,2)
 Start screen of the ATHLET analysis simulator for VVER-1000/V-338 (Kalinin-1,2 NPP)

Mit dem wissenschaftlich-technischen Zentrum SEC NRS der russischen Genehmigungsbehörde Rostechndador arbeitet die GRS in einem Kooperationsprogramm (Laufzeit 2005 bis 2007) zusammen. Schwerpunkte sind aktuelle Arbeiten auf verschiedenen Gebieten, wie der Analyse von Transienten und Störfällen in WWER und RBMK-Reaktoren, die gemeinsame Entwicklung von Analysesimulatoren für verschiedene Anlagentypen, die Auswertung von Betriebserfahrungen, die Analyse der in verschiedenen russischen Anlagen realisierten Modernisierungsprogramme.

Informationsbereitstellung und Erfahrungsaustausch

Die GRS ist als Kompetenzträger für nukleare Sicherheit in Osteuropa bei der Koordination und federführend bei der Umsetzung des BMU-Ostprogramms tätig. 2005 und 2006 wurden die übergeordneten

Arbeiten zur wissenschaftlich-technischen Analyse der aktuellen Sicherheit osteuropäischer Kernkraftwerke und zur fachlichen Begleitung des BMU/BfS sowie die vertieften sicherheitstechnischen Untersuchungen der KKW-Baulinien WWER-1000, WWER-440 und RBMK fortgesetzt. Die Ergebnisse fließen kontinuierlich in systematischer Form in GRS-Baulinienhandbücher ein. Parallel dazu wurden neue technische Unterlagen zum Sicherheitsstatus und zur Sicherheitspraxis mit dem Schwerpunkt „Osteuropa“ systematisch analysiert, erfasst und archiviert.

Die 1990 begonnene Datenbank DOKU OST beinhaltet heute ca. 30.000 Einträge mit vielfältigen Informationen und Unterlagen zur Reaktorsicherheit und zur Sicherheitspraxis in Osteuropa. Zu ca. 15.000 Einträgen gibt es 21.000 elektronische Anhänge. Spezielle Deskriptoren und eine Volltextsuchfähigkeit erlauben schnelles zielgerichtetes Recherchieren und eine rasche Informationsbereitstellung.

scenarios postulating a break in a steam pipe in the no. 4 steam generator, with and without disconnection of the reactor coolant pump in this loop, respectively. The post-calculations were run in close co-operation with the Russian experts from the Kurchatov Institut, using a detailed ATHLET model with fine nodalisation in the core area, with 7 or with 163 thermal-hydraulic channels (THC), and a downcomer model with 6 channels. The two scenarios were calculated using the 3D kinetics model BIPR8KN as well as point kinetics.

Project RS 1144 on the scientific and technical co-operation with Bulgaria, Slovakia, the Czech Republic, Ukraine and Hungary was also successfully brought to an end. The "User Club Meeting" staged by GRS served as one of the platforms for an in-depth exchange of international experience concerning the state of development of the GRS codes used in the countries mentioned above and in Russia and regarding an exchange of experience with the application of these codes.

A co-operation programme agreed between GRS and the scientific and engineering centre SEC NRS of the Russian licensing authority was started in 2005 and will continue until 2007. The focus is on topical issues in various fields, such as the analysis of transients and accidents in VVER and RBMK reactors, the

joint development of analysis simulators for different plant types, the evaluation of operating experience, and the analysis of the modernisation programmes implemented at various Russian plants.

Provision of information and exchange of experience

Being a competence centre in matters of nuclear safety in Eastern Europe, GRS supports the BMU in the co-ordination of its Eastern Europe programme and plays a leading role in its implementation. 2005 and 2006 saw the continuation of the general support relating to the scientific and technical analysis of the current level of safety of East-European nuclear power plants, the expert assistance provided to the BMU/BfS, and the in-depth safety-related studies of the VVER-1000, VVER-440 and RBMK nuclear power plant types. The results are continuously included in a systematic manner in the corresponding "GRS Type Manuals". At the same time, new technical documents with the focus on safety status and safety practices in Eastern Europe were systematically analysed, classified and archived.

Today, the DOKU OST database that was established in 1990 contains approx. 30,000 entries providing



Nuclear Power Utilisation in Ukraine Laws, Decrees and Regulations

Kernenergienutzung in der Ukraine Gesetze, Verordnungen und Richtlinien



Pyramid Structure/Regelpyramide

English

German



Breakdown by Subject Areas/
Gliederung nach Fachgebieten

English

German

◀ Startseite der GRS-Datenbank „DOCU EAST REG“ zum Regelwerk der Ukraine
Start screen of the GRS database "DOCU EAST REG" on the regulations of Ukraine

Darüber hinaus sind ca. 2.700 Dokumente mit wichtigen kerntechnischen Regeln, Richtlinien und Gesetzen verschiedener Länder Osteuropas in eine spezielle Tochterdatenbank DOCU EAST REG (Technical Documentation – Eastern European Regulations) eingebunden, die auch für ausgewählte externe Institutionen zugänglich ist, welche ihrerseits entsprechende Unterlagen in die Datenbank einstellen oder zur Verfügung stellen. Spezielle Werkzeuge erlauben eine einfache Erstellung von Regelpyramiden und Listen zum Regelwerk – länderspezifisch geordnet oder nach kerntechnischen Sachverhalten strukturiert.

Mit den Datenbanken ist eine effektive arbeitsteilige Sammlung und Bereitstellung von Informationen zu nuklearer Sicherheit, Sicherung, Entsorgung und Umweltschutz im internationalen Maßstab über Kommunikations- und Wissensnetze entstanden, die zunehmend auch im Rahmen von Wissensmanagementaufgaben und Dokumentationen im GRS-Intranetportal genutzt wird. Über Links können die Unterlagen direkt aufgerufen werden.

■ Fachliche Begleitung des BMU in internationalen Gremien

Die GRS gewährleistet die wissenschaftlich-technische Begleitung des BMU im Rahmen seiner WENRA-Aktivitäten zur Harmonisierung von Sicherheitsanforderungen. Dazu gehörten die fachliche Vorbereitung von Meetings und Sitzungsteilnahme als Experten.

Die G8-Arbeitsgruppe für nukleare Sicherheit und Sicherung (G8-NSSG) koordiniert wirksame Beiträge zur Verbesserung der kerntechnischen Sicherheit im internationalen Maßstab. Das BMU, das Auswärtige Amt und die GRS sind die deutschen Vertreter in dieser Arbeitsgruppe.

Darüber hinaus stellte die GRS fachliche Expertise bei der Vor- und Nachbereitung der NSSG-Sitzungen sowie bei der inhaltlichen Vorbereitung der Thematik „Nukleare Sicherheit“ für den G8-Gipfel in Gleneagles und St. Petersburg bereit. ■

a whole range of information and documents on nuclear safety and on safety practices in Eastern Europe. Approx. 15,000 entries have 21,000 electronic attachments. Special descriptors and full-text search options allow quick and systematic searching and fast access to the information required.

Furthermore, there exist approx. 2,700 documents with relevant nuclear rules, guidelines and acts of different East-European countries in the special sister database DOCU EAST REG (Technical Documentation – Eastern European Regulations). This database is also accessible to selected external organisations, which in turn also enter corresponding documents into the database or make them available via different channels. Special tools allow the simplified creation of regulatory pyramids and lists pertaining to the respective regulations – ordered by countries or structured according to nuclear issues.

This way, an international platform for collecting and providing information on nuclear safety, physical protection, waste management and environmental protection has been established via communication and knowledge networks. It is also increasingly frequented by the users of the GRS intranet portal in connection with knowledge management and documentation.

The various documents are directly retrievable via hyperlinks.

■ Technical assistance provided to the BMU in the fulfilment of its tasks in international committees

GRS experts are the chief technical and scientific aides of the BMU when it comes to advising the ministry in connection with its WENRA activities concerning the harmonisation of safety requirements. This includes the preparation of and participation in expert meetings.

The G8-Nuclear Safety and Security Group (G8-NSSG) co-ordinates effective contributions to the enhancement of nuclear safety on an international scale. The BMU, the Foreign Office and GRS are the German representatives in this group.

In addition, GRS provided its expertise in the preparation and follow-up of the NSSG meetings as well as in the preparation of the topics dealt with in connection with the “Nuclear Safety” issue at the G8 Summits at Gleneagles and St. Petersburg. ■



Dr. Manfred Mertins

7.3 Aktualisierung des untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerks – Übersicht über den Stand der Arbeiten

Die GRS führt unter Mitwirkung verschiedener Sachverständigenorganisationen seit September 2003 im Auftrag des BMU Arbeiten zur Modernisierung des untergesetzlichen kerntechnischen Regelwerks durch. Mit dem jetzt erreichten Stand ist das Regelwerk für den Betrieb von Kernkraftwerken in Deutschland auf den Stand von Wissenschaft und Technik gebracht worden. Das neue Regelwerk mit dem Titel „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ soll nach den Aussagen des BMU das veraltete noch aus den 1970er- und 1980er-Jahren stammende kerntechnische Regelwerk ablösen.

- ▶ Ein frei zugänglicher Internet-auftritt informiert die Öffentlichkeit über die erzielten Ergebnisse. *A special website has been set up to inform the general public about the results.*



Die „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ wurden in dem etwa dreijährigen Prozess unter Steuerung des BMU entwickelt. Am Prozess sind rund 60 Sachverständige der GRS und beteiligter Unterauftragnehmer, insbesondere das Öko-Institut und das Physiker-Büro Bremen, beteiligt. Als Grundlagen für die Arbeiten wurden die Anforderungen des bestehenden Regelwerks herangezogen und mit den vorliegenden Erfahrungen aus der Praxis, von Ergebnissen aus der Sicherheitsforschung aber auch mit dem internationalen Stand von Wissenschaft und Technik, dokumentiert in den sicherheitstechnischen Regeln der IAEA und den Empfehlungen von WENRA, verglichen. Aus diesem Vergleich entstanden 11 Regeltextmodule zu allen die Sicherheit von Kernkraftwerken bestimmenden

sicherheitsrelevanten Sachverhalten. Für die heute in Deutschland betriebenen Kernkraftwerke ist damit ein Sicherheitsmaßstab geschaffen, der dem aktuellen internationalen Stand von Wissenschaft und Technik entspricht.

Gegenüber dem bestehenden Regelwerk gelten die Anforderungen nun auch für Siedewasserreaktoren (SWR), generell für den Nichtleistungsbetrieb, für die Sicherheitsebene 4 und für die Methoden der Nachweisführung.

Der inhaltliche Rahmen für die Aktualisierung von Regelinhalten ist durch das international empfohlene sicherheitstechnische Grundkonzept eines in die Tiefe

7.3 Updating of the nuclear non-mandatory guidance instruments – A survey of the state of the work

Since 2003, GRS has been involved together with various other expert organisations in the updating of the German nuclear non-mandatory guidance instruments on behalf of the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU). With the state of the work that has now been achieved, these nuclear non-mandatory guidance instruments for the operation of nuclear power plants in Germany have been brought up to date with the state of the art in science and technology. According to the BMU, this new body of non-mandatory guidance instruments entitled “Safety Requirements for Nuclear Power Plants” is to replace the outdated non-mandatory guidance instruments of the 1970s and 1980s.

The “Safety Requirements for Nuclear Power Plants” were developed in a process that lasted roughly three years and was steered by the BMU. This process has involved around 60 experts from GRS as well as from several subcontractors, especially the Institute of Applied Ecology and the “Physiker-Büro Bremen” consultancy. The work was based on the requirements of the existing non-mandatory guidance instruments which were compared not only with practical operating experience and findings from safety research but also with the international state of the art in science and technology as documented in the safety standards of the IAEA and the recommendations made by WENRA. This comparison resulted in the definition of 11 guidance text modules on all safety-relevant issues governing the safety of nuclear power plants. Thereby a set of safety criteria has been created for the nuclear power plants operating in Germany today that corresponds to the current international state of the art in science and technology.

Compared with the existing guidance instruments, these requirements now also apply to boiling water reactors (BWR), to low-power and shutdown states in general, to the fourth level of defence, and to safety demonstration methods.

In respect of content, the framework for the updating of the guidance instruments is provided by the internationally recommended basic safety concept of several levels of defence („defence-in-depth“) in connection with the barrier concept consisting of several protective barriers.

In the following, the main points of the individual guidance text modules are presented.

- Module 1 “Safety requirements for nuclear power plants: Fundamental safety requirements”

To bring them in line with international recommendations, the safety requirements to be fulfilled have been systematically structured according to the different levels of defence of the defence-in-depth concept and the barrier concept. The safety (defence-in-depth) concept comprises four levels of defence; in particular, the requirements for accident management have now also been included in the non-mandatory guidance instruments.

The requirements for a safety management system have been comprehensively specified, and an integrated Man-Technology-Organisation approach has been included in the non-mandatory guidance instruments. As a further development of the existing non-mandatory guidance instruments, requirements for safety demonstration methods are now fully included.

- Module 2 “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for the design of the reactor core”

The requirements for the design of the reactor core are now fully included in the non-mandatory guidance instruments, considering in particular operational aspects and findings from safety research. Of major relevance is the consideration of high burn-up in the behaviour of fuel rods/fuel elements and the consideration of fast boron dilution processes in pressurised water reactors (PWR), including the limitation of fast enthalpy influxes under accident conditions.

gestaffelten Schutzes („defense-in-depth“) in Verbindung mit dem aus mehreren Barrieren gebildeten Barrierenkonzept gegeben.

Inhaltliche Schwerpunkte der einzelnen Regelwerksmodule sind:

- Modul 1 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Grundlegende Sicherheitsanforderungen“

In Übereinstimmung mit internationalen Empfehlungen sind die einzuhaltenden Sicherheitsanforderungen den Sicherheitsebenen des gestaffelten Sicherheitskonzepts sowie dem Barrierenkonzept systematisch zugeordnet worden. Das Sicherheitskonzept umfasst vier Sicherheitsebenen, insbesondere werden jetzt auch Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz ins Regelwerk aufgenommen.

Umfassend geregelt sind Anforderungen an das Sicherheitsmanagement, sodass jetzt ein integraler Ansatz Mensch-Technik-Organisation im Regelwerk verankert ist. Als Weiterentwicklung sind nun die Anforderungen an die Methoden der Nachweisführung vollständig ins Regelwerk eingegangen.

- Modul 2 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung des Reaktorkerns“

Die Anforderungen an die Kernauslegung sind nun komplett im neuen Regelwerk enthalten, wobei insbesondere betriebliche Aspekte und Erkenntnisse aus der Sicherheitsforschung berücksichtigt werden. Maßgeblich ist hierbei, dass der Hochabbrand beim Brennstab-/Brennelementverhalten und schnelle Deborierungsvorgänge beim Druckwasserreaktor (DWR) einschließlich Limitierung schneller Enthalpieeinträge im Falle von Störfällen berücksichtigt wurden.

Im Weiteren wurden die Nachweisanforderungen zum Brennstab-Schadensumfang sowie zur Brennstab-Hüllrohrkorrosion bei Kühlmittelverlust-Störfällen präzisiert.

- Modul 3 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Bei Druck- und Siedewasserreaktoren zu berücksichtigende Ereignisse“

Das bestehende Regelwerk wurde nun auch um die für die Sicherheit repräsentativen Ereignisse für die Sicherheitsebenen 2, 3 und 4a für DWR und SWR sowie für alle Betriebsphasen des Leistungs- und des Nichtleistungsbetriebes erweitert. Jeweils den Ereignissen zugeordnet sind die Schutzziele und Nachweiskriterien, die eingehalten werden müssen.

- Modul 4 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Ausführung der druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses“

Die Anforderungen an die Auslegung, Errichtung und Ausführung der druckführenden Umschließung, der drucktragenden Wandung der äußeren Systeme sowie des Sicherheitseinschlusses wurden auf betriebliche Aspekte erweitert. Umfassend geregelt wurde der Umgang mit Befunden, sodass jetzt die Grundlagen für ein einheitliches Vorgehen bei der Bewertung gegeben sind.

- Modul 5 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an Leittechnik“ (Teil 1), „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an elektrische Energieversorgung, Störfallinstrumentierung“ (Teil 2)

Die Anforderungen an die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der Leittechnik sind in konsequenter Zuordnung zu allen Sicherheitsebenen festgelegt. Leittechnische Einrichtungen, die auf mehreren Sicherheitsebenen wirken, werden hierzu nach ihren zu erfüllenden Leittechnikfunktionen auf den jeweiligen Sicherheitsebenen gegliedert. Die Anforderungen an die softwarebasierte Leittechnik sind jetzt vollständig und für alle Sicherheitsebenen ins Regelwerk integriert.

- Modul 6 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an Nachweisführungen und Dokumentation“

Im Modul 6 werden alle wesentlichen Methoden der Nachweisführung systematisch zusammengestellt. Gleichzeitig werden in Übereinstimmung mit internationalen Empfehlungen neben konservativen auch „best-estimate“ Vorgehensweisen bei der Nachweisführung geregelt.

Furthermore, the demonstration requirements concerning the scope of fuel rod damage and the corrosion of fuel cladding tubes under LOCA conditions were defined more precisely.

- Module 3 “Safety requirements for nuclear power plants: Events to be considered for pressurised and boiling water reactors”

Extending the scope of the existing non-mandatory guidance instruments, the representative safety-relevant events on levels 2, 3 and 4a of defence have been listed for PWRs and BWRs as well as for all operational phases of power operation and low-power and shutdown states. The protection goals to be reached on the different levels of defence as well as the corresponding demonstration criteria have been allocated to the respective events.

- Module 4 “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for the design of the reactor coolant pressure boundary, the pressure-retaining walls of the external systems and the containment system”

The requirements of the non-mandatory guidance instruments for the design of the reactor coolant pressure boundary, the pressure-retaining walls of the external systems and the containment system have been extended to include operational aspects. Detailed instructions have been prepared for the handling of findings, so that there is now a basis for the standardised assessment of findings.

- Module 5 “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for instrumentation and control” (Part 1); “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for electrical energy supply, accident instrumentation” (Part 2)

The requirements for the effectiveness and reliability of instrumentation and control (I&C) systems have been consistently allocated to the different levels of defence. Instrumentation and control systems provided for several levels of defence are allocated according to the instrumentation and control functions they have to fulfil on the respective levels of defence.

The requirements for software-based I&C have now been fully integrated in the non-mandatory guidance instruments for all levels of defence.

- Module 6 “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for safety demonstration and documentation”

Module 6 provides a systematic compilation of all relevant safety demonstration methods. At the same time, in line with international recommendations, “best-estimate” demonstration methods are also included in addition to conservative methods.

- Module 7 “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for accident management”

Module 7 is a complete compilation of the requirements for the effectiveness and reliability of accident management. This has created the basis for devising the fourth level of defence as part of the defence-in-depth concept that is technically feasible and verifiable.

- Module 8 “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for safety management”

Module 8 fills the gap that has existed so far in the non-mandatory guidance instruments relating to the integrated Man-Technology-Organisation (MTO) concept. At the same time, it integrates recent national and international developments regarding safety management in the nuclear non-mandatory guidance instruments.

- Module 9 “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for radiation protection”

Module 9 is focused on the implementation of the minimisation imperative stipulated in the Radiation Protection Ordinance on all levels of defence. In this respect, the non-mandatory guidance instruments now specify requirements that are technically feasible and verifiable.

- Module 10 “Safety requirements for nuclear power plants: Requirements for the design and safe operation of structures, systems and components”

Major aspects of Module 10 concern the full implementation of requirements applying generically to structures, systems and components. These include e.g. the definitions regarding the single-failure concept, which now also covers especially the operating phases of low-power and shutdown states.

- Modul 7 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an den anlageninternen Notfallschutz“

Im Modul 7 werden die Anforderungen an die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit des anlageninternen Notfallschutzes vollständig zusammengestellt. Damit sind die Grundlagen geschaffen, die Sicherheitsebene 4 als Bestandteil des gestaffelten Sicherheitskonzepts auch technisch umsetz- und nachprüfbar zu gestalten.

- Modul 8 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an das Sicherheitsmanagement“

Hier wird die bisher im Regelwerk bestehende Lücke zum ganzheitlich wirkenden Mensch-Technik-Organisation (MTO)-Konzept geschlossen. Gleichzeitig werden neuere nationale und internationale Entwicklungen zum Sicherheitsmanagement in den Regeltext eingebracht.

- Modul 9 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an den Strahlenschutz“

Schwerpunkt der Regelungen von Modul 9 ist die Umsetzung des in der Strahlenschutzverordnung festgelegten Minimierungsgebotes auf allen Sicherheitsebenen. Hierzu sind nun technisch umsetzbare und nachprüfbare Anforderungen festgelegt.

- Modul 10 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Auslegung und den sicheren Betrieb von baulichen Anlagenteilen, Systemen und Komponenten“

Schwerpunkte der Regelungen von Modul 10 betreffen die vollständige inhaltliche Umsetzung von Anforderungen, die übergreifend für bauliche Anlagenteile, Systeme und Komponenten gelten. Hierzu zählen z. B. die Festlegungen zum Einzelfehlerkonzept, wobei jetzt insbesondere auch die Betriebsphasen des Nichtleistungsbetriebs erfasst werden.

Weiterhin sind nun auch die Anforderungen an Zuverlässigkeit und Wirksamkeit von Maßnahmen und Einrichtungen geregelt, die mit dem Ziel des Ausschlusses von Ereignissen (Vorsorgemaßnahmen) in Kernkraftwerken zur Anwendung kommen.

► Die Anforderungen an das neue Regelwerk wurden in mehreren Workshops gemeinsam mit verschiedensten Interessengruppen erarbeitet. *The requirements for the new non-mandatory guidance instruments were jointly developed in several workshops involving a wide variety of stakeholders.*



- Modul 11 „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke: Anforderungen an die Handhabung und Lagerung der Brennelemente“

Im Modul 11 sind die bisher im Regelwerk fehlenden Anforderungen an die sichere Handhabung und Lagerung von Brennelementen innerhalb des Reaktorgebäudes zusammengestellt.

Im Dezember 2004 wurden das Konzept und die Eckpunkte des Vorhabens den Aufsichtsbehörden der Länder und ihren Sachverständigen, der Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) sowie Betreibern und Herstellern in einer Informationsveranstaltung im BMU vorgestellt. In einem Internet-Kommentierungsprozess, der jedem Interessierten offen stand, sind bis zum 1. August 2005 ca. 3.000 Kommentare zu den 11 Regeltextmodulen von allen wesentlichen Einrichtungen und Institutionen, die sich mit Fragen des sicheren Betriebs von Kernkraftwerken beschäftigen, eingegangen. Alle Kommentare sind bearbeitet und in den Regeltextentwürfen berücksichtigt worden. Die so aktualisierten Entwürfe der neuen kerntechnischen Regeln sind unter der Bezeichnung Rev. A seit September 2005 wiederum im Internet unter der folgenden Internetseite verfügbar: <http://regelwerk.grs.de>.

Die Regeltextmodule Rev. A sind dann in weiteren Workshops des BMU zwischen Januar bis Februar 2006 den Aufsichtsbehörden der Länder und ihren Sachverständigen, der RSK sowie Betreibern und Herstellern von kerntechnischen Einrichtungen vorgestellt und gemeinsam diskutiert worden. Die Ergebnisse der Workshops sowie weitere eingegangene Kommentare (ca. 1.500) bildeten die Grundlage für eine zweite Aktualisierung der Regeltextmodule (Rev. B).

Nach einem umfangreichen Qualitätssicherungsprozess, einschließlich Lesungen der Regelwerksmodule in der Steuerungsgruppe „Regelwerk“, wurden die Module in der aktualisierten Fassung (Rev. B) bis Mitte September 2006 ins Internet (<http://regelwerk.grs.de>) eingestellt. Ergänzend zu den Modulen wurde eine umfangreiche Dokumentation erarbeitet mit dem Ziel, nachzuweisen, dass die zusammengestellten Sicherheitsanforderungen mit dem Stand von Wissenschaft und Technik, der aus nationalen und internationalen Regeln und Erkenntnissen abgeleitet wurde, übereinstimmen. Gleichzeitig wurden die gegenüber dem bestehenden Regelwerk vorgenommenen Änderungen ausgewiesen und inhaltlich begründet. Um die internationale Diskussion anzustoßen, werden alle Module in Kürze in englischer Sprache unter der genannten Internetadresse verfügbar sein.

In der Folge ist eine Überführung der „Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke“ ins kerntechnische Regelwerk in Deutschland vorgesehen. Der Überführungsprozess umfasst Erörterungs- und Beteiligungsprozesse, die bis etwa Juni 2007 geplant sind und die RSK, die Länderbehörden, Sachverständige und Betreiber sowie Hersteller kerntechnischer Einrichtungen einschließen. Nach einer im August 2007 geplanten Verbändeanhörung wird die abschließende Fassung der Module, Rev. C, bis ca. Ende September 2007 erstellt, die die Ergebnisse aus den Erörterungs- und Beteiligungsprozessen, aus der Verbändeanhörung sowie die Kommentare, die über den Internetauftritt an das Projekt gerichtet werden, berücksichtigt.

Die Rev. C, bildet – nach Beschlussfassung in der Steuerungsgruppe „Regelwerk“ – dann die Grundlage für die Veröffentlichung des BMU im Bundesanzeiger, die bis Ende 2007 vorgesehen ist. ■

prove that the safety requirements are in line with the state of the art in science and technology, which was derived from national and international safety standards and research results. Also, the changes made in comparison with the current non-mandatory guidance instruments have been pointed out and justified from a technical point of view. To start off the international debate, all modules will shortly be published in English at the URL indicated above.

It is then intended to incorporate the “Safety Requirements for Nuclear Power Plants” in the German nuclear regulations. This incorporation process will comprise hearings and participation processes which are scheduled to take place around June 2007 and which will involve the RSK, the **Länder** authorities, authorised

experts, licensees and plant vendors. Following a hearing of stakeholders, which is planned for August 2007, a final version of the modules (“Rev. C”) will be drafted until about the end of September 2007. The “Rev. C” version of the modules will consider the results of the hearings and participation processes as well as of the hearing of stakeholders. Further comments on the guidance text modules that may be received via the project’s internet pages will also be taken into account.

The “Rev. C” version of modules 1 to 11 will then – following the decision by the “Guidance Instruments” steering committee – form the basis for their publication by the BMU in the Federal Bulletin, which is scheduled for late 2007. ■

8

Stabsstelle Recht und Technik



Marcus Fillbrandt

Die Stabsstelle Technik und Recht erstellt Rechtsgutachten unter anderem auf den Gebieten der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen, des Strahlenschutzes sowie der nuklearen Ver- und Entsorgung. Der Kombination von juristischer und technisch-wissenschaftlicher Expertise kommt dabei eine entscheidende Bedeutung zu. Die nachfolgenden Vorhabensergebnisse spiegeln den interdisziplinären Charakter der von der Stabsstelle Technik und Recht bearbeiteten Projekte wider.



Markus Pfaff

Abgrenzung des Medizinproduktegesetzes (MPG) zur Röntgenverordnung (RöV) und Strahlenschutzverordnung (StrlSchV)

Gegenstand des Projektes „Rechtliche Fragen im Zusammenhang mit der Vorsorge und dem Schutz vor Strahlenschäden“ sind komplexe Fragestellungen, die nicht nur eine Analyse des Strahlenschutzrechts selbst erforderlich machen, sondern auch andere Rechtsgebiete zu berücksichtigen haben. Beispielhaft lässt sich die Bedeutung und Komplexität sowie der grundsätzliche Bezug der Forschungsvorhaben im Bereich Strahlenschutz zum Europarecht anhand des Rechtsgutachtens „**Abgrenzung des Medizinproduktegesetzes (MPG) zur Röntgenverordnung (RöV) und Strahlenschutzverordnung (StrlSchV)**“ skizzieren.

Hintergrund des Rechtsgutachtens ist die in der Praxis regelmäßig auftretende Problematik, dass eine Reihe von Medizinprodukten im Sinne des MPG (Beispiel: Röntgengeräte für die medizinische Diagnostik) im Hinblick auf ihren Betrieb auch den Regelungen der RöV oder StrlSchV unterliegen. Die medizinische Exposition stellt für die Bürgerinnen und Bürger der Europäischen Union (EU) immer mehr die wichtigste Quelle der Strahlenbelastung durch künstliche Quellen ionisierender Strahlen dar. Neben der Röntgendiagnostik gibt es unter anderem die nuklearmedizinische Diagnostik und die Strahlentherapie. Das Bundesamt

für Strahlenschutz (BfS) hat für die Jahre 1996 bis 2001 einen Durchschnittswert von 148 Millionen Röntgenuntersuchungen pro Jahr ermittelt. Im Bereich der nuklearen Diagnostik wurden in Deutschland im Mittel ca. 47 Untersuchungen pro 1.000 Einwohner vorgenommen. Etwa 220.000 Patienten werden jährlich mit ionisierender Strahlung behandelt.

Rechtsvorschriften auf der Grundlage des EURATOM-Vertrages

Die vermehrte Anwendung ionisierender Strahlen in vielen Bereichen der Medizin ist Ausdruck des medizinischen Fortschritts. Die damit verknüpfte Zunahme der Strahlenbelastung macht es aber auch erforderlich, dass die Anwendungen, die mit medizinischer Exposition einhergehen, unter optimierten Strahlenschutzbedingungen durchgeführt werden. Zu diesem Ziel trägt die Patientenschutzrichtlinie bei. Sie beruht auf dem Vertrag zur Gründung der Europäischen Atomgemeinschaft (EAG-Vertrag). Gleiches gilt für die Grundnormenrichtlinie. Die Richtlinie 96/29/EURATOM legt Grundnormen für den Schutz auch der Arbeitskräfte, die die medizinischen Expositionen durchführen, sowie der Bevölkerung fest. Zudem soll sie sicherstellen, dass die Summe der Beiträge zur Strahlenexposition der Gesamtbevölkerung ständig kontrolliert wird.

Rechtsvorschriften auf der Grundlage des EG- und des EWG-Vertrages

Der Bereich des deutschen Medizinprodukterechts wird ebenso wie der oben dargestellte Bereich des Strahlenschutzrechts (StrlSchV, RöV und das untergesetzliche Regelwerk wie etwa die Qualitätssicherungsrichtlinie oder die Sachverständigen-Prüfrichtlinie) von europarechtlichen Vorgaben geprägt. Im Gegensatz zum Strahlenschutzrecht beruhen die europäischen Vorgaben hier jedoch auf dem Vertrag zur Gründung der Europäischen Wirtschaftsgemeinschaft (EWG-Vertrag) bzw. dem Vertrag zur Gründung der Europäischen Gemeinschaft (EG-Vertrag). Zu nennen

Technology and Law Staff Unit

The Technology and Law Staff Unit prepares legal opinions i.a. in the fields of nuclear installation safety, radiation protection, and nuclear fuel supply and waste management. The combination of legal and scientific-technical expertise plays a decisive role in this context. The results of the projects described below reflect the interdisciplinary character of the work performed by the Technology and Law Staff Unit.

■ Delimitation of the Medical Devices Act (MPG) from the X-Ray Ordinance (RöV) and the Radiation Protection Ordinance (StrlSchV)

The subject of the project on “Legal issues in connection with the prevention and the protection against radiation damage” are complex issues that do not only require an analysis of radiation protection law but also have to take into account other legal areas. The importance and complexity of the research projects in the field of radiation protection as well as their principle relation to European law can be illustrated on the example of the legal opinion on the **“Delimitation of the Medical Devices Act (MPG) from the X-Ray Ordinance (RöV) and the Radiation Protection Ordinance (StrlSchV)”**.

This legal opinion was prepared against the background that in practice, the problem often occurs that a number of medical devices that fall under the MPG (example: fluoroscopes for medical diagnostics) are also subject to the regulations of the RöV or the StrlSchV. For European Union (EU) citizens, medical exposure from artificial sources of ionising radiation is becoming more and more the most important source of radiation exposure. Apart from x-ray diagnostics, there are i.a. also the diagnostic methods of nuclear medicine as well as radiotherapy. The Radiation Protection Office (BfS) has established an average figure of 148 million x-ray examinations per year for the period of 1996 until 2001. In the area of nuclear diagnostics, an average

of approx. 47 examinations per 1,000 citizens were performed in Germany. About 220,000 are treated with ionising radiation every year.

Legal provisions on the basis of the EURATOM Treaty

The increased use of ionising radiation in many areas of medicine is an expression of medical progress. The associated increase in radiation exposure, however, also makes it necessary that the applications in connection with medical exposure are carried out under optimised conditions of radiation protection. The Patient Protection Directive contributes to achieving this aim. It is based on the Treaty establishing the European Atomic Energy Community (EAEC Treaty). The same applies to the Basic Safety Standards. Council Directive 96/29/EURATOM defines basic safety standards for the protection of the workers carrying out the medical exposures as well as for the general public. Furthermore, it is to ensure that the total sum of all contributions to the radiation exposure of the general public are constantly checked.

Legal provisions on the basis of the EC and the EEC Treaties

The area of German medical-devices law is just as much affected by the provisions of European law as the above-mentioned area of radiation protection law (StrlSchV, RöV and the non-mandatory guidance instruments such as the Quality Assurance Directive or the Inspection Directive for Authorised Experts). Contrary to radiation protection law, however, the European provisions are based on the Treaty establishing the European Economic Community (EEC Treaty) and the Treaty establishing the European Community (EC Treaty). Relevant in this context are the Council Directive 90/385/EEC of 20 June 1990 on the harmonisation of the legal provisions of the Member States relating to active implantable medical devices (example: cardiac pacemakers), the Council Directive

sind die Richtlinie 90/385/EWG des Rates vom 20. Juni 1990 zur Angleichung der Rechtsvorschriften der Mitgliedstaaten über aktive implantierbare medizinische Geräte (Beispiel: Herzschrittmacher), die Medizinprodukterichtlinie 93/42/EWG des Rates vom 14. Juni 1993 über Medizinprodukte (Beispiel: medizinisch-technische Geräte, Implantate, Verbandstoffe) und die Richtlinie 98/79/EG des Europäischen Parlaments und des Rates vom 27. Oktober 1998 über die In-vitro-Diagnostika (Beispiel: Labordiagnostika, Produkte zur Blutzuckerbestimmung), die in deutsches Recht umzusetzen waren. Das zentrale Gesetz, das die genannten Richtlinien in deutsches Recht umsetzt, ist das MPG sowie die auf ihm beruhenden Verordnungen, wie etwa die Medizinprodukteverordnung (MPV), die Medizinprodukte-Betreiberverordnung (MPBetreibV) oder die Medizinprodukte-Sicherheitsplanverordnung (MPSV).

Spannungsverhältnis zwischen Medizinprodukte- und Strahlenschutzrecht

Vorrangiges Ziel der Medizinprodukterichtlinie ist der freie Verkehr von Medizinprodukten. Dieses Ziel stand auch bei der Umsetzung der Richtlinie in nationales Recht (MPG und die auf ihm beruhenden Verordnungen) im Vordergrund. Im Gegensatz dazu ist das Strahlenschutzrecht durch ein nichtwirtschaftliches Ziel geprägt. Denn hier sollen für Anwendungen, die mit medizinischer Exposition einhergehen, optimierte Strahlenschutzbedingungen geschaffen werden. Um dieses Ziel zu erreichen, werden die „Grundsätze der Rechtfertigung und Optimierung auf Expositionen“ aufgestellt, deren „korrekte Anwendung“ detaillierte Vorschriften erfordert. Dieses Spannungsverhältnis zwischen Wirtschafts- und Gesundheitsschutz sowie Sicherheitsaspekten war im Rahmen des Projektes auf europäischer und nationaler Ebene zu analysieren.

Die Umsetzung der novellierten internationalen Nuklearhaftungskonventionen in das nationale Atomhaftungs- und Deckungsvorsorgerecht

Am 12. Februar 2004 unterzeichneten die Vertragsstaaten des Pariser Übereinkommens (PÜ) und diejenigen des Brüsseler Zusatzübereinkommens (BZÜ) im

Rahmen der OECD Nuclear Energy Agency (NEA) die Änderungsprotokolle zu den beiden Haftungskonventionen, mit dem Ziel, den Schutz von Opfern möglicher nuklearer Unfälle zu verbessern.

Die Revisionsprotokolle erfordern weit reichende Änderungen der Haftungsvorschriften des Atomgesetzes (AtG) sowie der Atomrechtlichen Deckungsvorsorgeverordnung (AtDeckV). Die GRS hat im Vorhaben „**Untersuchung atomrechtlicher Probleme**“ in diesem Zusammenhang Darstellungen und Analysen erarbeitet, die das BMU dabei unterstützen, eine Novellierung der relevanten Vorschriften des AtG und der AtDeckV vorzunehmen.

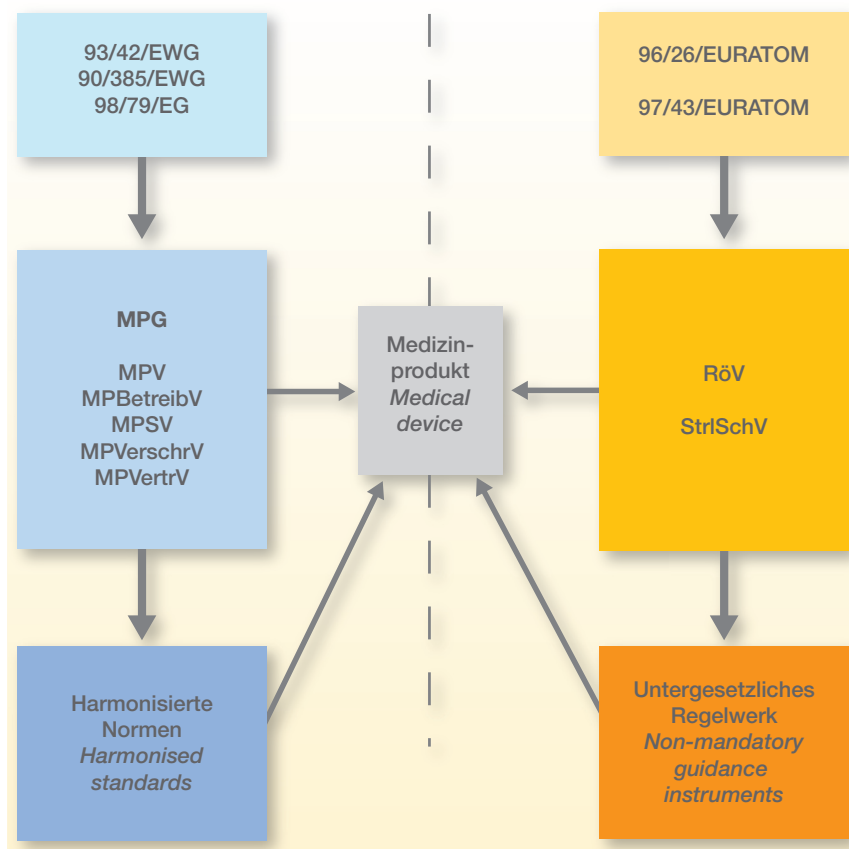
Die revidierten internationalen Haftungskonventionen

Das PÜ konzentriert die Haftung auf den Inhaber der Kernanlage („rechtliche Kanalisierung“), welcher grundsätzlich verschuldensunabhängig haftet (Gefährdungshaftung). Bislang sieht das PÜ eine Regelfaftungshöchstsumme in Höhe von 15 Mio. Sonderziehungsrechten des Internationalen Währungsfonds (SZR) vor, für die der Inhaber der Kernanlage eine Deckung in Form einer Versicherung oder anderen finanziellen Sicherheit zu erbringen hat.

Eine der wesentlichen Änderungen des novellierten PÜ sieht die Anhebung der Haftungssumme für Kernanlagen, unter ausdrücklicher Zulassung einer unbegrenzten Haftung, auf einen Mindestbetrag von nunmehr 700 Mio. Euro vor. Für Beförderungen und Anlagen mit geringem Risiko lässt das PÜ ungeachtet dieser Regelmindestaftungssumme die Möglichkeit zu, eine niedrigere Haftungssumme vorzusehen. Dieser Betrag wird von bislang 5 Mio. SZR auf 80 Mio. Euro bzw. 70 Mio. Euro angehoben.

Die Novellierung des deutschen Atomhaftungs- und Deckungsvorsorgerechts

§ 25 Abs. 1 AtG statuiert eine Haftung des Inhabers einer Kernanlage nach dem Haftungsregime des PÜ. Aus diesem Grund folgt das nationale Haftungsrecht grundsätzlich den Prinzipien des internationalen Regimes. Auch nach deutschem Recht hat der Inhaber einer Kernanlage Vorsorge für die Erfüllung gesetzlicher Schadensersatzverpflichtungen zu treffen, die in einem angemessenen Verhältnis zur Gefährlichkeit der Anlage



◀ Gegenüberstellung der umfangreichen europäischen sowie nationalen Vorschriften zum Medizinprodukte- und Strahlenschutzrecht
Comparison of the extensive European and national legal provisions on medical-devices and radiation protection law

relating to medical devices 93/42/EEC of 14 June 1993 (example: medical technology devices, implants, dressings), and the Directive 98/79/EC of the European Parliament and of the Council of 27 October 1998 on in vitro diagnostic medical devices (examples: diagnostic medical laboratory devices, devices for determining blood sugar content), which had to be implemented in German law. The central act implementing the so-called Directives into German law is the MPG as well as the ordinances that are based on it, such as the Medical Devices Ordinance (MPV), the Operators of Medical Devices Ordinance (MPBetreibV) or the Medical Devices Safety Plan Ordinance (MPSV).

Balancing act between medical-devices and radiation protection law

The prime objective of the Medical Devices Directive is the free trading of medical devices. This objective was also the priority in the implementation of the Directive into national law (MPG and the ordinances based on it). Radiation protection law, in contrast, is characterised

by a non-economic objective as in this case, optimised conditions of radiation protection are to be created for the applications in connection with medical exposure. To reach this objective, the “Principles of justification and optimisation in relation to exposure” have been laid down, with their “correct application” necessitating detailed requirements. This balancing act between protecting economic interest and human health as well as safety aspects at European and national level was to be analysed as part of the project.

■ The implementation of the amended international convention on nuclear liability into national nuclear liability and financial security law

On 12 February 2004, the contracting parties to the Paris Convention (PC) and those to the Brussels Supplementary Convention (BSC) signed the amendment protocols on the two liability conventions

oder Tätigkeit stehen muss. Art und Umfang der erforderlichen Vorsorge sind in der AtDeckV im Rahmen einer Höchstgrenze von 2,5 Mrd. Euro geregelt.

Das internationale Haftungsregime ist insbesondere durch die Einführung von Mindesthaftungssummen, welche im Verhältnis zu den bisherigen Haftungshöchstbeträgen signifikant erhöht wurden, in wesentlichen Elementen novelliert worden. Die aufgrund der Revisionsprotokolle erforderlichen Änderungen der Haftungsvorschriften des AtG sowie der AtDeckV sollen in einem „Zweiten Gesetzes zur Änderung haftungsrechtlicher Vorschriften des Atomgesetzes“ in nationales Recht umgesetzt werden.

Die neue Mindesthaftungssumme für Kernanlagen von 700 Mio. Euro sowie die erhöhten Mindesthaftungssummen für Kernanlagen mit geringem Risiko und Transporte von 70 bzw. 80 Mio. Euro erfordern die Änderung der Vorschriften zur Vorsorge für die

Erfüllung gesetzlicher Schadensersatzverpflichtungen und der Haftungsvorschriften nach dem AtG sowie eine Anpassung der Deckungssummen für Kernanlagen nach der AtDeckV. Hierzu hat die GRS dem BMU unter Hinzuziehung ihres technisch-wissenschaftlichen Sachverständigen Vorschläge unterbreitet. Ferner hat die GRS das nationale Haftungs- und Deckungsfreigrenzensystem nach Anlage 2 AtG, welches bestimmte Anlagen und Tätigkeiten von dem Haftungsregime des PÜ befreit, auf seine Vereinbarkeit mit dem Stand von Wissenschaft und Technik überprüft und einem Vergleich mit dem internationalen Freigrenzenkonzept der OECD/ NEA zugeführt. Hierbei zeigte sich, dass die internationalen Freigrenzen zwar geringfügig höhere Freigrenzen vorsehen als die Anlage 2 AtG, sich jedoch beide Systeme aus technisch-wissenschaftlicher Sicht als grundsätzlich geeignet erweisen, um einen Haftungsausschluss von dem PÜ zu rechtfertigen.

Der Bericht ist von Simon Oelmann miterstellt worden. ■

within the framework of the OECD Nuclear Energy Agency (NEA) with the aim to improve the protection of victims of possible nuclear accidents.

The amendment protocols demand far-reaching modification of the liability provisions stipulated in the Atomic Energy Act (AtG) and the Nuclear Financial Security Ordinance (AtDeckV). GRS has prepared presentations and analyses in this context as part of the project “**Study of nuclear legal issues**” supporting the BMU in the amendment of the relevant provisions of the AtG and the AtDeckV.

The amended international liability conventions

The PC places liability on the owner of the nuclear facility (“legal channelling”) who will on principle be held liable irrespective of being at fault or not (absolute liability). Up to now, the PC stipulates a total of 15 million Special Drawing Rights of the International Monetary Fund (SDR) as the ceiling amount to the liability of an operator, to be provided in the form of an insurance or other financial security.

One of the essential changes of the amended PC provides for the increase of the liability sum for nuclear facilities, with explicit permission of unlimited liability, to a minimum of now EUR 700m. Irrespective of this minimum liability sum, the PC allows provision of a lower liability sum for shipments and low-risk facilities. This amount is increased from so far 5 million SZR to EUR 80m and EUR 70m, respectively.

The amendment of German nuclear and financial security law

The operator of a nuclear installation is liable under Section 25 of the German Atomic Energy Act that in turn subjects the operator to the liability rules launched under the Paris Convention. Therefore nuclear liability

law in Germany fundamentally follows all the principles as they are embodied in the Paris Convention. German law, too, obliges the owner of a nuclear facility to provide cover for any legal liability claims, which must be adequate to the hazardousness of a facility or activity. The AtDeckV regulates the kind and extent of the requisite cover up to a maximum of EUR 2.5 billion.

The international liability regime has been amended in essential elements, especially by the introduction of minimum liability sums that have been increased significantly compared with the maximum liability amounts so far. The changes in the liability provisions of the AtG and the AtDeckV that became necessary due to the amendment protocols are to be implemented in German law in a “Second act on the amendment of liability provisions of the Atomic Energy Act.”

The new minimum liability sums for nuclear installations of EUR 700m and the increased minimum liability sums for low-risk nuclear installations and shipments of EUR 70m and 80m, respectively, require an amendment of the provisions to provide cover for any legal liability claims and of the liability provisions according to the AtG as well as an adaptation of the financial security sums according to the AtDeckV. On this topic, GRS has prepared proposals to the BMU, drawing on its technical and scientific expertise. In addition, GRS has checked the national exemption levels regarding liability and financial cover according to Annex 2 AtG, which exempts certain installations and activities from the liability regime of the PC, for their compatibility with the state of the art in science and technology and compared them with the international exemption concept of the OECD/NEA. Here it showed that although the international concept provides slightly higher exemption limits than Annex 2 AtG, both systems prove to be fundamentally suitable – from a scientific and technical point of view – to justify liability exemption from the Paris Convention.

This article was co-authored by Simon Oelmann. ■

9

Kommunikation



Dr. Heinz-Peter Butz



Horst May

Die GRS hat sich als kompetenter Partner der Öffentlichkeit in Fragen der nuklearen Sicherheit, des Strahlen- und Umweltschutzes positioniert. Zu den Aufgaben der GRS als zentrale technisch-wissenschaftliche Expertenorganisation des Bundes für alle Fragen der nuklearen Sicherheit und Entsorgung in Deutschland gehört es, Fragen von Journalisten als wichtigste Schnittstelle zur Öffentlichkeit angemessen und sachgerecht zu beantworten. Von besonderem Vorteil ist dabei die breit gefächerte wissenschaftlich interdisziplinäre Ausrichtung der GRS. Die externe Kommunikation, d. h. die Bereitschaft, der Öffentlichkeit Informationen sachgerecht und zielgruppen-gerecht zu vermitteln, hat in der GRS einen hohen Stellenwert.

Die interne Kommunikation hat gerade vor dem Hintergrund der notwendigen Kompetenzerhaltung in der Kerntechnik große Bedeutung. Hier nutzt die GRS die Möglichkeiten der elektronischen Information und Diskussion über ihr Intranet. Wesentliche Elemente sind darüber hinaus der Nachrichtendienst „GRS-intern“, der zeitnah über neue Entwicklungen im Unternehmen informiert sowie die technischen Seminare, die dazu dienen, Ergebnisse laufender Projekte zu präsentieren.

Die GRS kommuniziert intensiv mit der Fachwelt und steht mit ihr in einem kontinuierlichen Erfahrungsaustausch. Sie unterhält weltweit Kontakte zu den relevanten Expertenorganisationen. GRS-Mitarbeiter nehmen Aufgaben in internationalen Gremien wahr und beteiligten sich an Seminaren, Workshops und Konferenzen anderer Organisationen. Außerdem führt die GRS selbst zahlreiche wissenschaftliche Veranstaltungen mit nationaler und internationaler Beteiligung durch. In den letzten Jahren wurden diese Kommunikationsmöglichkeiten immer stärker genutzt. Neben eigenen Veranstaltungen organisiert sie Workshops und Seminare auch im Auftrag des Bundes und internationaler Institutionen.

■ Presse

Seit jeher ist die GRS kompetenter Ansprechpartner für Journalisten. Sie wurde zu nationalen Geschehnissen ebenso um Information und fachliche Aufklärung gebeten wie zu internationalen Entwicklungen und Ereignissen. Schwerpunkte des öffentlichen Interesses waren der 20. Jahrestag des Tschernobyl-Unfalls am 26. April 2006, die Sicherheit osteuropäischer Kernkraftwerke und der Störfall im schwedischen Kernkraftwerk Forsmark-1 am 25. Juli 2006. Die Themen 2005/2006 im Einzelnen:

- Entsorgung radioaktiver Abfälle in Deutschland und Europa für einen Film in 3sat mit dem Titel „Kleine Atome – Große Probleme?“,
- Stand der Endlagersuche in Deutschland,
- Beantwortung eines Fragenkatalogs im Zusammenhang mit einem ZDF-Film über ein Katastrophenszenario,
- Fragen nach dem Stand von Projekten seit dem 11. September 2001, u. a. die Vernebelung von Kernkraftwerken bei einem drohenden Terrorangriff,
- Gerichtsentscheidung gegen die Einsprüche zum Schacht Konrad,
- Planungsstand für den zweiten Shelter um den zerstörten Block 4 in Tschernobyl,
- Überarbeitung des deutschen kerntechnischen Regelwerks,
- Verwendungszweck für hoch angereichertes Uran,

Communication

GRS has positioned itself as a competent partner of the public for all issues related to nuclear safety, radiation protection and environmental protection. As the Federal Government's central scientific-technical expert organisation for all issues related to nuclear safety and nuclear waste management, one of the tasks of GRS is to give appropriate and objective answers to the questions of journalists, who represent an important interface to the public. In this respect, the diversified scientific interdisciplinary orientation of GRS is of special advantage. External communication, i.e. the readiness to provide the public with correct information in the right form for each target group, has a high priority at GRS.

Especially against the background of the necessary maintenance of competence in the field of nuclear technology, internal communication increasingly gains in importance. Here, GRS makes use of the possibilities of electronic information and discussion via its Intranet. Furthermore, essential elements are the internal news service "GRS-intern", which provides information about recent developments at GRS, as well as the technical seminars, which serve to present the results of current projects.

GRS intensively communicates with the expert community and pursues a continuous exchange of experience with them. It maintains contacts with the relevant expert organisations world-wide, and GRS personnel perform tasks on international committees and participate in seminars, workshops and conferences of other organisations. Further, GRS itself organises numerous scientific events with national and international participation. In the last years, these means of communication have been used increasingly. In addition to GRS's own events, it also organises workshops and seminars on behalf of the Federal Government and international institutions.

Press

For many years, GRS has been a competent contact for journalists. There has always been a demand for technical clarification and for information on national incidents and international developments and events. Public interest was particularly directed at the 20th anniversary of the Chernobyl accident on 26 April 2006, the safety of nuclear power plants in Eastern Europe, and the event in the Swedish Forsmark-1 nuclear power plant on 25 July 2006. Other issues in 2005/6 were:

- Disposal of radioactive waste in Germany and Europe for a documentary on TV channel 3sat titled "Small atoms – big problems?",
- Current status of the search for a repository site in Germany,
- Answers to a catalogue of questions relating to a documentary on TV channel ZDF about a disaster scenario,
- Answers to questions relating to the current state of projects in connection with 11 September 2001, i.a. the smoke-camouflage of nuclear power plants in the event of an imminent terrorist attack,
- Court decisions against the objections raised in connection with the Konrad repository,
- Planning status for the second Shelter around the ruins of Unit 4 at Chernobyl,
- Updating of the German nuclear non-mandatory guidance instruments,
- Uses of high-enriched uranium,

- Recherchen für einen Film zum Rückbau des Kernkraftwerks Greifswald,
- Einschätzung des Kinofilms „Die Wolke“,
- Technische Fragen zur Urananreicherung vor dem Hintergrund des Konflikts mit dem Iran,
- Fachliche Einschätzung zu den in Russland geplanten schwimmenden Kernkraftwerken,
- Sicherheit des in Finnland im Bau befindlichen Europäischen Druckwasserreaktors,
- Sicherheit des geplanten bulgarischen Kernkraftwerks Belene und
- Fragen zur Analyse von Vorkommnissen in Kernkraftwerken in Deutschland und weltweit und deren Weiterleitung in nationale und internationale Informationssysteme.



Journalistenreise nach Tschernobyl und Wissenschaftspressekonferenz (WPK) zum 20. Jahrestag des Unfalls

Das Medieninteresse zum 20. Jahrestag war nach unseren Erfahrungen noch stärker als vor 10 Jahren. Energiewirtschaftliche, sicherheitsrelevante, gesundheitliche, gesellschaftliche und politische Fragen wurden an die GRS gerichtet. Um den Anfragen bereits im Vorfeld des Jahrestages zu begegnen, hat die GRS eine Informationsreise für Journalisten nach Tschernobyl und eine Pressekonferenz mit der Wissenschafts-Pressekonferenz (WPK) in Bonn durchgeführt. Sie war bei vielen weiteren Veranstaltungen beteiligt, z. B. bei einer Reise von Bundestagsabgeordneten nach Tschernobyl und den großen internationalen Konferenzen in Kiew.

- **Informationsreise mit Journalisten vom 20. bis 25. März 2006**

Wie bereits zum 10. Jahrestag veranstaltete die GRS zusammen mit dem „GSF-

Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit“ eine Informationsreise mit rund 15 meinungsführenden Wissenschaftsjournalisten nach Weißrussland und in die Ukraine, um ihnen authentische Informationen zu vermitteln und um zu zeigen, welche Anstrengungen zur Beseitigung der Unfallfolgen bisher unternommen wurden. Zur Gruppe gehörte auch ein Fernsteam von ZDF/3sat, das im Auftrag für das Magazin „nano“ gedreht hat. Vor Ort haben sich zeitweise noch einige





◀ Bei dem Leiter der Ausschlusszone (Head of Administration of Chernobyl Exclusion Zone) im Tschernobylministerium in Kiew und ehemaligem Direktor des KKW Tschernobyl, Serhij Paraschyn (2. v.r.), wurde in Begleitung des wissenschaftlichen Referenten der deutschen Botschaft, Michail Leshchenko (2. v.l.), die Genehmigung für die Reise innerhalb der 30km-Zone eingeholt.

Permits for travelling into the 30-km exclusion zone were obtained from the Head of Administration of Chernobyl Exclusion Zone and former Director of the Chernobyl NPP, Serhij Paraschyn (2. v.r.), with the assistance of Michail Leshchenko (second from the left), Scientific Desk Officer of the German Embassy.

- Search for material for a documentary on the dismantling of the Greifswald nuclear power plant,
- Critical review of the movie "The Cloud",
- Answers to technical questions relating to uranium enrichment against the background of the conflict with Iran,
- Technical assessment of the floating nuclear power plants planned in Russia,
- Safety of the European Pressurized Water Reactor under construction in Finland,
- Safety of the planned Belene nuclear power plant in Bulgaria,
- Answers to questions relating to events in nuclear power plants in Germany and abroad and to their consideration in national and international information systems.

◀ Reisedetails klärten vor Ort in Tschernobyl (v. l.) Andreas Berthold, GRS, und Bogdan Yasinetzki, RISKAUDIT, mit der Leiterin von Tschernobyl Interinform. *Andreas Berthold of GRS and Bogdan Yasinetzki of RISKAUDIT (from left to right) on site talking the visit through in detail with the Head of Chernobyl Interinform.*

Trip to Chernobyl organised for journalists and Scientific Press Conference (WPK) on the 20th anniversary of the accident

On the 20th anniversary, the media showed even more interest than ten years before. GRS found itself confronted with numerous questions relating to the energy industry as well as to safety-relevant, health-related, societal and political aspects. To meet the queries already in advance of the anniversary, GRS organised a trip to Chernobyl for journalists and staged a press conference together with the Scientific Press Conference (WPK) organisation in Bonn. We were also involved in a range of other events, e.g. in a trip of members of parliament to Chernobyl and the big international conferences in Kiev.

- **Information trip with journalists from 20 to 25 March 2006**

As in the case of the 10th anniversary, GRS and the GSF National Research Centre for Environment and Health organised an information trip for around 15 opinion-leading journalists to Belarus and Ukraine to provide them with authentic information and to show them which efforts have been undertaken so far to deal with the aftermath of the accident. The group also included a television crew from ZDF/3sat, shooting on location for the "nano" magazine programme. They were joined for some time by the correspondents of further newspapers, i.a. the **Frankfurter Allgemeine Zeitung** and the **Neue Züricher Zeitung**.

- ▶ Die Reise startete in Minsk, der Hauptstadt von Weißrussland, Gomel und Bragin. Im Vordergrund standen Präsentationen der finanziellen Aufwendungen und Maßnahmen zur Bewältigung der Unfallfolgen und die gesundheitlichen Probleme.

The journey started in Minsk, the capital of Belarus, and continued into the Gomel region and to Bragin. Here, presentations were given on funding and on the measures taken to cope with the aftermath of the accident and the related health problems.



- ◀ Straße von Kiew nach Tschernobyl über Iwankow. Hier werden auf dem Markt auch staatlich nicht kontrollierte Nahrungsmittel angeboten.
- Road from Kiev to Chernobyl via Ivankov. Here, produce that is not officially controlled is also offered on the market.*



- ▲ Denkmal in Bragin für Wassili I. Ignatjenko, der als Feuerwehrmann bei der Katastrophe umgekommen ist.
- Memorial in Bragin to remember Vassily I. Ignatyenko, a fire fighter killed in the disaster.*



▲ Kontrollpunkt zur 30-Kilometer-Zone
30-km exclusion zone checkpoint



▲ Bahnhof in Tschernobyl. Der Bahnsteig ist zur Zugseite geschlossen und verfügt über Türöffnungen, deren Positionen mit den Waggontüren übereinstimmen. Dadurch werden Kontaminationen im Bahnhof- und Zuginneren vermieden.
Chernobyl train station. There is a wall on the platform on the side where the trains stop, with openings giving access to the carriage doors. This way, any contamination on the trains is prevented from spreading into the station and the carriages.



▲ Der Kommunikationschef von Tschernobyl, Shtein, erläutert an einem Modell den vor dem Unfall geplanten Ausbau der Tschernobyl-Anlage.
Chernobyl's Head of Communication, Shtein, explaining the model of the planned expansion of the plant before the accident happened.



▲ Das Innere des Sarkophags im Modell
A model of the interior of the Sarcophagus



◀ Der Sarkophag zum Zeitpunkt des Besuchs im März 2006. Die Westwand wird zwischenzeitlich mit einer aufwändigen Stahlkonstruktion gestützt.
The Sarcophagus in March 2006. The West Wall is now supported by a complex steel structure.



◀ Messeinrichtung zur Kontrolle auf radioaktive Kontamination vor dem Verlassen der 30-km-Zone
Measuring device to check radioactive contamination upon leaving the 30-km exclusion zone



▲ Nach dem Unfall verlassene Baustelle der Blöcke 5 und 6
Building site of Units 5 and 6, abandoned after the accident

◀ Am Standort Tschernobyl im Bau befindliches Trockenlager für abgebrannte Brennelemente (ISF-2)
Dry storage facility for spent fuel elements (ISF-2) under construction at the Chernobyl site

Korrespondenten weiterer Zeitungen, u. a. **Frankfurter Allgemeine Zeitung** und **Neue Züricher Zeitung**, der Gruppe angeschlossen.

Erstes Reiseziel war Minsk. Von dort ging es weiter in das nach dem Unfall stark belastete Gomel und zur Stadt Bragin. Erste Anlaufstation nach dem Grenzübergang in die Ukraine waren die neu errichtete Stadt Slawutitsch und das dortige International Chernobyl Center. Mit dem Arbeiterzug fuhr die Gruppe dann zum Kernkraftwerk Tschernobyl. Auf dem Weg zum letzten Reiseziel Kiew wurde noch der „verbotene“ Ort Illincy angefahren, um mit Rückkehrern zu sprechen. Der Reisegruppe unter der Leitung von Dr. Heinz-Peter Butz (GRS) und Heinz-Jörg Haury (GSF) gehörten weitere Experten der beiden Institutionen an. Den Abschluss der Reise bildete ein Empfang in der deutschen Botschaft in Kiew, bei dem der wissenschaftlich-

technische Geschäftsführer der GRS, Lothar Hahn, seine Gedanken zum Jahrestag vorgetragen hat, die auch bei den anwesenden ukrainischen Journalisten auf großes Interesse stießen. Der Vortrag ist als Essay in der Zeitschrift des Deutschen Bundestages „blickpunkt“ erschienen.

● **Wissenschafts-Pressekonferenz (WPK) in Bonn am 21. April 2006**

GRS und GSF haben zusammen mit der WPK, ein aus Anlass des Tschernobyl-Unfalls von Wissenschaftsjournalisten gegründeter Verein, eine Pressekonferenz zum 20. Jahrestag veranstaltet. Sie wurde von der Wissenschaftsjournalistin Dagmar Röhrlich moderiert. Während der über drei Stunden dauernden Pressekonferenz entwickelte sich eine lebhaft sachliche Diskussion. Einige Hörfunkjournalisten zeichneten die



◀ Denkmal in Tschernobyl für die heldenhaften Feuerwehrmänner
Memorial for heroic fire fighters in Chernobyl



▲ Blick in die verlassene Stadt Pripjat
View of the abandoned town of Pripjat



▲ Auf der Reise wurde immer wieder die Höhe der Radioaktivität gemessen.
Radiation levels were constantly monitored throughout the journey.



◀ Verlassenes Haus in Illincy, ein Dorf in der „verbotenen“ Zone
Abandoned house in Illincy, a village in the "forbidden" zone



▶ Mosaik in Kiew:
„Zähmung der Kernkraft“
*Mosaic in Kiev:
"The Taming of Nuclear Power"*



◀ Dr. Gunter Pretzsch, GRS (2.v.r), erläutert die Sicherheit des Sarkophags während der gut besuchten WPK im Wissenschaftszentrum in Bonn

Dr. Gunter Pretzsch of GRS (second from the left) explaining the safety of the Sarcophagus during the well-received WPK at the Bonn Science Centre

gesamte Veranstaltung auf. Anschließend wurden noch Einzelinterviews geführt.

Die GRS hatte aus Anlass der WPK auch ihre neuen Berichte zur Radioökologie und zur Gesundheit im Rahmen der Deutsch-Französischen Initiative für Tschernobyl präsentiert sowie den bereits im November 2005 veröffentlichten Bericht zur Sicherheit des Sarkophags. Die Berichte sind auf der GRS-Homepage verfügbar. Die WPK wurde live im Internet übertragen.

Medienecho

Um aktuelle Entwicklungen und Trends auf dem Gebiet der Kernenergie im In- und Ausland zu verfolgen, werden in der GRS täglich bedeutende regionale und überregionale Zeitungen und Magazine ausgewertet. Die Presseresonanz 2005/2006 auf technisch-wissenschaftliche Informationen der GRS war wieder beachtlich.

Interne Kommunikation

Interne Kommunikation, an der sich jeder Mitarbeiter im Rahmen seiner Möglichkeiten aktiv beteiligt, schafft

Synergien und erhöht die Effizienz des Unternehmens. Sie ist deshalb eine strategische Führungsaufgabe, der die Geschäftsführung einen hohen Stellenwert einräumt. Angesichts der verschiedenen Standorte in Berlin, Braunschweig, Garching bei München, Köln sowie Kiew, Moskau und Paris und der Vielfalt der Arbeitsfelder hat die interne Kommunikation eine zusätzliche Bedeutung für das Unternehmen. Dabei geht es nicht um reinen Nachrichtentransfer. Insbesondere das Personal mit Führungsverantwortung ist gefordert, den Bedarf an Informationen nicht nur im eigenen Verantwortungsbereich, sondern auch unternehmensweit zu erkennen und entsprechende Angebote zu unterbreiten. Interne Kommunikation muss letztlich auf einem gemeinsamen Verständnis der Unternehmenskultur aufsetzen mit der Bereitschaft, Wissen zu teilen und Erfahrung weiter zu geben. Die Transparenz der Geschäftsprozesse und ein offener Dialog über alle Hierarchien hinweg sind wesentliche Elemente der Unternehmenskultur.

Wichtige technische Hilfsmittel der internen Kommunikation sind moderne Kommunikationseinrichtungen, zu denen die Standort übergreifende PC-Vernetzung aller Mitarbeiter auf einer Lotus Notes-Plattform gehört. Das Intranet-Portal dient dazu, Wissensströme zu kanalisieren und zentral aufzubereiten. Die GRS-Mitarbeiter erhalten so Zugang zu allen Informationsquellen, wie beispielsweise Weiterbildungsangebote, Diskussionsforen, Nachrichten und Arbeitsprozesse der GRS. Darüber hinaus bietet das Intranet den Zugang zu einer Vielzahl von internen Datenbanken, die ständig aktualisiert werden und eine Fülle themenspezifischer Informationen enthalten.

Eine dieser Datenbanken archiviert den hauseigenen Online-Nachrichtendienst „GRS-intern“. Er erfüllt hier eine wichtige Aufgabe, indem allen Mitarbeitern Informationen über neue Projekte, Kooperationen, eigene Veranstaltungen, Workshops, Kurse sowie personelle und organisatorische Veränderungen zeitnah angeboten werden.

- ▶ Dr. Harald Biesold (rechts), GRS, beantwortet die Frage eines Journalisten, neben ihm die Moderatorin, Wissenschaftsjournalistin Dagmar Röhrlich, und Prof. Rolf Michel von der Strahlenschutzkommission

Dr. Harald Biesold (on the right) of GRS answering a question by a journalist. Next to him are the chairlady, science journalist Dagmar Röhrlich, and Prof. Rolf Michel of the German Commission on Radiological Protection



- ◀ Der stellvertretende Bürgermeister von Slawutitsch, Wladimir K. Shigallo, vermittelte einen Eindruck vom Leben in der neuen Stadt. Natalie Olnier, GRS, assistierte als Dolmetscherin.

The deputy mayor of Slavutich, Vladimir K. Shigallo, gave an impression of life in the new town, assisted by GRS translator Natalie Olnier.

The first stop was Minsk. From there, the journey continued to the Gomel region, which was heavily contaminated by the accident, and the town of Bragin. After crossing the border to Ukraine, the group initially went to the newly erected town of Slavutich and the International Chernobyl Centre located there. Using the workers' train, they then went on the Chernobyl nuclear power plant. On their way to the last stop Kiev, the group paid a visit to the "forbidden" village of Illincy to talk to the people who have returned to the area. The group was led by Dr. Heinz-Peter Butz (GRS) and Heinz-Jörg Haury (GSF) and included further experts from both institutions. At the end of the trip, there was a reception at the German Embassy in Kiev, where Lothar Hahn, the scientific and technical director of GRS, shared his thoughts on the anniversary, which were also well received by many of the Ukrainian journalists present. This lecture was published in the "blickpunkt" magazine of the German Bundestag.

- **Scientific Press Conference (WPK) in Bonn 21 April 2006**

Together with WPK – an association founded by science journalists on the occasion of the Chernobyl

accident - GRS and GSF staged a press conference on the 20th anniversary. It was chaired by science journalist Dagmar Röhrlich. There was a lively matter-of-fact discussion during the three-hour press conference. Several radio journalists recorded the entire event. Afterwards, a number of individual interviews were also conducted.

On the occasion of the WPK, GRS also presented its new reports on "Radioecology" and "Health Effects" prepared within the framework of the French-German Initiative for Chernobyl (FGI) as well as the report on the "Safety of the Sarcophagus" already published in November 2005. The reports are available from the GRS homepage. The WPK was broadcast live on the Internet.

Media echo

To monitor the latest developments and trends in the field of nuclear energy in Germany and abroad, GRS evaluates major regional and national newspapers and magazines every day. Press feedback in 2005/2006 on technical and scientific information of GRS was again considerable.

Eine weitere Datenbank von allgemeinem Interesse ist InfoBREST (Internationale Informationen zu Brennstoffkreislauf, Reaktorsicherheit und Strahlenschutz). Sie ist ein BMU-Projekt, bei dem Informationen zu technischen, wirtschaftlichen, gesellschaftlichen und politischen Entwicklungen in der Kernenergienutzung beschafft, ausgewertet und aufbereitet werden. Ziel ist es, einen zeitnahen Überblick über weltweite Entwicklungen zu erhalten. Diese aus dem internationalen Umfeld gewonnenen Informationen haben sich als Hilfsmittel für Entscheidungen des BMU, insbesondere seiner Abteilung Reaktorsicherheit, etabliert.

Die hausinternen technischen Seminare sollen die Mitarbeiter vertieft über wichtige Projekte und deren Ergebnisse informieren, vor allem, wenn die Thematik auch auf öffentliches Interesse stößt. Beispiel dafür war 2006 der Störfall im Kernkraftwerk Forsmark-1. Zeitgleich wurden über die Video-Konferenzanlage interessierten Mitarbeitern in allen vier GRS-Standorten technische Informationen zum Störfallablauf angeboten.

Für neu eingestellte Mitarbeiter und solche mit noch geringer Berufserfahrung bietet die GRS ein Aus- und Weiterbildungskonzept an. Es ist im Intranet für jeden Mitarbeiter verfügbar. Ziel ist die Qualifikation als Sachverständiger im Bereich der Kerntechnik.

Internet

Die GRS-Homepage wurde weiterhin mit aktuellen Informationen ergänzt und fortentwickelt. Vielfach konnte sie aufgrund ihrer Informationsfülle zur Beantwortung von Presseanfragen herangezogen werden. Zunehmend werden eigene, allgemein zugängliche Berichte im Internet als Downloads veröffentlicht. Damit wird die Verfügbarkeit dieser Berichte für die Öffentlichkeit verbessert, gleichzeitig werden Druck- und Versandkosten herabgesetzt.

Am 19. März 2005 wurde der Millionste externe Besucher der Homepage registriert.

Online-Datenbankrecherchen

Die GRS-Sachverständigen sollen über den weltweit aktuellen „Stand von Wissenschaft und Technik“ (§7 Atomgesetz) auf ihrem Arbeitsfeld verfügen. Nationale und internationale Hosts bieten seit vielen Jahren wis-

senschaftlich-technische Datenbanken an. Sie sind eine ergiebige und etablierte Informationsquelle und ergänzen das Know-how aus eigenen Erfahrungen und persönlichen Kontakten zu Fachkollegen. Die GRS hat mit vielen fachspezifischen Datenbank Anbietern Nutzungsverträge abgeschlossen, die den Wissensbedarf der Sachverständigen abdecken. So konnte auch 2005/2006 eine Vielzahl wissenschaftlicher Recherchen in Form von Publikationsnachweisen, Daten-Zusammenstellungen, Firmenportraits oder Volltexten erfolgreich durchgeführt werden.

Informationsmaterialien

Die GRS hält eigene Publikationen bereit, um dem Informationsbedürfnis der Öffentlichkeit zu entsprechen. Interessierte Bürger, Politiker oder Interessierte aus dem schulischen und universitären Bereich sind die typische Klientel für diese Publikationen. Zur Erleichterung der Auswahl wurde das Publikationsverzeichnis wieder aktualisiert und auf Anfrage verschickt sowie bei Veranstaltungen mit Außenwirkung ausgelegt. Darüber hinaus steht es auf der GRS-Webseite zum Download zur Verfügung, ebenso wie eine Reihe von GRS-Berichten. Besonderes Interesse haben die zum 20. Jahrestag des Tschernobyl-Unfalls veröffentlichten und im Rahmen der „Deutsch-Französischen Initiative für Tschernobyl“ erarbeiteten Berichte zur Sicherheit des Sarkophags, zur Radioökologie und zur Gesundheit gefunden.

Wissenschaftlicher Erfahrungsaustausch

Die GRS steht in einem kontinuierlichen Erfahrungsaustausch mit der Fachwelt und unterhält weltweit Kontakte zu den relevanten Expertenorganisationen. Die GRS-Mitarbeiter nehmen Aufgaben in internationalen Gremien wahr und beteiligen sich an Seminaren, Workshops und Konferenzen anderer Organisationen. Die GRS ihrerseits lädt in- und ausländische Experten zu Veranstaltungen ein, die die gesamte Bandbreite ihres Aufgabenfelds abdecken.

Im Berichtszeitraum haben wieder zahlreiche große Veranstaltungen stattgefunden. Davon sind nachfol-

I Internal communication

Internal communication – actively involving every employee to the extent of his or her possibilities - creates synergies and increases the efficiency of the company. It is therefore a strategic management task, and one on which top management places a high priority. In view of the different offices in Berlin, Braunschweig, Garching near Munich, Cologne, and in Kiev, Moscow and Paris, and the diversity of the fields of work, internal communication plays an important role for the company. In this respect, it is not a matter of a mere exchange of information. It is in particular those people with management responsibility who are called upon to recognise the need for information - not only within their own areas of responsibility but also throughout the company - and to make corresponding offers. Internal communications must ultimately be based on a shared understanding of corporate culture, with the willingness to share knowledge and pass on experience. Transparency of the business processes and an open dialogue across all the hierarchies are essential elements of corporate culture.

Important technical instruments of internal communication are modern means of communication, which also includes the office-wide PC-networking for all staff members on a Lotus Notes platform. The Intranet portal serves to channel and centrally process knowledge flows. This way, GRS staff have access to all information sources, such as available training courses, discussion forums, news and work processes of GRS. In addition, the portal also provides access to numerous internal databases that are continuously updated and which include plenty of topic-specific information.

One of these databases archives the in-house online news service “GRS-intern”. It fulfils an important task by providing up-to-date information to all staff members on new projects, co-operation activities, events organised by GRS, workshops, seminars and organisational changes.

Another database of general interest is InfoBREST (International information on the nuclear fuel cycle, reactor safety and radiation protection). It is the product of a BMU project in which information on technical, economic, societal and political developments in connection with the use of nuclear energy is acquired, evaluated and processed. The aim is to obtain a

systematic survey of developments world-wide. These data acquired from the international environment have proved helpful for the decision-making process within the BMU, in particular in its nuclear safety division.

The technical in-house seminars serve to inform staff members about major projects and their results, especially if the topic also attracts public interest. One example in 2006 was the event in the Forsmark-1 nuclear power plant. GRS staff members at all four company locations were simultaneously given technical information on the event sequence in a video conference.

For newly appointed staff and those with little work experience, GRS offers a concept for training and further qualification. Related documents are available to each staff member on the Intranet. The aim is to qualify new staff as technical expert in the field of nuclear technology.

Internet

The GRS homepage has further been supplemented by up-to-date information and has been further developed. In many cases, the homepage was also referred to for responding to press inquiries due to the huge amount of information it contains. Generally accessible GRS reports are increasingly published on the Internet as downloads. Thus, the availability of these reports to the public has been improved and, at the same time, printing and mailing costs have been reduced.

On 19 March 2005, the one-millionth external visitor to the homepage was registered.

Online database searches

GRS experts have to comply with the world-wide “state of the art in science and technology” (Section 7 of the Atomic Energy Act) in their various fields of work. For many years, national and international hosts have been offering scientific and technical databases. They are rich and well-established sources of information. They supplement the know-how from own experiences and personal contacts to colleagues in the specific fields. GRS concluded licence agreements with many subject-specific database providers that cover the experts’ demand for information. For example, numerous scientific searches were performed successfully again



▲ Podiumsdiskussion zum Thema „Wahrnehmung von Sicherheitsverbesserungen in der allgemeinen Öffentlichkeit“ (v. l.): Prof. Jean-Pierre Contzen, Moderator, Belgien; Anne-Marie Lizin, Bürgermeisterin der Stadt Huy, Belgien; Jean-Paul Samain, Generaldirektor der Aufsichtsbehörde FANC, Belgien; Olena Mykolaichuk, Leiterin der Genehmigungsbehörde SNRCU, Ukraine; Seppo Vuori, Chief Research Scientist bei VTT, Finnland; Jozef Misak, Direktor für Strategie beim Institut NRI-Rez, Tschechien

Panel discussion on the topic of "Perception of safety improvements by the general public" (from left to right): Prof. Jean-Pierre Contzen, Chairman, Belgium; Anne-Marie Lizin, Mayor of the town of Huy, Belgium; Jean-Paul Samain, Director General of the regulatory authority FANC, Belgium; Olena Mykolaichuk, Head of the regulatory authority SNRCU, Ukraine; Seppo Vuori, Chief Research Scientist at VTT, Finland; Jozef Misak, Director of Strategy at the NRI-Rez Institute, Czech Republic

gend einige Wichtige dokumentiert. Herausragende Bedeutung hat das internationale Forum EUROSAFE – 2005 in Brüssel:

EUROSAFE Forum 2005

Gemeinsam mit dem französischen „Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire“ (IRSN) und 2005 erstmals mit der belgischen Association Vinçotte Nucléaire (AVN) veranstaltet die GRS das Forum für nukleare Sicherheit – EUROSAFE. Weitere Partner von EUROSAFE, die im Programmkomitee mitarbeiten, sind die Sicherheitsorganisationen in Spanien (CSN), Großbritannien (HSE), Schweden (SKI) und Finnland (VTT).

Das siebte EUROSAFE-Forum fand am 7. und 8. November 2005 in Brüssel statt. Wie in Berlin 2004 konnten auch diesmal rund 400 Teilnehmer aus West- und Osteuropa, Japan, Südkorea und den USA begrüßt



▲ EU-Energiekommissar Andris Piebalgs erläutert seine Position zur Kernenergie
EU Energy Commissioner Andris Piebalgs outlining his position on nuclear energy

werden. Das Forum stand unter dem Thema „Sicherheitsverbesserungen - Gründe, Strategien, Umsetzung“. In drei Plenarvorträgen und einer Podiumsdiskussion mit internationalen Experten wurde das Thema präsentiert und diskutiert.

In ihren Begrüßungsansprachen betonten die beiden Direktoren von AVN und IRSN, Jean-Jacques Van Binnbeek und Jacques Repussard sowie der wissenschaftlich-technische Geschäftsführer der GRS, Lothar Hahn, die EUROSAFE-Idee in der EU weiter zu verankern. Deshalb beabsichtigen die EUROSAFE-Partner AVN (Belgien), GRS und IRSN mit Unterstützung von CSN, HSE, SKI und VTT die Gründung eines „European TSO (Technical Safety Organisation) Network“ zu vereinbaren. (Anm.: Die Gründung des Netzwerkes ist inzwischen vollzogen, siehe Beitrag dazu weiter unten).

Abschließendes Highlight des ersten Veranstaltungstages war der Vortrag des aus Lettland stammenden neuen Energiekommissars der Europäischen Kommission Andris Piebalgs. Er nannte die Kernenergie eine wichtige Komponente in der EU-Energiepolitik. Dies könne aber nur so bleiben, wenn die Sicherheit der kerntechnischen Einrichtungen und die sichere Entsorgung radioaktiver Abfälle gewährleistet werden können. Die Kommission werde alles in ihrer Macht stehende tun, dass alle Vorschriften und Verpflichtungen zur



◀ Die Leiter der drei das EUROSAFE Forum ausrichtenden Institutionen (v. l.): Jean-Jacques Van Binnebeek, AVN, Lothar Hahn, GRS, Jacques Repussard, IRSN

The directors of the three institutions staging the EUROSAFE Forum (from left to right): Jean-Jacques Van Binnebeek, AVN, Lothar Hahn, GRS, Jacques Repussard, IRSN



◀ Die wissbegierige Ann MacLachlan, Nucleonics Week, beteiligte sich an der Podiumsdiskussion
Journalist Ann MacLachlan of Nucleonics Week taking part in the panel discussion

in the years 2005 and 2006 in the form of publication references, data compilations, company profiles, and full texts.

Information material

GRS publishes its own information material in order to be able to meet the information needs of the general public. Interested members of the public, politicians or those interested from secondary and higher education are typical clients for these publications. To facilitate selection, the list of publications was updated again. It can be mailed on request and is also displayed to take away at events that are likely to attract the attention of the public. In addition, it is available for download from the GRS website, as are number of GRS reports.

In particular demand were the reports published on the occasion of the 20th anniversary of the Chernobyl accident that were prepared as part of the French-German Initiative for Chernobyl (FGI) on the topics of "Safety of the Sarcophagus", "Radioecology", and "Health Effects".

Scientific exchange of experience

GRS takes part in a continuous process of exchanging experiences with other experts and maintains links with relevant expert organisations world-wide. Experts from GRS participate on international committees and take part in seminars, workshops and conferences hosted by other organisations. GRS on its part invites experts from Germany and abroad to take part in events that cover the whole range of its spectrum of activities.

In the review years, a large number of major events took place again. Some important ones are documented below. Foremost was the international EUROSAFE Forum 2005 in Brussels.

EUROSAFE Forum 2005

Together with the French Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) and for the first time also with the Belgian Association Vincotte Nucléaire (AVN), GRS organised the Forum for Nuclear Safety – EUROSAFE. Further EUROSAFE partners participating in the programme committee are the relevant safety organisations in Spain (CSN), Britain (HSE), Sweden (SKI) and Finland (VTT).

The seventh EUROSAFE Forum took place in Brussels on 7 and 8 November 2005. As in Berlin in 2004, there were again about 400 visitors from Western and Eastern Europe, Japan, South Korea and the US. The motto of the Forum was "Safety Improvements – Reasons, Strategies, Implementation". This general topic was presented to and discussed with

kerntechnischen Sicherheit und zu Sicherungsmaßnahmen erfüllt würden.

Große Resonanz fanden am zweiten Tag die fünf Seminare über Sicherheitsanalysen, Forschung, Strahlen- und Umweltschutz, Sicherung von Kernmaterial und -anlagen sowie Entsorgung. Begleitet wurde die Veranstaltung von einer Posterausstellung. Darunter befand sich ein Poster über Bedeutung und Ziele des „Junior Staff Programme (JSP)“ von GRS und IRSN sowie vier Poster der „Deutsch-Französischen Initiative für Tschernobyl“.

Die Vorträge der Panelveranstaltung und der Seminare sind auf der EUROS SAFE-Homepage (www.eurosafe-forum.org) zu finden, u. a. der Vortrag des EU-Energiekommissars Andris Piebalgs. Außerdem enthält sie Informationen über die EUROS SAFE-Idee und das EUROS SAFE-Network sowie alle Ausgaben der EUROS SAFE Tribune. Die Tribune Nr. 9 berichtet ausführlich über das Brüsseler Forum.

CEG-SAM-Treffen

Die Contact-Expert-Group for Severe Accident Management (CEG-SAM) hatte vom 28. Februar bis 1. März 2005 in der GRS Köln ihr 7. Treffen. Teilgenommen haben über 30 Gäste aus Belgien, Deutschland, Frankreich, Kanada, Russland, Schweden, der Schweiz und von der EU-Kommission. Diese Expertengruppe des „International Scientific Technology Center“ (ISTC) berät unter Leitung der EU über wissenschaftliche Vorhaben, die russische Organisationen mit Wissenschaftlern durchführen, die früher im „Waffengeschäft“ tätig waren oder noch tätig sind. Diesmal hat die Gruppe erfreulicherweise drei Vorhaben inhaltlich für forschungswürdig gehalten.

SARNET-Seminare

Zu dem im April 2004 gestarteten Network of Excellence SARNET („Severe Accident Research Network“) haben in Köln vom 14. bis 24. Februar 2005 Seminare über vier Themenschwerpunkte stattgefunden. Insgesamt konnte die GRS über 140 Teilnehmer aus 22 Ländern der EU und von der EU assoziierten Staaten begrüßen. Vorgestellt wurden Arbeiten zu den Themenschwerpunkten „Containment“ (14./15.2.), „Corium“ (15./16.2.), „Source Term“ (17./18.2) und „ASTEC Validierung und Anwendung“ (21. bis 24.2.).

Behördenseminare

Zur ordnungsgemäßen Abwicklung der sich aus ihrer jeweiligen Zuständigkeit ergebenden Aufgaben der atomrechtlichen Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden bei Bund und Ländern ist u. a. eine entsprechende Fachkompetenz unerlässlich. Fachkompetenz beinhaltet insbesondere umfassende Fachkenntnisse sowie umfangreiche praktische Erfahrung des Personals. Beim Ausscheiden erfahrener Mitarbeiter geht erhebliche Fachkompetenz verloren, sofern das Know-how dieser Mitarbeiter nicht in geeigneter Weise an ihre Nachfolger weitergegeben wird und Schulungsmaßnahmen den Kompetenzverlust ausgleichen. Zu den derzeit angebotenen Schulungsmaßnahmen gehören u. a. die von der GRS durchgeführten Behördenseminare. In den Jahren 2005 und 2006 hat die GRS in Köln Seminare zu folgenden Themen angeboten:

- Sicherheit von Kernkraftwerken,
- Vermeidung oder Begrenzung von folgen-schweren Ereignissen - Teil 1: Untersuchungen und Maßnahmen innerhalb der Anlage,
- Alterungsmanagement,
- Sicherheitsmanagement und MTO-Aspekte,
- Digitale Leittechnik,
- Nukleare Ver- und Entsorgung,
- Ausgewählte aktuelle Themen zum atomrecht-lichen Genehmigungs- und Aufsichtsverfahren,
- Grundlagen des Strahlenschutzes,
- Praxisnahe Grundlagen zur Reaktorphysik/Ener-giefreisetzung,
- Anomale Betriebsvorkommnisse, Auslegungs-störfälle, auslegungsüberschreitende Ereignisab-läufe: Verständnisschulung zu Abläufen und Phänomenen,
- Stilllegung kerntechnischer Anlagen,
- Behördliche Aufsicht über den Betrieb von Kern-reaktoren,
- Störfallanalysen und

international experts in three plenary sessions and a panel discussion.

In their welcoming addresses, the two directors of In AVN and IRSN, Jean-Jacques Van Binnebeek and Jacques Repussard, and the scientific and technical director of GRS, Lothar Hahn, underlined the need for anchoring the EUROS SAFE approach even further in the EU. The EUROS SAFE partners AVN, GRS and IRSN, with the support of CSN, HSE, SKI and VTT intend to agree the formation of a “European TSO (Technical Safety Organisation) Network”. (Editor’s note: The Network has been established in the meantime, see article further below.)

The final highlight of the first day was the speech delivered by Latvian Andris Piebalgs, the new Energy Commissioner of the European Commission. He referred to nuclear power as an important part of EU energy policy. He said, however, that this could only remain so if the safety of the nuclear facilities and the safe disposal of radioactive waste could be guaranteed. The Commission would do everything in its power to ensure that all requirements and obligations in connection with nuclear safety and physical protection measures are fulfilled.

On the second day, the five seminars on safety analyses, research, radiation and environmental protection, physical protection of nuclear materials and installations, and waste management were very well received. There was also an accompanying poster exhibition, showing i.a. a poster about the importance and the objectives of the “Junior Staff Programme (JSP)” of GRS and IRSN as well as four posters of the “French-German Initiative for Chernobyl”.

The lectures of the panel event and the seminars can be found on the EUROS SAFE homepage (www.eurosafe-forum.org), as can the speech of EU Energy Commissioner Andris Piebalgs. The homepage also contains information on the EUROS SAFE approach and the EUROS SAFE Network as well as all issues of the EUROS SAFE Tribune. Tribune No. 9 gives a detailed account of the Brussels Forum.

CEG-SAM meeting

The Contact Expert Group for Severe Accident Management (CEG-SAM) convened at GRS Cologne for its seventh meeting from 28 February to 1 March

2005. Taking part were more than 30 experts from Belgium, Germany, France, Canada, Russia, Sweden, Switzerland, and the EU Commission. Under the umbrella of the EU, this expert group of the “International Scientific Technology Center” (ISTC) discusses scientific projects that Russian organisations are carrying out with scientists that used to be or still are active in arms dealing. This time, the group was pleased to find three projects to be worthy of further research.

SARNET seminars

Seminars on four different topics relating to the Network of Excellence SARNET (“Severe Accident Research NETWORK”) that was established in April 2004 took place in Cologne between 14 and 24 February 2005. A grand total of more than 140 participants from 22 countries within the EU and from associated countries were welcomed to GRS. The work that was presented dealt with the topic areas “Containment” (14/15 Feb.), “Corium” (15/16 Feb.), “Source Term” (17/18 Feb.) and “ASTEC Validation and Application” (21 to 24 Feb.).

Seminars for supervisory authorities

For the proper execution of the different tasks of nuclear licensing and supervision arising from the respective administrative competences of the various authorities at national and regional level, it is among other things necessary that the latter dispose of the requisite technical competence. Such technical competence comprises in particular comprehensive technical knowledge as well as practical experience of the personnel. When experienced staff retire, considerable technical competence is lost unless the know-how of these members of staff is passed on in a suitable manner to their successors and training measures compensate the loss of competence. The training measures currently on offer include i.a. the seminars conducted by GRS for personnel from the supervisory authorities. In 2005 and 2006, GRS conducted seminars in Cologne on the following issues:

- Safety of nuclear power plants,
- Prevention or mitigation of severe events - Part 1: Plant-internal investigations and measures,
- Ageing management,



▲ Dr. Klaus Kotthoff, GRS, beim Behördenseminar „Sicherheit von Kernkraftwerken“

Dr. Klaus Kotthoff, GRS, speaking at the "Safety of nuclear power plants" seminar staged by GRS for supervisory authority members

- Schwere Störfälle/Unfälle in kerntechnischen Anlagen.

Die Resonanz auf diese Seminare war sehr positiv. In der Regel wurden sie von etwa 40 Teilnehmern besucht.

Zweiter COCOSYS User Workshop

Vom 7. bis 10. März 2005 fand in der GRS Köln der zweite COCOSYS User Workshop statt. Das Programmsystem COCOSYS („Containment Code System“) wird zur Simulation stör- oder unfallbedingter Phänomene im Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktor-Anlagen verwendet. An dem Arbeitstreffen nahmen 27 externe COCOSYS-Nutzer von 16 Institutionen aus 8 Ländern teil.

Ziel der Veranstaltung waren der intensive Erfahrungsaustausch bei verschiedenartigen Anwendungen des Programms, die Darstellung der neuesten Ergebnisse zur Validierung, der aktuellen Möglichkeiten von COCOSYS und der mittelfristig bei der GRS geplanten COCOSYS-Entwicklungsarbeiten. Ein derartiger Informationsaustausch wird von der GRS als Programmentwickler genutzt, um Anwendung und Handhabung des Programmsystems weiter zu verbessern und die Bedürfnisse der externen Anwender so weit wie möglich zu berücksichtigen.

► Im Rahmen des Junior Staff Programme (JSP) trafen sich IRSN- und GRS-Mitarbeiter im Forschungszentrum Cadarache in Südfrankreich
IRSN and GRS staff members meeting within the framework of the Junior Staff Programme (JSP) at the Cadarache Research Centre in the South of France

Die GRS informierte über den Stand der MCCI (Beton-Schmelze-Wechselwirkung)-Entwicklung und stellte neuere Anwendungen von COCOSYS im Bereich Brandsimulationen und Fusionsreaktoren vor. Außerdem wurden gekoppelte ATHLET-COCOSYS-Rechnungen mit Hilfe des ATLAS-Simulators demonstriert.

Die externen Nutzer präsentierten ihre Ergebnisse und Erfahrungen aus der COCOSYS-Anwendung in 16 Vorträgen. Diese betrafen sowohl die externe Validierung des Programmsystems (H_2 -Verbrennung, Thermohydraulik, Sprühen, Jodchemie, Nasskondensator) als auch Anwendungsrechnungen im Rahmen von Genehmigungsverfahren (Quelltermalysen, Nachkühlung bei Siedewasserreaktoren, SAM-Strategien, H_2 -Verteilung, Aerosol- und Spaltproduktverhalten).

Viertes JSP-Treffen in Cadarache

Am 15. und 16. März 2005 fand das vierte Treffen des IRSN/GRS „Junior Staff Programme“ (JSP) auf dem CEA-Forschungsgelände in Cadarache statt. JSP wurde von den Partnern IRSN und GRS im Jahre 2003 ins Leben gerufen. Jüngere Mitarbeiter beider Organisationen treffen sich in unregelmäßigen



- Safety management and MTO aspects,
- Digital I&C,
- Nuclear fuel supply and waste management,
- Selected topical issues of the nuclear licensing and supervisory procedure,
- Fundamentals of radiation protection,
- Practical basics of reactor physics/energy release,
- Abnormal events in operation, design basis accidents, beyond-design-basis accident sequences: training course to improve the understanding of sequences and phenomena,
- Decommissioning of nuclear facilities,
- Regulatory supervision of the operation of nuclear reactors,
- Accident analyses,
- Severe accidents in nuclear facilities.

These seminars were very well received. On average, there were about 40 participants at each event.

Second COCOSYS User Workshop

The second COCOSYS User Workshop took place at GRS Cologne from 7 to 10 March 2005. The COCOSYS (Containment Code System) code system is used for the simulation of event- or accident-induced phenomena in the containment of light water reactor plants. The meeting was attended by 27 external COCOSYS users from 16 institutions in 8 countries.

The meeting was held to allow an intensive exchange of experiences with various applications of the code, the presentation of the latest results on code validation, the current possible uses of COCOSYS, and COCOSYS development planned by GRS for the medium term. Such an information exchange is used by GRS – being the code's developer – to further improve the application and handling of the code system and to consider to the furthest possible extent the needs of the users.

GRS provided information about the state of development on MCCI (Molten Corium Concrete Interaction) and presented new COCOSYS applications in the area of fire simulations and fusion reactors. Furthermore, coupled ATHLET-COCOSYS calculations were demonstrated with the help of the ATLAS simulator.

The external users presented their results and experiences with the application of COCOSYS in 16 presentations. These concerned external code validation (H₂ deflagration, thermal hydraulics, spraying, iodine chemistry, bubble condenser) as well as application calculations within the framework of licensing procedures (source term analyses, residual-heat removal in boiling water reactors, SAM strategies, H₂ distribution, aerosol and fission product behaviour).

Fourth JSP meeting in Cadarache

On March 15 and 16 2005, the fourth IRSN/GRS “Junior Staff Programme” (JSP) meeting took place at the CEA Research Centre in Cadarache. The JSP was brought into being in 2003 by the partners IRSN and GRS. Younger staff members of both organisations convene at irregular intervals to develop initiatives to promote co-operation. The general managements of the two organisations strongly support this co-operation. The framework conditions under which the participants act are very different from company to company, though. The meetings so far thus served not only to get to know each other personally, but also to become acquainted with these differences with a view to future joint projects.

Perspectives in nuclear technology

In an effort to ensure that there will be sufficient junior experts in nuclear technology in the future, the German Atomic Forum organises the “Perspectives in nuclear technology” congresses. Two such congresses were held in 2005: one in Bremen on 21/23-02-2005 and one in Speyer on 07/09-03-2005. These congresses are directed at students of engineering and sciences. The aim is to win qualified junior staff and to present nuclear technology as an attractive field of occupation. Each congress is followed by a fair at which participants get the chance to inform themselves about their career prospects. The lecturers come from the nuclear industry,



► Dieter Müller-Ecker, GRS, gibt einen Überblick über die Aufgaben und die Perspektiven in der GRS
Dieter Müller-Ecker of GRS outlining tasks and perspectives at GRS

◀ Prof. Dr. Wernt Brewitz, GRS, erläutert die Arbeiten auf dem Gebiet der Endlagersicherheitsforschung
Prof. Dr. Wernt Brewitz of GRS describing the work in the field of repository safety research



▲ Bei der Jobbörse präsentieren die beteiligten Unternehmen auch gedruckte Informationen, aber vor allem zeigen sie Chancen auf für Job, Praktika, Diplom- oder Dissertationsarbeiten (v. l.): Dieter Müller-Ecker und Dr. Heinz-Peter Butz, beide GRS
At the job fairs, the companies that were present did not only provide printed matter but also showed up different opportunities regarding employment, practicals or the preparation of degree or postgraduate dissertations: Dieter Müller-Ecker (left) and Dr. Heinz-Peter Butz (right), both from GRS

Abständen, um Initiativen zur Förderung der Kooperation zu entwickeln. Die Geschäftsführungen beider Häuser unterstützen die Zusammenarbeit nachhaltig. Die Rahmenbedingungen, unter denen die Partner agieren, sind unternehmensspezifisch jedoch sehr unterschiedlich. Die bisherigen Treffen dienten deshalb neben dem persönlichen Kennenlernen dazu, sich im Hinblick auf gemeinsame Projektentwürfe mit diesen Unterschieden vertraut zu machen.

Perspektiven in der Kerntechnik

Zur Sicherung des kerntechnischen Nachwuchses organisiert das Deutsche Atomforum die Kolloquien „Perspektiven in der Kerntechnik“. Im Jahr 2005 fanden zwei derartige Kolloquien statt: vom 21./23.02.2005 in Bremen und vom 07./09.03.2005 in Speyer. Die Kolloquien richteten sich an Studierende der Ingenieur- und Naturwissenschaften. Ziel ist es, qualifizierten Nach-

authorities, universities, research centres and expert organisations. They try to provide an in-depth view of the respective fields of work. At both congresses, which were limited to 50 participants each, major issues of nuclear technology and the disposal of radioactive waste were discussed in a factual and open manner. It was quite striking to note the students' unprejudiced approach to the topic of nuclear power. At the following fairs, the dominant questions were how to enter the profession and whether it was possible to do practicals or prepare degree or postgraduate dissertations.

Garching Open Day

On 22 October 2005, the foehn blowing from the Alps made the Open Day of the Garching Research Park a sunny one. Many adults and children visited the different institutes that are at home in the Research Park. One of the attractions that was most in demand was the Research Reactor Munich II. Guided tours were soon fully booked. GRS and ISTec could also not complain of a lack of interest. Visitor numbers more than doubled since 2003. Far more than 100 guests listened to the lectures, asked questions, and were happy to take part in discussions. The lectures were supplemented by videos and various exhibits.

At the Analysis Centre, Thomas Voggenberger demonstrated and explained with the "Analysis Simulator" of GRS how severe system failures in a pressurised water reactor are controlled by operator



▲ Die Gäste verfolgen aufmerksam die Ausführungen von Thomas Voggenberger zum „Analysesimulator“

Visitors intently following Thomas Voggenberger's explanation of the "Analysis Simulator"

actions. Also, videos were shown on reactor safety and on the manner of operation of a nuclear power plant, and a film was shown on the toughness of concrete structures upon the impact of a jet aircraft and on the rigidity tests that transport casks for spent fuel elements have to undergo. In lively discussions it was possible to answer many questions on the safety of nuclear power plants in Germany and on the tasks and the work of GRS.

ISTec had put together a programme on the topic of diagnostic technology in the "Neubau I" building. While short videos were shown in the seminar room on individual topics, followed by spectrum animations of real damage development processes performed by Uwe Paquee and Reinhold Sunder, Kurt Kieninger explained the posters and exhibits in the foyer. With this parallel presentation it was possible to meet the various visitors' different interests.

As expected, of all three fields of work (power plant technology, transport technology and wind power plants) the guests clearly proved to be most interested in the on-board diagnosis of high-speed trains.

◀ Kurt Kieninger erklärt die zahlreichen ISTec Exponate
Kurt Kieninger explaining the numerous ISTec exhibits



wuchs zu gewinnen und die Kerntechnik als attraktives Berufsfeld darzustellen. Sie werden ergänzt durch eine Jobbörse, bei der sich die Teilnehmer über ihre beruflichen Chancen informieren können. Die Referenten kommen aus der kerntechnischen Industrie, Behörden, Universitäten, Forschungszentren und Sachverständigenorganisationen und sollen den Studierenden einen vertieften Einblick in das jeweilige Arbeitsgebiet vermitteln. In beiden auf 50 Teilnehmer begrenzten Kolloquien wurden wesentliche Themen der Kerntechnik und Endlagerung radioaktiver Abfälle sachorientiert und offen diskutiert. Dabei fiel auf, dass die Studierenden dem Thema Kernenergie vorurteilsfrei gegenüberstehen. Vor allem bei den Jobbörsen standen Fragen nach einem Berufseinstieg im Vordergrund, auch Fragen nach Praktika, Diplomarbeiten und Dissertationen.

Tage der offenen Tür in Garching

Am 22. Oktober 2005 sorgte Fön für einen sonnigen Tag der offenen Tür des Garchinger Forschungsgeländes. Viele große und kleine Gäste besuchten die Einrichtungen auf dem Forschungsgelände. Eine der meistgefragten Attraktionen: der Forschungsreaktor München II. Schon früh waren dort die Führungen ausgebucht. Auch GRS und ISTec brauchten sich über mangelndes Interesse nicht beklagen. Sie konnten ihre Besucherzahl von 2003 mehr als verdoppeln. Weit über 100 Gäste haben sich die Vorträge angehört, Fragen gestellt und diskutiert. Ergänzt wurden die Vorträge mit Videos und Exponaten.

Im Analysezentrum demonstrierte und erläuterte Thomas Voggenberger mit dem „Analysesimulator“ der GRS die Beherrschung von schwerwiegenden Systemausfällen durch Operateurmaßnahmen in einem Druckwasserreaktor. Außerdem wurden Videos zur Reaktorsicherheit und zur Funktionsweise von Kernkraftwerken sowie ein Film zur Widerstandsfähigkeit von Betonstrukturen beim Flugzeugaufprall und zum Härtetest von Transportbehältern für Brennelemente gezeigt. In regen Diskussionen konnten Fragen zur Sicherheit von Kernkraftwerken in Deutschland und zu den Aufgaben und Arbeiten der GRS beantwortet werden.

Das ISTec-Programm zur Thematik Diagnosetechnik fand im Neubau I statt. Während im Seminarraum Videoclips zu Einzelthemen mit nachfolgenden Spektranimationen zu realen Schadensentwicklungen durch Uwe Paquee und Reinhold Sunder vorgestellt wurden, erläuterte Kurt Kieninger die Poster und Exponate im



▲ Reinhold Sunder, ISTec, informiert über die Onboard-Diagnose von Hochgeschwindigkeitszügen
Reinhold Sunder of ISTec giving an insight into the on-board diagnosis of high-speed trains

Foyer. Durch diese Parallelpäsentationen wurde man den individuellen Interessen der Besucher gerecht.

Von den drei Arbeitsgebieten „Kraftwerkstechnik“, „Verkehrstechnik“ und „Windkraftanlagen“ war erwartungsgemäß das Interesse für die „On-Board“-Diagnose von Hochgeschwindigkeitszügen eindeutig am höchsten.

Am 15. Oktober 2006 erlebten die Besucher, wie spannend und unterhaltsam Wissenschaft und Technik sein können. Tausende wurden auf das Forschungsgelände gelockt. Dazu trugen ein wahres Sonntagswetter und die am Tag zuvor neu eröffnete U-Bahn-Strecke bei. GRS und ISTec konnten mit rund 150 Besuchern, die sich im Verlauf des Tages zu den angebotenen Programmpunkten einfanden, sehr zufrieden sein. Die Gäste verfolgten aufmerksam die Beherrschung von schwerwiegenden Systemausfällen in einem Kernkraftwerk, demonstriert von Thomas Voggenberger, und den Bericht über die Journalistenreise nach Tschernobyl anlässlich des 20. Jahrestages des Unfalls mit Diashow von Dr. Heinz-Peter Butz. Zusätzlich wurden noch Videofilme über Reaktorsicherheit und Crashtests bei Transportbehältern und Betonstrukturen präsentiert. Bernhard Makuschies, Dr. Bernd Olma und Reinhold Sunder von ISTec zeigten



◀ Dr. Heinz-Peter Butz (r.), GRS, schildert den interessierten Besuchern anhand einer Diashow seine Erlebnisse bei der Journalistenreise nach Tschernobyl anlässlich des 20. Jahrestages am 26. April 2006

Dr. Heinz-Peter Butz (r.) of GRS showing slides and telling visitors of his experiences during the trip for journalists to Chernobyl on 26. April 2006 to mark the 20th anniversary of the accident

▶ Blick in den am 14. Oktober 2006 neu eröffneten U-Bahnhof im Garching Forschungszentrum, wo sich auch die GRS auf den dort installierten Bildschirmen präsentiert.

View of the Underground station at the Research Park Garching, newly opened on 14 October 2006, where GRS also featured on the installed information touch-screens.



On 15 October 2006, visitors got a taste of how exciting and entertaining science and technology can be. There were thousands flocking into the Research Park. It was a warm Sunday, and the fact that new Underground station had opened on the previous day certainly helped attract the crowds. Throughout the day, GRS and ISTec were proud to receive around 150 visitors eager to find out what the programme had in store for them. Many of them followed intently the demonstration by Thomas Voggenberger showing how system failures in a nuclear power plant are dealt with. The were also captured by the report and slide show presented by Dr. Heinz-Peter Butz about the trip organised by GRS and GSF for journalists to Chernobyl to mark the 20th anniversary of the accident. There were also videos on show on reactor safety and showing crash tests involving transport casks and concrete structures. Bernhard Makuschies, Dr. Bernd Olma and Reinhold Sunder of ISTec demonstrated the potential of early damage detection and condition-based maintenance by means of audio-visual examples from the areas of power plant and transport technology.

One highlight for all visitors to the Research Park was the Underground link from “Garching-Hochbrück” via “Garching-Zentrum” to the final stop at the “Forschungsgelände”, which had been opened the

previous day. The Research Park is thus now directly connected to Munich city centre and the Technische Universität München (TUM) and the Ludwig-Maximilians-Universität (LMU), which have only recently been chosen as two of Germany’s new “elite” universities. The LMU had installed two large touch-screens at the “Forschungsgelände” Underground station, giving visitors the opportunity to inform themselves about the various institutions located in the Park. GRS also took the chance to present itself in this context.

QUAMET Workshop

On 2 March 2006, the “QUAMET - A Contribution to Knowledge Management” Workshop took place at GRS Cologne, attracting 13 engineers from the German TÜV Technical Inspectorates, manufacturers, utilities, authorities and universities. QUAMET is a computer program with user interface for the qualification of analysis methods and for user training to carry out structure-mechanical analyses in connection with the integrity assessment of reactor pressure

anhand audiovisuell aufbereiteter Fallbeispiele aus den Bereichen Kraftwerks- und Verkehrstechnik das Potenzial von Schadensfrüherkennungsverfahren und zustandsorientierter Instandhaltung.

Ein Highlight für alle Besucher des Forschungszentrums war die am Tag zuvor neu eröffnete U-Bahn-Strecke von Garching-Hochbrück über Garching-Zentrum zum Endbahnhof Forschungszentrum. Es ist damit direkt an die Münchener Innenstadt und die beiden neu ernannten Eliteuniversitäten, die Technische Universität München (TUM) und die Ludwig-Maximilians-Universität (LMU), angebunden. Die LMU hatte im U-Bahnhof Forschungszentrum zwei große Touchscreen-Bildschirme installiert, mit denen sich Besucher über die verschiedenen Einrichtungen auf dem Gelände informieren können. Auch die GRS nutzte die Gelegenheit, sich dort zu präsentieren.

QUAMET-Workshop

Am 2. März 2006 fand bei der GRS in Köln der Workshop „QUAMET – Ein Beitrag zum Wissensmanagement“ statt, an dem 13 Ingenieure von TÜVs, Hersteller, Betreiber, Behörden, und Hochschulen teilgenommen haben. QUAMET ist ein Computerprogramm mit Benutzeroberfläche zur Qualifizierung von Analysemethoden und zum Benutzer-Training, um strukturelle Analysen im Rahmen der Integritätsbewertung von Reaktordruckbehältern (RDB) durchzuführen. QUAMET wurde von der GRS im Auftrag des Bundesministeriums für Wirtschaft und Arbeit (BMWA) jetzt Bundesministerium für Wirtschaft (BMWi) entwickelt.

Nach einer kurzen Übersicht zur Wissensbasis „Sicherheit Druck führender Komponenten“ wurden die verschiedenen QUAMET-Module vorgestellt, u. a. eine Einführung ins Fachgebiet, eine geführte RDB-Analyse, Analysen zu Großversuchen sowie zu Aufgaben aus einem RDB-Benchmark und die Methodik zur Bewertung von Analyseergebnissen eines QUAMET-Benutzers. Weiterhin wurden die Teilnehmer des Workshops in die Handhabung des Computerprogramms eingeführt.

KTA-Regelseminar 2006

Das von der GRS zusammen mit der Geschäftsstelle des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) veranstaltete Regelseminar „Anforderungen an Druck führende Komponenten“ am 21. und 22. Februar 2006 in Köln

hatte wieder großen Zuspruch gefunden. Von den über 80 Anmeldungen konnten aufgrund der begrenzten Raumkapazität nur 60 angenommen werden. Die Teilnehmer kamen überwiegend von den Betreibern, der Industrie und den TÜVs. Die Veranstaltung wurde durchweg positiv bewertet. Nach einer Darstellung des KTA-Regelprogramms, internationalen Regeln, dem Entwurf des Moduls 4 aus dem BMU-Regelprogramm und einer kurzen Übersicht zur Wissensbasis „Sicherheit Druck führender Komponenten“ wurden die Grundlagen der Regeln Druck führender Komponenten erörtert und Änderungen in den aktuellen Fassungen erläutert.

Arbeitssitzung der INLA Working Group 1

Die „International Nuclear Law Association“ (INLA) ist eine weltweite Organisation von Juristen aus zurzeit 43 Ländern, die sich mit Fragen des internationalen Atomrechts befassen. Alle zwei Jahre finden große internationale Konferenzen statt. Innerhalb der INLA existieren zusätzlich nationale Landesgruppen, die turnusmäßig nationale Konferenzen abhalten. Die letzte Konferenz der deutschen Landesgruppe hat im Jahr 2004 in Celle stattgefunden.

Die INLA unterhält aktuell sechs Arbeitsgruppen mit unterschiedlichen Themenstellungen. Die Arbeitsgruppen haben jeweils einen Chairman und etwa 10 bis 20 Mitglieder. Sie bearbeiten aktuelle Rechtsfragen und stellen ihre Berichte bei der internationalen Konferenz vor. Die Arbeitssitzung der INLA-Working Group 1 („Safety and Regulation“) fand am 28. und 29. März 2006 bei der GRS in Köln statt und wurde von GRS-Geschäftsführer Lothar Hahn eröffnet. In seiner Begrüßungsansprache hob er die Bedeutung der internationalen Zusammenarbeit auf allen Ebenen für die nukleare Sicherheit hervor. Des Weiteren betonte er, dass das nationale Kernenergiegesetz zunehmend von internationalen Entwicklungen beeinflusst werde, wie die vielfältigen Rechtssetzungstätigkeiten der EU und der IAEA zeigen. Vor diesem Hintergrund könne der internationale Erfahrungsaustausch nicht hoch genug eingeschätzt werden. INLA biete hierfür eine hervorragende Plattform.

An der Arbeitssitzung haben 14 Juristen aus Belgien, Finnland, Frankreich, Spanien und Deutschland teilgenommen. Bei dem Treffen wurde u. a. ein Arbeitsprogramm für die nächsten zwei Jahre verabschiedet. Die Arbeitsgruppe wird sich bis zu dem Kongress in Belgien im Jahr 2007, bei der sie ihren Bericht präsentieren wird, mit folgenden Themen befassen:

vessels (RPV). The development of QUAMET at GRS was sponsored by the former Federal Ministry of Economics and Labour (BMWA) – now the Federal Ministry of Economics and Technology (BMWi).

Following a short survey of the “Safety of Pressurised Components” knowledge base, the different QUAMET modules were presented, involving i.a. an introduction to the specialist field, a guided RPV analysis, analyses of large-scale experiments and of tasks of an RPV benchmark, and the methods for assessing the analysis results obtained by a QUAMET user. Furthermore, the participants in the workshop were given an introduction into the handling of the computer program.

KTA Safety Standards Seminar 2006

The Safety Standards Seminar “Requirements for Pressurised Components” conducted jointly by GRS and the Nuclear Safety Standards Committee (KTA) in Cologne on 21 and 22 February 2006 was once again very well received. Only 60 out of more than 80 applications could be considered due to the restricted room facilities. Participants came mainly from the utilities, the industry, and the TÜVs. The event was rated positively throughout. After an introduction to the series of KTA Safety Standards, international regulations, the draft of Module 4 of the BMU’s revised nuclear non-mandatory guidance instruments and a short survey of the “Safety of Pressurised Components” knowledge base, the fundamental Safety Standards relating to pressurised components were discussed and the most recent changes in the amended versions explained.

INLA Working Group 1 meeting

The “International Nuclear Law Association” (INLA) is a world-wide organisation of lawyers from currently 43 countries who deal with issues of international atomic law. Every two years, a big international conference takes place. Within INLA, there exist in addition national groups that each hold regular national conferences. The last conference of the German group was in Celle in 2004.

The INLA presently maintains six Working Groups on different issues. Each Working Group has a chairman and between 10 and 20 members. They deal with

current legal issues and present their reports at the international conference. The meeting of the INLA Working Group 1 (“Safety and Regulation”) took place at GRS Cologne on 28 and 29 March 2006 and was opened by the scientific and technical director of GRS, Lothar Hahn. In his welcoming address, he underlined the importance of international co-operation at all levels to nuclear safety. He furthermore stressed that national nuclear law was becoming more and more influenced by international developments, as the manifold law-making activities by the EU and the IAEA showed. Against this background, the international exchange of experience could not be rated too highly. In his opinion, the INLA was an excellent platform for this.

The meeting was attended by 14 lawyers from Belgium, Finland, France, Spain and Germany. They agreed i.a. a programme of work for the next two years. Until the next congress, which is to take place in Belgium in 2007 and where it will deliver its next report, the Working Group will deal with the following issues:

- Reactions to the WENRA Report on Harmonization of Reactor Safety in WENRA Countries,
- “New Technical Standards in Germany”,
“Relations between Regulators and with Operators”,
- “Arhus Treaty Implementation”, and
- “Financing and Operational Aspects of the Dismantling of Power Plants”.

At the meeting, the Working Group members said goodbye to their long-standing chairman, Dr. Herbert Schattke. His successor is Ludo Veuchelen (SCK CEN, Belgium).

International Collaborative Fire Modelling Project Working Group

Between 3 and 5 May 2006, the 10th meeting of the “International Collaborative Fire Modelling Project” (ICFMP) Working Group took place at GRS Garching, with participants coming from authorities, utilities and technical safety organisation in Finland, France, Britain, the US and Germany.

Zusammenarbeitsvertrag zwischen der GRS und dem Forschungszentrum Jülich

Am 26. April 2005 haben der wissenschaftlich-technische Geschäftsführer der GRS Lothar Hahn und Dr. Gerd Eisenbeiß, Vorstandsmitglied des Forschungszentrums Jülich (FZJ), in der GRS in Köln einen Zusammenarbeitsvertrag auf dem Gebiet der Endlagerforschung unterzeichnet. Als wesentliche Partner nahmen der Leiter des GRS-Fachbereichs Endlagersicherheitsforschung Prof. Dr. Wernt Brewitz und Prof. Dr. Reinhard Odoj, Leiter des Instituts für Sicherheitsforschung und Reaktortechnik (ISR) des FZJ, sowie Dr. Hildegard Curtius vom ISR und Dr. Horst-Jürgen Herbert, Leiter der GRS-Abteilung Geochemie teil. Der Fachbereich Endlagersicherheitsforschung und das ISR pflegen seit vielen Jahren eine gute Zusammenarbeit und intensiven Informationsaustausch auf dem Gebiet der Endlagerung radioaktiver Abfälle und arbeiten in Gremien wie dem Ausschuss Ver- und Entsorgung der Reaktorsicherheits-Kommission und dem Arbeitskreis High Active Waste (HAW)-Produkte des Bundesministeriums für Wirtschaft erfolgreich zusammen. Durch den Zusammenarbeitsvertrag wollen beide Einrichtungen Impulse für neue Forschungsprojekte geben. In Vorträgen haben Dr. Hildegard Curtius

und Dr. Horst-Jürgen Herbert mögliche Themenfelder skizziert. Dazu gehören u. a. experimentelle Untersuchungen und geochemische Modellierung langlebiger Radionuklide aus HAW-Abfällen und abgebrannten Brennelementen sowie die Dokumentation und Absicherung geochemischer Daten für Langzeitsicherheitsanalysen.

GRS im Forschungsverbund Umwelttechnik

Am 21. April 2005 haben die Technischen Universitäten Braunschweig und Clausthal den neuen Forschungsverbund Umwelttechnik als regionales Cluster gegründet. Als Kooperationspartner sind das außeruniversitäre Forschungsinstitut des Landes Niedersachsen CUTEC in Clausthal-Zellerfeld und der Fachbereich Endlagersicherheitsforschung der GRS in Braunschweig eingebunden.

Forschungsschwerpunkte sind

- Flussgebietsmanagement und Umweltmonitoring für Gewässerschutz und Wasserwirtschaft,
- Energie und Prozesstechniken zur Effizienzsteigerung und Nutzung regenerativer Energien sowie
- Tiefenentsorgung von gefährlichen Abfällen wie z.B. radioaktive Stoffe.

Die oben genannten Institutionen beschäftigen auf den genannten Gebieten derzeit ca. 150 Wissenschaftler/innen, was das große Potenzial im nationalen wie internationalen Vergleich unterstreicht.

Eine Besonderheit des Forschungsverbunds, der von einem vierköpfigen Vorstand mit wechselndem Vorsitz geführt wird, stellt die Kopplung der Grundlagenforschung mit angewandter Forschung und Entwicklung



◀ Die Vertragspartner (von links): Dr. H.-J. Herbert, Prof. Dr. W. Brewitz, L. Hahn, (alle GRS), Prof. Dr. R. Odoj, Dr. G. Eisenbeiß, Dr. H. Curtius (alle FZJ)
The signatories (from left to right): Dr. H.-J. Herbert, Prof. Dr. W. Brewitz, L. Hahn, (all GRS), Prof. Dr. R. Odoj, Dr. G. Eisenbeiß, Dr. H. Curtius (all FZJ)

Co-operation agreement between GRS and the Jülich Research Centre

On 26 April 2005, Lothar Hahn, scientific and technical director of GRS, and Dr. Gerd Eisenbeiß, Member of the Board of the Jülich Research Centre (FZJ), signed a co-operation agreement in the field of repository research at GRS Cologne. Also taking part in the signing ceremony were the Head of the Final Repository Safety Research Division of GRS, Prof. Dr. Wernt Brewitz, and Prof. Dr. Reinhard Odoj, Director of the Institute for Safety Research and Reactor Technology (ISR) of FZJ, Dr. Hildegard Curtius of ISR, and Dr. Horst-Jürgen Herbert, Head of the Geochemistry Department of GRS. The Final Repository Safety Research Division and the ISR have been maintaining close ties for many years, regularly exchanging information in the field of radioactive waste disposal. They also collaborate successfully on several committees, such as the Committee on Fuel Supply and Waste Management of the German Reactor Safety Commission (RSK) and the Working Group on High Active Waste (HAW) Products of the Federal Economics Ministry. With the co-operation agreement, both organisations want to give more impetus to new research projects. Dr. Hildegard Curtius and Dr. Horst-Jürgen Herbert outlined possible topic areas in presentations. These include i.a. experimental studies and geochemical modelling of long-lived radionuclides from HAW and spent fuel elements as well as the documentation and verification of geochemical data for long-term safety analyses.



▲ Die Repräsentanten der Vertragspartner des Forschungsverbunds Umwelttechnik: (stehend, von links), Prof. Dr. Thomas Hanschke, TU Clausthal, Prof. Dr. Wernt Brewitz, GRS, Prof. Dr. Hans-Peter Beck, TU Clausthal, (sitzend, von links) Klaus Sommer, CUTEC, Prof. Dr. Edmund Brandt, TU Clausthal, Lothar Hahn, GRS, Prof. Dr. Jürgen Hesselbach, TU Braunschweig

The representatives of the contracting parties of the Research Association on Environmental Technology: (standing up, from left to right), Prof. Dr. Thomas Hanschke, TU Clausthal, Prof. Dr. Wernt Brewitz, GRS, Prof. Dr. Hans-Peter Beck, TU Clausthal, (seated, from left to right) Klaus Sommer, CUTEC, Prof. Dr. Edmund Brandt, TU Clausthal, Lothar Hahn, GRS, Prof. Dr. Jürgen Hesselbach, TU Braunschweig

GRS co-operating with the Research Association on Environmental Technology

On 21 April 2005, the Technical Universities of Braunschweig and Clausthal founded the new Research Association on Environmental Technology as a regional cluster. Co-operation partners are the non-university CUTEC Research Institute of Lower Saxony in Clausthal-Zellerfeld and the Final Repository Safety Research Division of GRS in Braunschweig.

The research focuses on

- river catchments management and environmental monitoring for water protection and water management,

- energy and process methods to increase the efficiency and use of renewable energy sources,
- deep disposal of hazardous waste, such as radioactive materials.

The above-mentioned institutions currently employ around 150 scientists in the relevant fields, which underlines the large potential on a national and international scale.

One special feature of the Research Association, which is headed by a Board of four members with rotating chairmanship, is the coupling of fundamental research with applied research and development. The aim is to transform findings from academic fundamental research quickly into practical action patterns.



◀ Bei der Vertragsunterzeichnung (v. r.): Hideki Nariai, Präsident der JNES, Walter Leder, bis 31.12.2005 kaufmännisch-juristischer Geschäftsführer der GRS, Lothar Hahn, wissenschaftlich-technischer Geschäftsführer der GRS

Signing the agreement (from left to right): Hideki Nariai, President of JNES, Walter Leder, Managing Director of GRS until 31 December 2005, Lothar Hahn, Scientific and Technical Director of GRS.

dar. Ziel ist, Erkenntnisse aus der universitären Grundlagenforschung zügig in Handlungsraaster für die Praxis umzusetzen.

gangen aus Teilen der Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC) - mit ihr hatte die GRS schon Kooperationsverträge -, der Japan Power Engineering and Inspection und dem Nuclear Safety Technology Center.

■ Zusammenarbeitsvertrag mit der japanischen JNES

Zur Unterzeichnung des Zusammenarbeitsvertrags mit der GRS waren der Präsident der Japan Nuclear Energy Safety Organisation (JNES) Hideki Nariai und sein Vizepräsident Hirofumi Nagihira am 17. Oktober 2005 zu Gast in der GRS Köln. JNES und GRS sind an einer engen Zusammenarbeit interessiert. Als Themen wurden u. a. Aufbau und Inhalt des neuen Regelwerks, periodische Sicherheitsüberprüfung, bessere Nutzung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse, Sumpfsieb-Problematik, Alterungsmanagement, Brennelement-Zwischenlagerung und Kompetenzerhaltung vereinbart.

Nach einer Behörden- und Verwaltungsreform hat JNES am 1. Oktober 2003 den Betrieb aufgenommen. JNES ist die Technische Sicherheitsorganisation (TSO) der japanischen Genehmigungsbehörde Nuclear and Industrial Safety Agency (NISA), die 2001 gegründet worden war. JNES ist hervorge-

■ Weitere Zusammenarbeit mit NRI Rez vereinbart

Am 8. November 2005 haben in Brüssel am Rande des EUROS SAFE-Forums Frantisek Pazdera, Generaldirektor des tschechischen Kernforschungszentrums in Rez (NRI Rez), und die beiden GRS-Geschäftsführer den Vertrag über „Co-operation Agreement in the Field of Nuclear Safety and Protection“ für weitere fünf Jahre verlängert. Dabei wurden die bisherigen und die künftigen Projekte dargestellt und diskutiert.

Die GRS hat langjährige Arbeitsbeziehungen zum tschechischen Kernforschungszentrum in Rez, das vor 50 Jahren gegründet wurde und sich zu einem international anerkannten Forschungszentrum entwickelt hat. Im Jahre 2000 wurde die Zusammenarbeit von GRS und NRI Rez vertraglich für einen fünfjährigen Zeitraum vereinbart. ■

► Frantisek Pazdera, NRI Rez (l.), und Lothar Hahn, GRS
Frantisek Pazdera, NRI Rez (l.), and Lothar Hahn, GRS



Co-operation agreement with the Japanese JNES

On 17 October 2005, the President of the Japan Nuclear Energy Safety Organisation (JNES), Hideki Nariai, and Vice President Hirofumi Nagihira visited GRS Cologne to sign the co-operation agreement. JNES and GRS are both interested in close co-operation. The topics that were agreed included i.a. the structure and contents of the new nuclear non-mandatory guidance instruments, periodic safety reviews, better use of probabilistic safety analyses, sump strainer problems, ageing management, interim storage of fuel elements, and how to maintain competence.

Following a reform affecting authorities and the administrative sector in Japan, JNES began operations on 1 October 2003. JNES is the Technical Safety Organisation (TSO) of the Japanese regulatory authority NISA (Nuclear and Industrial Safety Agency), which was founded in 2001. JNES emerged from parts of the Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC) – which already had co-operation agreements with GRS – as well as from the Japan Power Engineering

and Inspection and the Nuclear Safety Technology Center.

Further co-operation agreed with NRI Rez

On 8 November 2005, on the fringe of the EUROSAFE Forum in Brussels, Frantisek Pazdera, Director General of the Czech Nuclear Research Institute in Rez (NRI Rez), and the two Directors of GRS signed an extension of the “Co-operation Agreement in the Field of Nuclear Safety and Protection” for a further five years. Current and future projects were presented and discussed on this occasion.

GRS maintains long-standing working relations with the Czech Nuclear Research Institute in Rez, which was founded 50 years ago and has developed into an internationally renowned research centre. In 2000, co-operation between GRS and NRI Rez was put on a formal basis in a five-year contract. ■

- Reactions to the WENRA Report on Harmonization of Reactor Safety in WENRA Countries,
- „New Technical Standards in Germany”,
- „Relations between Regulators and with Operators”,
- „Aarhus Treaty Implementation” and
- „Financing and Operational Aspects of the Dismantling of Power Plants”.

Bei dem Treffen wurde der langjährige Vorsitzende der Arbeitsgruppe, Dr. Herbert Schattke, verabschiedet. Den Vorsitz hat Ludo Veuchelen (SCK CEN, Belgien) übernommen.

Arbeitsgruppe „International Collaborative Fire Modelling Project“

Vom 3. bis 5. Mai 2006 fand bei der GRS Garching das 10. Treffen der Arbeitsgruppe „International Collaborative Fire Modelling Project“ (ICFMP) mit Teilnehmern von Behörden, Betreibern und Technischen Sicherheitsorganisationen aus Finnland, Frankreich, Großbritannien, den USA und Deutschland statt.

Aufgabe der Veranstaltung war es, die Ergebnisse von Simulationsrechnungen für praxisnahe Brandszenarien, zu denen in Deutschland Kabel- und Treibstoffflächenbrand-Versuche durchgeführt worden waren, zu diskutieren. Außerdem stimmten die Teilnehmer die Inhalte des zusammenfassenden Berichts für die erste Projektphase des ICFMP ab. Weiterhin wurden auch die thematischen Schwerpunkte für die Phase 2 von ICFMP festgelegt.

Das Arbeitstreffen war mit einem „Kick-off Meeting“ zum hochenergetischen explosionsartigen elektrischen Versagen von Komponenten gekoppelt. Es fand am 5. Mai 2006 unter Teilnahme von Experten von AVN, IRSN, GRS und USNRC statt.

Internationale Arbeitsgruppe zum Thema Sabotage bei Transport- und Lagerbehältern

Das 11. Treffen der internationalen „Working Group Sabotage Concerns of Transport and Storage Casks“

(WGSTSC) fand vom 9. bis 11. Mai 2006 in der GRS Garching statt. Die WGSTSC wurde 1999 in den USA unter maßgeblicher Mitwirkung des BMU und der GRS gegründet. Neben Deutschland, Frankreich, Großbritannien und den USA gehören der Arbeitsgruppe als Beobachter Kanada und Japan an.

Neben dem internationalen Erfahrungsaustausch und gemeinsamen Anstrengungen für eine Vereinheitlichung von internationalen Empfehlungen und Richtlinien gehört von Beginn an zum Ziel der Arbeitsgruppe auch das Streben nach gemeinsamen wissenschaftlichen Untersuchungen. Die Untersuchungen, ein Schwerpunkt der WGSTSC, sollen das Wissen auf dem Gebiet Sabotageeinwirkungen auf Transport- und Lagerbehälter (TLB) mit Kernbrennstoffen und sonstigen radioaktiven Abfällen, der daraus resultierenden Freisetzung radioaktiver Stoffe und der Analyse der radiologischen Folgen erweitern. Seit dem Jahr 2000 sind Deutschland, Frankreich und die USA im Rahmen der WGSTSC an dem gemeinsamen Projekt „Surrogate versus Spent Fuel“ beteiligt, dessen Ziel in der experimentellen Bestimmung des Quellterms der Freisetzung nach Sabotageeinwirkungen auf einen mit abgebranntem Brennstoff beladenen TLB besteht.

An dem Meeting nahmen etwa 20 Fachleute aus Deutschland, Frankreich, den USA und Japan teil. Von deutscher Seite waren neben der GRS auch Vertreter des BfS sowie von Forschungseinrichtungen der Fraunhofer Gesellschaft anwesend. Schwerpunkte der Diskussion waren der Fortschritt des Projektes sowie die Vorbereitung eines neuen, das von Deutschland maßgeblich gestaltet werden soll.

„Topical Conference“ zu Betriebserfahrungen

Vom 29. bis 31. Mai 2006 fand im Hyatt Regency in Köln die Topical Conference „Improving Nuclear Safety through Operating Experience Feedback – Present Challenges and Future Solutions“ statt. Die Konferenz wurde von der IAEO, der OECD/NEA und WANO veranstaltet und von der GRS mit Unterstützung der VGB PowerTech organisiert. Etwa 100 Teilnehmer diskutierten dabei vielfältige Aspekte des Rückflusses von Betriebserfahrungen aus Kernkraftwerken. Während der Vorträge und der Paneldiskussionen wurden etliche Vorschläge entwickelt, die in den nächsten Jahren im Rahmen der Arbeitsgruppen der IAEO

The purpose of the event was to discuss the results of simulation calculations for realistic fire scenarios in relation to cable and fuel pool fire experiments carried out in Germany. The participants furthermore agreed on the contents of the summarising report of the first phase of the ICFMP. The major topics of Phase 2 of the ICFMP were also defined.

This meeting was coupled with a kick-off meeting on the high-energy explosion-like electrical failure of components, taking place on 5 May 2006 with participation of AVN, IRSN, GRS and USNRC experts.

International Working Group Sabotage Concerns of Transport and Storage Casks

The 11th meeting of the international “Working Group Sabotage Concerns of Transport and Storage Casks” (WGSTSC) took place at GRS Garching from 9 to 11 May 2006. The WGSTSC was set up in 1999 in the US, with the BMU and GRS playing a major role. Members of the Group are Germany, France, Britain and the US. Canada and Japan take part as observers.

Apart from an international exchange of experiences and joint efforts for a standardisation of international recommendations and guidelines, the Working Group has been striving from the start for joint scientific studies. These are a focal activity of the WGSTSC and are to widen the knowledge in the field of sabotage impacts on transport and storage casks holding nuclear fuel and other radioactive waste, the resulting release of radioactive materials, and the analysis of the radiological consequences. Since 2000, Germany, France and the US have been involved in the joint WGSTSC project “Surrogate versus Spent Fuel”. The aim of this project is to determine by way of experiments the source term of the release following a sabotage impact on a transport and storage cask holding spent fuel.

The meeting was attended by about 20 experts from Germany, France, the US and Japan. The German party included representatives from GRS and also from the BfS and research institutions such as the Fraunhofer Institute. The discussions centred on the status of the project and on the preparation of a new experiment which is to be devised mainly by Germany.

“Topical Conference” on operating experience

Between 29 and 31 May 2006, the Topical Conference “Improving Nuclear Safety through Operating Experience Feedback – Present Challenges and Future Solutions” took place at the Cologne Hyatt Regency hotel. The conference was hosted by the IAEA, the OECD/NEA and WANO and organised by GRS, assisted by VGB PowerTech. About 100 participants discussed various aspects of the feedback



◀ Lothar Hahn, wissenschaftlich-technischer Geschäftsführer der GRS, begrüßt die Konferenzteilnehmer
Lothar Hahn, Scientific and Technical Director of GRS, welcoming the conference participants



▼ Luis Echávarri, Generaldirektor OECD/NEA, bei seinen Grußworten
Luis Echávarri, OECD/NEA Director general, giving his address



► Blick in das Auditorium der Topical Conference „Improving Nuclear Safety through Operating Experience Feedback“ in Köln
 View of the auditorium of the Topical Conference "Improving Nuclear Safety through Operating Experience Feedback" in Cologne



◀ Peter B. Lyons, NRC Commissioner, bezeichnet in seiner Grundsatzzrede die Auswertung nationaler und internationaler Betriebserfahrungen als Schlüsselstrategie, um Entscheidungen zu verbessern.
Peter B. Lyons, NRC Commissioner, believes that the evaluation of national and international operating experience is a key strategy to improve decisions.

und der OECD/NEA umgesetzt werden sollen. Dafür werden sich die beiden Vorsitzenden der Konferenz einsetzen: der Vorsitzende des „Committee on Nuclear Regulatory Activities“ (CNRA), Jukka Laaksonen, und der Vorsitzende des „Committee on the Safety of Nuclear Installations“ (CSNI), Lothar Hahn.

IRSN, AVN und GRS gründen EUROSAFE-TSO-Netzwerk

IRSN, AVN und GRS haben beschlossen, die Zusammenarbeit zwischen den Institutionen erheblich zu intensivieren. Im Mai 2006 unterzeichneten die Direktoren von IRSN und AVN sowie GRS-Geschäftsführer Lothar Hahn ein Memorandum of Understanding (MoU) über das EUROSAFE-Netzwerk der Technischen Sicherheitsorganisationen (TSO). So werden sie z. B. gegenüber der EU in der Regel gemeinsam auftreten.

Auf Einladung der drei Gründungsinstitutionen können weitere europäische TSO mit vergleichbaren Aufgaben an dem Netzwerk teilnehmen. Das Netzwerk will sicherstellen, dass Interessengruppen ausreichend Gelegenheit erhalten, die Arbeit des Netzwerks zu kommentieren. Ein gemeinsames Arbeitsprogramm ist in Vorbereitung.

Ziele des Netzwerks sind:

- Förderung eines europäischen wissenschaftlich-technischen TSO-Netzwerks der nuklearen Sicherheit,
- Forum zum Austausch von F&E-Ergebnissen und Erfahrungen bei der Sicherheitsbewertung,
- Annäherung kerntechnischer Sicherheitspraktiken in Europa,
- Bildung von Initiativen bei der Definition und Umsetzung von Forschungsprogrammen.

Verbundprojekt Thermodynamische Referenzdatenbasis (THEREDA)

Im Rahmen des „12. International Symposiums on Solubility Phenomena (ISSP)“ in Freiberg (Sachsen) gab am 24. Juli 2006 der Vertreter des Bundesministeriums für Wirtschaft und Arbeit, RD Dr. Siegfried Köster, den offiziellen Startschuss für das Verbundprojekt THEREDA. Nach seiner Einschätzung hat das Projekt eine besonders hohe Bedeutung für die deutsche Endlagersicherheitsforschung.

of operating experience from nuclear power plants. During the lectures and the panel discussion, a number of suggestions were developed which the participants would wish to see implemented over the next years within the framework of the IAEA and OECD/NEA working groups. The two conference chairmen Jukka Laaksonen - Chairman of the Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA) – and Lothar Hahn – Chairman of the Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) – said they would strongly support and work for this idea.

IRSN, AVN and GRS found EUROSAFE TSO Network

IRSN, AVN and GRS have decided to intensify co-operation between the three institutions considerably. In May 2006, the Directors of IRSN and AVN as well as GRS Director Lothar Hahn signed a Memorandum of Understanding (MoU) on the EUROSAFE Network of Technical Safety Organisations (TSO). In future, they will generally act jointly, e.g. in dealing with the EU.

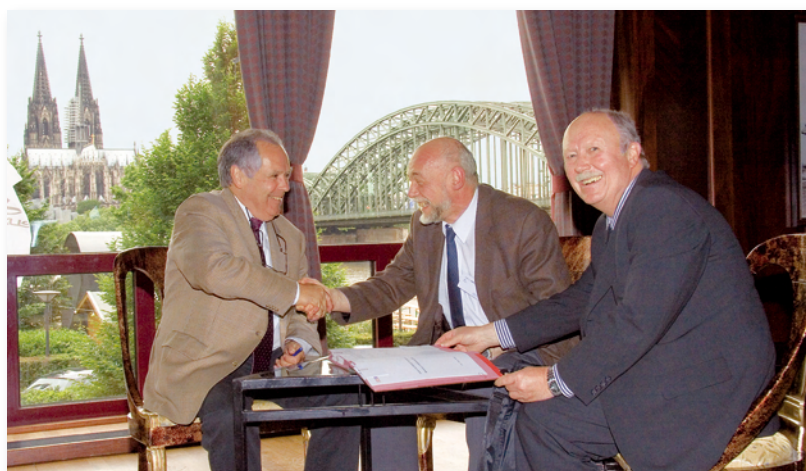
By invitation by the three founding organisations, further European TSOs with similar tasks will be able to join the Network. The Network partners want to make sure that stakeholder groups will be given sufficient opportunity to comment on the work of the Network. A joint programme of work is under preparation.

The aims of the Network are to:

- promote a European scientific and technical TSO network of nuclear safety,
- provide a forum for the exchange of R&D results and experiences with safety assessments,
- harmonise nuclear safety practices in Europe,
- start initiatives to define and implement research programmes.

Joint “Thermodynamic Reference Database” (THEREDA) project

On 24 July 2006, within the framework of the “12. International Symposium on Solubility Phenomena (ISSP)” in Freiberg (Saxony), the representative of the Federal Ministry of Economics and Technology,



▲ Nach der Unterzeichnung des Memorandum of Understanding (MoU) am 29. Mai 2005 in Köln, (v. l.): Lothar Hahn, GRS; Jean-Jacques Van Binnebeek, Direktor AVN, und Ulrich Erven, GRS. (Jacques Repussard, Direktor des IRSN, hatte das MoU bereits in Paris unterschrieben.)

After signing the Memorandum of Understanding (MoU) in Cologne on 29 May 2005 (from left to right): Lothar Hahn, GRS; Jean-Jacques Van Binnebeek, Director AVN, and Ulrich Erven, GRS. (Jacques Repussard, Director of IRSN, had already signed the MoU in Paris.)

RD Dr. Siegfried Köster, officially started the joint THEREDA project. He said that he believed that the project was a particularly important one for German repository safety research.

GRS had taken over the overall co-ordination of the joint project. In his role of THEREDA Working Group representative, Dr. Horst-Jürgen Herbert of GRS welcomed the approx. 60 participants of the one-day Workshop on “Quality Assurance of Thermodynamic Databases”. Participants from Switzerland, France, the US, Australia, New Zealand, Germany and from the “Nuclear Energy Agency” presented their own database projects and discussed quality management concepts, user-friendliness and transparency in connection with the handling of thermodynamic data.

The aim of the German THEREDA project is to create a thermodynamic reference database that is in itself consistent and quality-assured to describe the solubility characteristics of radionuclides and other toxic metals. THEREDA is a joint project of the institutions working in the field of final repository safety research. Apart from GRS, these are the Karlsruhe Research Centre (FZK-INE), the Rossendorf Research Centre (FZK-IRC), the TU Bergakademie Freiberg, Colenco Power Engineering AG, and the European

Als Vertreter des Arbeitskreises THEREDA und der GRS, die die Gesamtkoordination des Verbundprojektes übernommen hat, begrüßte Dr. Horst-Jürgen Herbert, GRS, die ca. 60 Teilnehmer des eintägigen Workshops „Quality Assurance of Thermodynamic Databases“. Gäste aus der Schweiz, Frankreich, USA, Australien, Neuseeland, der „Nuclear Energy Agency“ und Deutschlands stellten ihre Datenbankprojekte vor und diskutierten über Qualitätsmanagementkonzepte, Nutzerfreundlichkeit und Transparenz im Umgang mit thermodynamischen Daten.

Ziel des deutschen Projektes THEREDA ist die Erstellung einer in sich konsistenten, qualitätsgesicherten thermodynamischen Referenzdatenbasis zur Beschreibung der Lösungseigenschaften von Radionukliden und anderen toxischen Metallen. THEREDA ist ein Verbundprojekt der auf dem Gebiet der Endlagersicherheitsforschung tätigen Institutionen. Neben der GRS sind das Forschungszentrum Karlsruhe (FZK-INE), das Forschungszentrum Rossendorf (FZK-IRC), die TU Bergakademie Freiberg, Colenco Power Engineering AG und das europäische Institut für Transuranelemente (ITU) beteiligt. Das Projekt wird von allen drei zuständigen Ministerien (BMBF, BMWi, BMU) gleichermaßen unterstützt. Mit der frühzeitigen Einbindung des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) als Aufsichtsbehörde wird zudem der Referenzcharakter von THEREDA für zukünftige Endlagerprojekte sichergestellt.

In seinem Vortrag unterstrich der Projektleiter Dr. Sven Hagemann, GRS, dass mit der Entwicklung von THEREDA sichergestellt werde, dass für zukünftige Langzeitsicherheitsanalysen eine für Deutschland maßgeschneiderte, einheitliche und leistungsfähige Datengrundlage zur Prognose und Bewertung geochemischer Prozesse im Umfeld von Endlagern und Untertagedeponien zur Verfügung stehe.

Weitere Informationen zu THEREDA auf www.grs.de/geochemie oder www.thereda.de

OECD/NEA Workshop über CFD4NRS

Vom 5. bis 7. September 2006 fand bei der GRS in Garching der Workshop „CFD4NRS: Benchmarking of CFD (Computational Fluid Dynamics)-Codes for Application to Nuclear Reactor Safety“ mit 98 Teilnehmern statt. Der Workshop wurde gemeinsam von der IAEO und der OECD/NEA veranstaltet und von der GRS organisiert. Die Veranstaltung wurde vom

GRS-Geschäftsführer Lothar Hahn, dem Vorsitzenden des „Committee on the Safety of Nuclear Installations“ (CSNI), eröffnet. In sieben parallelen Sitzungen mit 39 Fachvorträgen wurden „Computational Fluid Dynamics“ (CFD) Anwendungen und experimentelle Untersuchungen von Strömungs- und Wärmeübergangsphänomenen im Reaktorsicherheitsbehälter und im Primärkreis von Leichtwasserreaktoren vorgestellt und speziell im Hinblick auf die Anwendung von „Best Practice Guidelines“ und der Abschätzung von experimentellen und numerischen Fehlern diskutiert. In fünf weiteren eingeladenen Vorträgen referierten Dr. Michel Reocreux (IRSN, Frankreich), Prof. Mirela Gavrilas (NRC, USA), Dr. William Oberkampf (SNL, USA), Prof. Michael Prasser (ETH, Schweiz) und Prof. George Yadigaroglu (PSI, Schweiz) über die Rolle von CFD in der Reaktorsicherheit und die Anforderungen an Experimente zur Validierung der CFD Programme. Ausgewählte Beiträge werden in einer Sonderausgabe der Zeitschrift „Nuclear Engineering and Design“ veröffentlicht.

Endlagerforschung: Start des integrierten EU-Projektes PAMINA

Mit dem „Kick-off Meeting“ am 12. und 13. Oktober in Brüssel ist das im 6. Rahmenprogramm der EU angesiedelte integrierte Projekt PAMINA („Performance Assessment Methodologies in Application to Guide the Development of the Safety Case“) gestartet. PAMINA vereint 25 Institutionen aus zehn europäischen Ländern und ein EC Joint Research Centre mit dem Ziel, Methoden und Rechenprogramme zum Nachweis der sicheren Endlagerung von langlebigen radioaktiven Abfällen und bestrahlten Brennelementen in tiefen geologischen Formationen zu verbessern und zu harmonisieren. Die Ergebnisse sollen in einem Statusbericht dokumentiert werden. Sie stehen damit auch den verschiedenen Interessengruppen sowie der Öffentlichkeit zur Verfügung. Das Projekt hat ein Gesamtbudget von 7,6 Mio. € und wird von Dr. Jörg Mönig, GRS, koordiniert. Weitere Informationen im Internet unter www.ip-pamina.eu. ■



◀ Teilnehmer am Kick-Off Meeting für das Projekt PAMINA in Brüssel
Participants of the PAMINA project kick-off meeting in Brussels

Institute for Transuranium Elements (ITU). The project is sponsored at equal shares by all three competent ministries (BMBF, BMWi, BMU). The early involvement of the Federal Office for Radiation Protection (BfS) as supervisory authority also ensures the reference character of THEREDA for future repository projects.

In his paper, project leader Dr. Sven Hagemann of GRS pointed out that the development of THEREDA ensured that a standardised and powerful database tailored to German needs was available for future long-term safety analyses that could be used for predicting and assessing geochemical processes in the environment of repositories and underground waste disposal sites.

Further information on THEREDA can be found at www.grs.de/geochemie or at www.thereda.de

OECD/NEA CFD4NRS Workshop

Between 5 and 7 September 2006, the “CFD4NRS: Benchmarking of CFD (Computational Fluid Dynamics) Codes for Application to Nuclear Reactor Safety” Workshop took place at GRS Garching, attracting 98 participants. The conference was hosted jointly by the IAEA and the OECD/NEA and organised by GRS. The event was opened by Lothar Hahn, Director of GRS and Chairman of the “Committee on the Safety of Nuclear Installations” (CSNI). In seven parallel sessions with a total of 39 technical presentations, computational fluid dynamics (CFD) applications and experimental studies of flow and heat transfer phenomena in the containment and the primary system of light water

reactors were introduced and discussed with regard to the application of “Best Practice Guidelines” and the assessment of experimental and numerical errors. Another five invited papers were presented by Dr. Michel Reocreux (IRSN, France), Prof. Mirela Gavrilas (NRC, US), Dr. William Oberkampf (SNL, US), Prof. Michael Prasser (ETH, Switzerland) and Prof. George Yadigaroglu (PSI, Switzerland) on the role of CFD in reactor safety and on the requirements for experiments to validate CFD codes. Selected articles will appear in a special issue of the journal “Nuclear Engineering and Design”.

Repository research: Start of the integrated EU project PAMINA

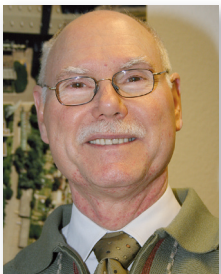
A kick-off meeting in Brussels on 12 and 13 October started off the integrated PAMINA (“Performance Assessment Methodologies in Application to Guide the Development of the Safety Case”) project, which is part of the EU’s 6th Framework Programme. PAMINA unites 25 institutions from ten European countries and one EC Joint Research Centre with the aim to improve and harmonise methods and computer codes for the demonstration of safe disposal of long-lived radioactive waste and irradiated fuel elements in deep geological formations. The results are to be documented in a status report and will thus also be accessible to the different stakeholder groups and the general public. The project has a total budget of EUR 7.6m and is co-ordinated by Dr. Jörg Mönig of GRS. Further information is available on the Internet at www.ip-pamina.eu. ■

10

Projektträgerschaft



Hans-Ulrich Felder



Reinhard Zipper

Die GRS ist seit 1978 Projektträger für Reaktorsicherheitsforschung der jeweils zuständigen Bundesministerien BMFT, BMBF, BMWA und BMWi. Seit Januar 1998 ist sie beliehener Projektträger, d. h. zur treuhänderischen Verwaltung von Bundesmitteln (Reaktorsicherheitsforschung des BMWi) befugt. In diesem Rahmen nimmt die GRS in ihrem Zentralbereich Forschungsbetreuung (FB) alle Aufgaben der Projektförderung zur Reaktorsicherheitsforschung des BMWi unter Beachtung der Vorgaben des Ministeriums wahr. Sie

- wirkt mit an der Fortschreibung von Förderzielen und -inhalten,
- trifft eigenverantwortlich Förderentscheidungen und
- kontrolliert kontinuierlich die bewilligten Vorhaben fachlich und administrativ und bewertet diese abschließend unter fachlichen und administrativen Gesichtspunkten.

Von der Projektträgerschaft ausgenommen sind die sogenannten Hausvorhaben des Ministeriums, insbesondere alle Forschungsvorhaben, die die GRS im Auftrag des BMWi durchführt. Über deren Förderung entscheidet allein das BMWi; die FB leistet hierzu fachliche Unterstützung als Projektbegleiter.

Im Berichtszeitraum wurden von der FB ca. 80 Vorhaben mit einem Fördervolumen von etwa 15 Millionen € 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 Projektträgerschaft die Förderentscheidung getroffen, die ordnungsgemäße Durchführung verfolgt und dokumentiert sowie die Ergebnisse daraufhin bewertet, ob die fachlichen Ziele erreicht wurden.

Der Projektträger Reaktorsicherheitsforschung wird fachlich von unabhängigen Projektkomitees beraten,

in die führende Experten der deutschen Reaktorsicherheitsforschung berufen werden. Die Empfehlungen der Komitees sind ein wesentliches Kriterium für die Förderentscheidungen des Projektträgers.

Unterstützung des BMWi bei der Internationalen Zusammenarbeit

Bilaterale und multinationale Zusammenarbeit

Die internationale Zusammenarbeit des BMWi auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung wird auf der Grundlage bilateraler Regierungs- oder Ressortabkommen, von Einzelvereinbarungen oder als Gegenstand der Mitgliedschaft der Bundesrepublik Deutschland in multinationalen Organisationen durchgeführt.

Unter dem Dach der Kooperation des BMWi mit dem „Ministry of Science and Technology“ (MOST) der Republik Korea unterhält die GRS mit dem „Korean Atomic Energy Research Institute“ (KAERI) Beziehungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheitsforschung. Im Jahre 1998 haben beide Institutionen einen generellen Zusammenarbeitsvertrag geschlossen und im Jahre 2003 erneuert, in dem die gemeinsam interessierenden Forschungsthemen grob definiert sind. Dieser Rahmenvertrag sieht ausdrücklich die Einbeziehung weiterer Forschungseinrichtungen beider Länder in die Ausführung des Vertrages vor. Die fachliche Ausführung der Zusammenarbeit wird mit Fachverträgen geregelt. Der FB kommt dabei auf deutscher Seite die Rolle des Koordinators zu.

Ein Eckpfeiler der internationalen Zusammenarbeit des BMWi auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheitsforschung ist die multinationale Kooperation unter dem Dach der OECD-NEA. Die GRS-FB unterstützte das BMWi bei den Beratungen bezüglich der Neufassung der strategischen Pläne von OECD-NEA und deren „Committee on the Safety of Nuclear Installations“

Project Management Agency

Since 1978, GRS has been project management agency for nuclear safety research of the competent federal ministries BMFT, BMBF, BMWA and BMWi. Since January 1998, GRS has been an authorised project management agency, i.e. it is authorised to hold federal funds in trust (nuclear safety research of the BMWi). Within this framework, GRS performs all tasks of project sponsorship in the Research Management Division (FB) related to nuclear safety research of the BMWi according to the tasks defined by the ministry.

These tasks include:

- participation in the continuous development of the objectives of sponsorship and their contents,
- deciding on grants autonomously,
- continuous technical and administrative control of the granted projects, and final assessment of the projects from a technical and administrative point of view.

The so-called “in-house projects” of the ministry, in particular all research projects performed by GRS by order of the BMWi, are excluded from project management by FB. On their sponsoring, solely the BMWi takes decisions and GRS-FB provides technical advice as project assistant only.

In the year under review, the Research Management Division managed about 80 projects with a total grant volume of about €15 million on behalf of the BMWi. The Research Management Division prepared these projects in technical discussions with German and foreign research institutions, checked them in content with regard to compliance with the guidelines of granting, took decisions on grants within the framework of its sponsorship, controlled and documented their orderly performance, and evaluated the results as to whether the technical objectives were achieved.

Project committees, consisting of leading experts of the German nuclear safety research community, give

technical advice to the project management agency on nuclear safety research. The recommendations of these committees constitute an essential criterion for the decisions on grants.

Support for the Federal Ministry of Economics and Technology in international co-operation

Bilateral and multinational co-operation

The BMWi's international co-operation in the field of reactor safety research is based on bilateral agreements between governments or departments or individual agreements, or is the object of the German government's membership of multinational organisations.

Under the umbrella of the BMWi's co-operation with the Ministry of Science and Technology (MOST) of the Republic of (South) Korea, the GRS maintains relations in the field of reactor safety research with the Korean Atomic Energy Research Institute (KAERI). In 1998, these two institutions entered into a general co-operation contract – which was prolonged in 2003 - under which the research subjects of mutual interest were roughly defined. This master contract provides expressly for the involvement of other research institutions from both countries in the execution of the contract. The technical execution of the co-operation is covered in several technical contracts. The Research Management Division takes the role here of the coordinator on the German side.

One of the cornerstones of the BMWi's international co-operation in the field of nuclear safety research is its multi-national co-operation arrangements under the umbrella of the OECD-NEA. The Research Management Division supports the BMWi in discussions regarding the revised version of the OECD-NEA's strategic plans and its Standing Committee on the Safety of Nuclear

(CSNI) für die Jahre 2005 bis 2009 durch Bereitstellung der fachlichen Grundlagen. Die Entwürfe der strategischen Pläne wurden hinsichtlich ihrer fachlichen Zielsetzung und Zweckmäßigkeit der vorgesehenen Handlungsleitlinien geprüft und entsprechende Kommentare für das BMWi vorbereitet. Der „Operating Plan“ des CSNI, der die Arbeitsgrundlagen des CSNI für die Jahre 2005 bis 2009 festschreibt, wurde im Auftrag des BMWi fachlich und inhaltlich sowie hinsichtlich der Verträglichkeit mit deutschen Förderrichtlinien geprüft und kommentiert. In Arbeitskreisen und während der Sitzungen des CSNI wurden in enger Abstimmung mit dem BMWi die deutschen Interessen von einem FB-Mitarbeiter vertreten.

Die nationalen Forschungsaktivitäten des BMWi auf dem Gebiet der projektgeförderten Reaktorsicherheitsforschung werden durch die Teilnahme Deutschlands an experimentellen Großvorhaben unter der Schirmherrschaft der OECD-NEA ergänzt. Vertreter der FB sind im Auftrag des BMWi sowohl an der fachlichen als auch der vertraglichen Gestaltung dieser Projekte beteiligt und kontrollieren die vertragsgemäße Durchführung durch Mitwirkung in den jeweiligen Kontrollgremien, den Management Boards. Hervorzuheben sind die NEA-Projekte HALDEN, CABRI und PKL-2, an denen sich auf deutscher Seite neben dem BMWi die Industrie sowie die Kernkraftwerksbetreiber maßgeblich beteiligen.

Beim HALDEN-Projekt handelt es sich um das älteste NEA-Projekt, das seit seiner ersten Implementierung 1958 jeweils in drei Jahreszyklen den Forschungsbedürfnissen angepasst und fortgeschrieben wird. Das HALDEN-Projekt untersucht im norwegischen Forschungsreaktor in Halden Fragestellungen der Betriebs- und Störfallsicherheit von Reaktorbrennstoffen und das Verhalten von Strukturmaterialien im Strahlungsfeld. Zunehmende Bedeutung erlangen aber auch Forschungsarbeiten, die den Einfluss menschlichen Verhaltens und der Schnittstelle zwischen Mensch und Maschine sowie Auswirkungen der Organisation auf die Sicherheit von nuklearen Anlagen untersuchen. Das fachliche Programm für den Zeitraum 2006 bis 2008 wurde unter der Koordination der GRS-FB unter den deutschen Projektteilnehmern diskutiert und mit dem internationalen Konsortium abgestimmt.

Das CABRI-Projekt wird am französischen Forschungsreaktor CABRI durchgeführt und dient der experimentellen Untermauerung von Bewertungsverfahren zur Sicherheit von Hochabbrand-Brennstoff bei

postulierten Reaktivitätsstörfällen. Der mit Natrium gekühlte CABRI-Reaktor muss für diese Untersuchungen mit einem Wasserkreislauf nachgerüstet werden, was besondere Anforderungen an die fachliche und administrative Projektverfolgung stellt, um die Einhaltung der vertraglichen Rahmenbedingungen zu gewährleisten.

Versuche zu möglichen Kritikalitätsproblemen durch Borverdünnung des Kühlmittels in Druckwasserreaktoren während postulierter Störfälle mit reduziertem Kühlmittelinventar sind Gegenstand des Projekts PKL-2, das an der Versuchsanlage PKL (Primärkühlkreislauf) der AREVA NP GmbH in Erlangen durchgeführt werden. Dabei kommt besonders die detaillierte Nachbildung aller wesentlichen Kühl- und Hilfssysteme in der PKL-Anlage zum Tragen. Errichtung und Betrieb der Anlage wurden mit erheblicher Förderung durch die projektgeförderte Reaktorsicherheitsforschung des BMWi, mit deren Durchführung die GRS-FB als Projektträger beauftragt ist, realisiert.

Insgesamt befinden sich derzeit 11 experimentelle OECD-NEA-Projekte mit deutscher Beteiligung in Bearbeitung.

Europäische Union (EU)

Ergänzend zu nationalen Forschungsaktivitäten der Mitgliedsländer fördert die EU Forschungsprojekte auf Fachgebieten, die in den jeweiligen Rahmenprogrammen oder besonderen Maßnahmen festgelegt sind. Das BMWi stellt den deutschen Delegierten im beratenden Programmausschuss „Consultative Committee for the Research and Training Programme (Euratom) in the Field of Nuclear Energy (Fission)“ – CCE-Fission der EU-Kommission für die Forschungsprogramme des Euratom zur Kern(spalt)energie und wirkt insbesondere bei der Ausgestaltung der Forschung zur Sicherheit laufender Anlagen und zur Abfallbehandlung mit. Die GRS bereitet die Sitzungen des Programmausschusses für die deutsche Delegation inhaltlich vor und gibt Empfehlungen zu den behandelten Themen. Derzeit läuft das 6. Euratom-Programm (2002 bis 2006), das auch Projekte zum Strahlenschutz, zu Konzepten für neue Reaktoren und darüber hinaus auch die institutionelle Förderung der Kernfusion beinhaltet.

Durch Mitarbeit in dem beratenden Programmausschuss CCE-Fission und in allen wichtigen Fachgruppen nimmt die GRS Einfluss auf die Definition der Projektziele und -inhalte, so z. B. bei der inhaltlichen

Installations (“CSNI”) for the years from 2005 to 2009 by providing the technical basis. The drafts of the strategic plans were examined for the technical objectives and expediency of the envisaged action guidelines, and corresponding BMWi comments were prepared. By order of the BMWi, the “Operating Plan” of the CSNI, which specifies the working basis for CSNI activities for the years 2005 until 2009, was examined and commented on regarding its contents as well as its compatibility with the German sponsorship guidelines. In working groups and at the CSNI meetings, the interests of the German side were represented by a member of the Research Management Division in close collaboration with the BMWi.

The BMWi’s national research activities in the field of funded reactor safety research projects are supplemented by Germany’s participation in major experimental projects under the sponsorship of the OECD-NEA. Representatives of the Research Management Division are involved, on behalf of the BMWi, in both the technical and the contractual design of these projects and monitor their contractual execution by collaborating on the various supervisory bodies or Management Boards. Particularly noteworthy are the NEA projects HALDEN, CABRI and PKL-2, to which major contributions are made not only by the BMWi but also by the German industry and nuclear power plant operators.

The HALDEN project is the oldest NEA project, which since it started in 1958 has been adapted to current research needs and prolonged at cycles of three years. Located at the Norwegian research reactor in Halden, the HALDEN project investigates issues of the operational and accidental safety of nuclear reactor fuels as well as the behaviour of structural materials in the radiation field. Increasing attention is also paid to research into the influence of human behaviour and the man-machine interface as well as to the effects of the organisation on the safety of nuclear facilities. The technical programme for the period 2006 – 2008 was discussed among the German participants in the project under the leadership of the GRS Research Management Division and agreed with the international consortium.

The CABRI project is carried out in the French CABRI research reactor and serves for providing the experimental basis for simulation codes to assess the safety of high-burnup fuel in postulated reactivity accidents. The sodium-cooled CABRI reactor had

to be re-fitted with a cooling-water system for these studies, which places high demands on technical and administrative project management to make sure that the contractual boundary conditions are not violated.

Experiments on possible criticality problems due to boron dilution of the coolant in pressurised water reactors during postulated accidents with reduced coolant inventory are the subject of the PKL-2 project, which is carried out at the PKL (reactor coolant system) test facility of AREVA NP GmbH in Erlangen. Special emphasis is placed on the detailed modelling of all relevant cooling and auxiliary systems in the PKL facility. The facility was built and is operated using substantial public funds generated by the reactor safety research projects sponsored by the BMWi under project organisation management executed by the GRS Research Management Division

There is currently a total of 11 experimental OECD-NEA projects with German involvement.

European Union (EU)

The EU funds research projects, supplementing the national research activities of the Member States, in technical fields that have been defined in the various Framework Programmes or special activities. The BMWi provides the German delegates to the advisory programme body, the **C**onsultative **C**ommittee for the Research and Training Programme (Euratom) in the Field of Nuclear **E**nergy (Fission) or “CCE-Fission” of the EU Commission for the Euratom research programmes on nuclear (fission) energy, and is in particular collaborating on the design of research into the safety of plants now in operation and into the treatment of waste. GRS prepares the contents of the meetings of the programme committee for the German delegation and gives its recommendations on the subjects to be discussed. Currently it is the 6th Euratom Programme (2002 to 2006) that is running; it includes projects on radiation protection, concepts for new reactors, and also the institutional promotion of nuclear fusion.

GRS exerts an influence on the definition of project goals and contents by collaborating on the CCE-Fission as the programme committee, as it did for instance on the preparation of the content of the 7th Euratom Programme (2007 to 2011). It co-operates in this way and through its involvement on selected research projects into subjects of particular interest to

Vorbereitung des 7. Euratom-Programms (2007 bis 2011). Sie wirkt damit und durch Beteiligung an ausgewählten Forschungsprojekten, deren Themen im besonderen deutschen Interesse liegen, an der Erweiterung des internationalen Standes von Wissenschaft und Technik mit.

Als Nationale Kontaktstelle (NKS) gibt die FB Informationen und Hinweise an wissenschaftliche Institutionen weiter, die sich für Ausschreibungen der EU-Kommission interessieren.

Wissenschaftlich-Technische Zusammenarbeit mit Russland (WTZ)

Die Wissenschaftlich-Technische Zusammenarbeit (WTZ) mit Russland geht zurück auf das Abkommen zwischen der Regierung der UdSSR und der Bundesrepublik Deutschland vom 22. Juli 1986 und auf das Abkommen vom 22. April 1987 zwischen dem Minatom und dem BMFT über die WTZ bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie.

Inhalte und Ablauf der WTZ auf dem Gebiet der Reaktorsicherheits- und Endlagerforschung zwischen

Deutschland und der Russischen Föderation werden in gemeinsamen Koordinationssitzungen der Sachverständigengruppe des Rosatom und des BMWi festgelegt. Die GRS ist einerseits die Schnittstelle zwischen dem Auftraggeber BMWi und den Forschungseinrichtungen. Sie bereitet die Koordinationssitzungen fachlich und organisatorisch vor. Mit ihrer wissenschaftlichen Beteiligung an den Forschungsprojekten der WTZ wirkt die GRS andererseits an Untersuchungen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen in Russland mit und erwirbt Kenntnisse, die sie auch in anderen Ländern Osteuropas nutzen kann. Die Projekte der WTZ mit Russland tragen auf vielfältige Weise zur Verbesserung des Sicherheitsniveaus nuklearer Anlagen in der Russischen Föderation sowie in Ländern Mittel- und Osteuropas bei.

Bei der dritten gemeinsamen Koordinationssitzung der Sachverständigengruppen des Rosatom und des BMWi, die am 26. und 27. Mai 2005 in Moskau stattfand, wurde die fortgeschriebene Projektliste beschlossen. Sie umfasst 19 Projekte der Reaktorsicherheitsforschung und 14 Projekte der Endlager-sicherheitsforschung. Es wurde vereinbart, die vierte Koordinationssitzung der Sachverständigengruppe im Mai 2007 in Deutschland durchzuführen. ■

Germany on extending the international state of the art in science and technology.

The Research Management Division also acts as the national contact point and passes on information and instructions to scientific institutions interested in the EU Commission's invitations to tender.

I Technical and scientific co-operation with Russia

Technical and scientific co-operation with Russia dates back to the Convention signed between the government of the then-USSR and the Federal Republic of Germany on 22 July 1986 and a further one dated 22 April 1987 between Minatom and the German Federal Ministry of Research and Technology on technical and scientific co-operation in the peaceful use of nuclear energy.

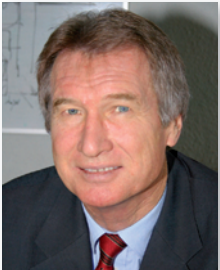
The content and organisation of technical and scientific co-operation in the field of reactor safety and repository research between Germany and the

Russian Federation are defined in joint co-ordination meetings of expert groups from Rosatom and the BMWi. GRS is on the one hand the interface between the BMWi as the client and the research institutions. It prepares the co-ordination meetings in technical and organisational terms. With its scientific involvement in the scientific and technical research projects, GRS on the other hand collaborates on investigations into the safety of nuclear installations in Russia and acquires knowledge that it can also use in other East European countries. The scientific and technical research projects with Russia contribute in many ways to the enhancement of the level of safety of nuclear facilities in the Russian Federation and in countries of Central and Eastern Europe.

The third joint meeting of the expert groups of Rosatom and the BMWi, which took place in Moscow on 26 and 27 May 2005, approved the updated project list, which covers 19 projects in the field of reactor safety research and 14 projects involving repository safety research. It was agreed that the fourth co-ordination meeting of the expert groups should be held in Germany in May 2007. ■

11

Arbeiten des Instituts für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH



Dr. Wolfgang Wurtinger

Im Jahr 2006 hat das Institut für Sicherheitstechnologie (ISTec) GmbH die unternehmerische Neuausrichtung, die in den letzten beiden Jahren begonnen wurde, weiter vorangetrieben. Mit dem Rückgang der Arbeiten für das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) und das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) wurden intensive Anstrengungen unternommen, die Arbeiten auf dem nicht-nuklearen Sektor und für nicht-öffentliche Auftraggeber weiter auszubauen.

So ist es gelungen, neue Projekte auf dem Gebiet der Diagnosetechnik bei Windenergieanlagen und in der petrochemischen Industrie zu akquirieren und auch die Arbeiten zur „On-Board“-Diagnose von Hochgeschwindigkeitszügen wieder zu intensivieren.

Nach wie vor bilden die Arbeiten zur digitalen Sicherheitsleittechnik in Kernkraftwerken, zu Fragen der Endlagersicherheit und zur Entwicklung von Systemen zur Kontrolle und Verfolgung von Reststoffen bei der Stilllegung kerntechnischer Anlagen Arbeitsschwerpunkte des ISTec. Dazu zählte in den letzten beiden Jahren insbesondere das in einem Konsortium mit der GNS zusammen entwickelte Programm RAMMSIS, das zur Verfolgung, Kontrolle und Dokumentation der bei der Stilllegung der Atom-U-Boote der russischen Nordmeerflotte anfallenden radioaktiven Reststoffe und Abfälle dient.

Aus dem Spektrum der bei ISTec durchgeführten Arbeiten sollen nachfolgend zwei Themenbereiche näher beleuchtet werden. Das ist zum einen die **Entwicklung einer Plattformstrategie zur zustandsorientierten Instandhaltung** auf dem Gebiet der Diagnosetechnik und zum anderen die **Arbeiten zur Qualifizierung integrierter Werkzeugumgebungen zur Entwicklung rechnerbasierter Systeme in KKW** auf dem Gebiet der digitalen Leittechnik.

Plattformstrategien zur zustandsorientierten Instandhaltung in kerntechnischen und konventionellen Einsatzbereichen

Ausgangssituation

Flexibilisierung und Verschlankeung der Produktion, technologisch komplexere Anlagen oder Just-in-time-Lieferungen führen generell dazu, dass der Instandhaltung in vielen Unternehmen eine immer größere Aufmerksamkeit zukommt. Die Instandhaltung entwickelt sich deshalb zu einer vorausschauenden Anlagenbetreuung mit wichtigen Aufgaben u. a. auch im Umwelt- und Arbeitsschutz. Ob nun in Eigenregie oder vom Dienstleister durchgeführt, die Instandhaltung mausert sich zum Wertschöpfungsfaktor.

Während man früher von ausfallbedingter (reaktiver) oder vorbeugender (präventiver) Instandhaltung oder Wartung sprach, geht man heute zu einer zustandsorientierten Instandhaltung („Condition Monitoring“) über. Was bedeutet „Condition Monitoring“ aber nun in der Einsatzpraxis? In erster Linie heißt dies Zeitgewinn: Nur wenn zwischen den ersten Anzeichen einer Verschlechterung des Zustandes einer Komponente oder Maschine noch genügend „Notlaufeigenschaften“ vorhanden sind, um Reparaturmaßnahmen zu optimieren oder daraus resultierende Maschinenstillstände planbar zu gestalten, rechnet sich die zustandsorientierte Instandhaltung. Für ein optimales „Condition Monitoring“ sind deshalb Grenzwerte einer typischen Pegelüberwachung nicht geeignet. Dagegen sind selektive Verfahren, die das Informationsangebot eines Messsignals individuell aufbereiten und schädigungsspezifisch analysieren, erforderlich. Dabei kann grob nach drei Schwerpunkten unterschieden werden:

Activities of the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH

In 2006, the Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH continued to promote the new business orientation that began in the last two years. With the decline in the number of contracts awarded by the Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Reactor Safety (BMU) and the Federal Office for Radiation Protection (BfS), intensive efforts were made to become more active in the non-nuclear sector and for non-public customers.

So it was possible to acquire new projects in connection with condition monitoring for wind turbines and diagnostic systems for the petrochemical industry and also to further intensify the work on the onboard diagnosis technique for high-speed trains.

Still, digital safety I&C in nuclear power plants, repository safety issues and the further development of systems for the recording, tracking and control of waste materials during the decommissioning of nuclear facilities continue to constitute major fields of work for ISTec. In the last two years, this included, in particular, the RAMMSIS system, developed in a consortium with GNS, which serves for tracking, controlling and documenting waste and residual material flows in connection with the decommissioning of the nuclear-powered submarines of the Russian Northern Fleet.

From the range of work performed at ISTec, two subject areas shall be examined more detailed in the following. This is, on the one hand the **development of a platform strategy for condition-based maintenance** in the field of diagnosis and, on the other hand, the work on the **qualification of integrated software tool environments for the development of computerised systems in NPPs** in the field of digital information and control (I&C).

Platform strategies for condition-based maintenance in nuclear and conventional fields of application

Background

Increased flexibility and lean production, technologically more complex facilities or just-in-time deliveries generally have the effect that increased attention is paid to maintenance in many companies. Therefore, maintenance develops to become a predictive facility management with important tasks, among others also in the fields of environmental protection and occupational safety. Whether performed on own responsibility or by the service provider, maintenance is becoming a value-added factor.

While in the past reference was made to reactive or preventive maintenance or servicing, the trend today is towards condition-based maintenance ("condition monitoring"). But what does condition monitoring mean in practice? It means, above all, gain of time: Only if adequate "emergency running characteristics" are available between the first signs of the condition of a component or machine to optimise repairs or to make resulting machine downtimes plannable, condition-based maintenance will pay for itself. Therefore, limits of a typical level monitoring are not suitable. However, selective methods that process the data of a measured signal individually and analyse them damage-specifically are required. Here, rough distinction may be drawn between three main subjects:

1. For rotors, processing of measured variables in form of vibration displacement, vibration velocity or acceleration regarding their rotational frequency and higher harmonic components is an established method, since each signal component gives indi-

1. Bei Rotoren ist eine Aufbereitung der Messgrößen in Form von Schwingweg, Schwinggeschwindigkeit oder Beschleunigung hinsichtlich ihrer drehfrequenten und höherharmonischen Komponenten ein etabliertes Verfahren, da jeder Anteil Hinweise auf gewisse Schädigungseinflüsse (thermische Unwucht, Ausrichtfehler, Anstreifvorgänge etc.) liefert.
2. Eine Erweiterung der Diagnose kann dadurch erreicht werden, indem schadensspezifische Indikatoren, die für komponentenspezifische Unregelmäßigkeiten charakteristisch sind, einbezogen werden. Darunter fallen z. B. „Whirl-/Whip“-Einflüsse (bei gleitgelagerten Wellen), kinematische Lagerfrequenzen/Überrollfrequenzen (bei Wälzlagern) oder Zahneingriffsfrequenzen mit Seitenbandmodulationen (bei Stirnrad- oder Planetengetrieben).
3. Eine weitere Sensitivitätserhöhung bei der Maschinendiagnose wird durch die Beobachtung des Eigenschwingungsverhaltens von Bauteilen erzielt: Derartige „Fingerprints“ charakterisieren Referenzzustände des Maschinen-/Komponentenverhaltens im Detail und reagieren frühzeitig auf geringste Veränderungen (veränderte Komponentenlagerung, Resonanzverschiebungen etc.).

Plattformkonzept I

Ausgehend von einem Mitte der 1980er Jahre auf klassischer Zweikanal-Analysator-Technologie entwickelten und in sieben Druckwasserreaktor-Anlagen eingesetzten „Condition Monitoring Systemen“ (COMOS) wird mittlerweile eine Systemfamilie für maschinenspezifische Applikationen auf einem gemeinsamen Plattformkonzept für den vorwiegend kerntechnischen Bereich erfolgreich eingesetzt:

- **COMOS nt** zur Überwachung von Primärkreislaufsystemen von Druckwasserreaktoren,
- **VIBROCAM ZUP COMOS** zur Überwachung von Zwangsumwälzpumpen an Siedewasserreaktoren und
- **VIBROCAM plus COMOS** zur Überwachung von Dampfturbosätzen.

Obwohl das Grundkonzept der zustandsorientierten Instandhaltung allgemein akzeptiert wird, existiert bei der technischen Umsetzung eine gewisse Hemmschwelle, da zunächst Investitionen für Sensorik und Diagnosetechnik erforderlich werden. Dies trifft insbesondere auf „kleinere“ Maschineneinheiten zu. ISTec hat deshalb vor mehreren Jahren damit begonnen, ein zweites Plattformkonzept für Diagnosesysteme zu entwickeln: Der Prototyp wurde vor ca. fünf Jahren für den Diagnoseeinsatz im Hochgeschwindigkeitsverkehr entwickelt – mittlerweile existiert eine Produktfamilie für Anwendungen speziell in der Maschinendiagnose.

Plattformkonzept II

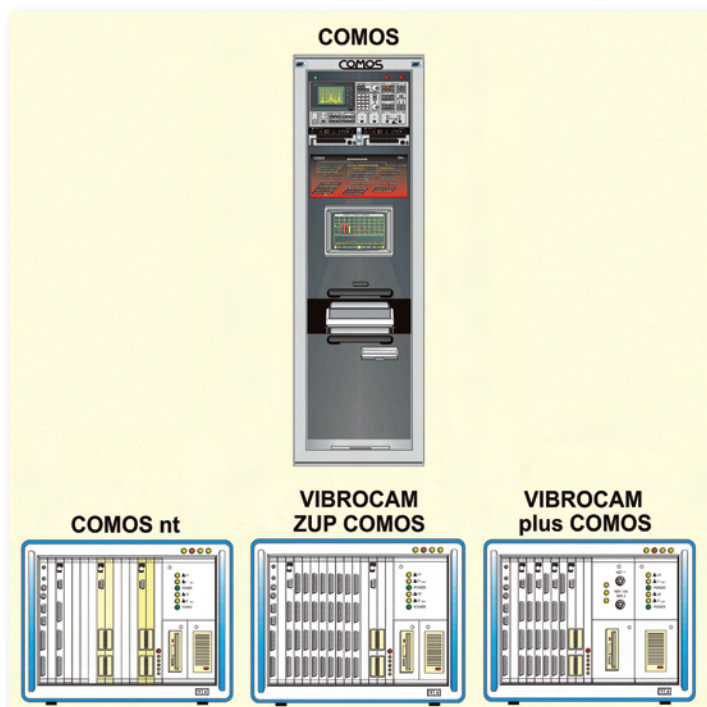
Gemeinsames Merkmal der neuen COMOS-Plattformstrategie ist die schwingungsdiagnostische Überwachung nach dem „Frontend“-Prinzip: Unabhängig davon, ob „passive“ oder „aktive“ Komponenten zu überwachen sind, ob drehzahlkonstante oder drehzahlvariable Betriebsweisen vorliegen, die diagnostische Leistung muss zu einem attraktiven Preis angeboten werden. Das System ist in Doppelprozessortechnik ausgeführt: Während die schnelle Signalverarbeitung in einen digitalen Signalprozessor (DSP) abläuft, wird die eigentliche Überwachungsaufgabe von einem „Embedded PC“ übernommen.

tf COMOS

Es basiert auf der Schwingungsüberwachung mittels zeit- und frequenzselektiver Verfahren („time-/frequency domain“). In die tf COMOS-Systemauslegung sind Algorithmen eingeflossen, die bereits seit Jahrzehnten in der Kerntechnik etabliert sind.

Bei der Zeitbereichsüberwachung von vorwiegend deterministischen Signalanteilen stehen unmittelbare Reaktionen auf Lasttransienten und schnelle Vergleichsanalysen im Vordergrund. Damit kann die aktuelle Maschinenbelastung, verursacht durch dynamische Kräfte, Unwuchten oder thermische Transienten, beurteilt werden.

Bei der Frequenzbereichsüberwachung, ausgelegt für stochastische und deterministische Signalanteile, wird eine Steigerung der Empfindlichkeit durch Mittelungs-



◀ Plattformstrategie I für Diagnosetechnik im kerntechnischen Einsatzbereich
Platform strategy I for diagnosis in nuclear applications

cations to certain damaging influences (thermal unbalance, misalignment, rub, etc.).

2. The diagnosis may be extended by taking damage-specific indicators that are characteristic for component-specific irregularities into consideration. These are, among others, whirl/whip influences (in case of journal bearing shafts), kinematic bearing/pass frequencies (in case of ball bearings) or gear meshing frequency with sideband modulations (in case of spur or planetary gears).
3. Another sensitivity increase in machine diagnosis is achieved by examination of the natural frequencies of structures: Such “fingerprints” characterise reference conditions of the machine/component behaviour in detail and react early to the slightest changes (changed component foundation, resonance shifts, etc.).

Platform concept I

On the basis of condition monitoring systems (COMOS) with classical dual-channel analyser technology, developed in the mid eighties and used in seven

pressurised water reactors, a system family for machine-specific applications is successfully used today on a joint platform concept mainly in the nuclear sector:

- **COMOS nt**, designed to monitor primary circuit systems of pressurised water reactors,
- **VIBROCAM ZUP COMOS**, designed to monitor recirculation pumps at boiling water reactors, and
- **VIBROCAM plus COMOS**, designed to monitor turbosets.

Although the basic concept of condition-based maintenance is generally accepted, there are some inhibitions regarding the technical realisation, since, first of all, investments in sensor and diagnosis technology will have to be made. This applies, in particular, to “smaller” machine units. Therefore, ISTec started to develop a second platform for diagnosis systems several years ago: The prototype was developed for diagnosis in the field of high-speed traffic about five years ago. Meanwhile, a product family is available for applications specifically for machine diagnosis.

prozeduren erreicht. Dies dient u. a. zum Erkennen von Veränderungen des Maschinenzustands infolge Verschleißes aber auch zur Beurteilung von „Retrofit“-Maßnahmen. Zur Fehlalarmreduktion steht ein Logik-Editor zur Verfügung.

ta COMOS

Die von technischen Systemen abgestrahlten Schallwellen enthalten diagnostisch relevante Frequenzanteile. Diese werden vom Diagnosesystem ta COMOS („technical acoustic“) zur akustischen Überwachung mittels Luftschall mit Mustererkennungsverfahren analysiert: Die Bewertung basiert auf frei definierbaren Fuzzy-Bändern ausgewiesener Referenzzustände. Mit Zuweisungsklassen werden Betriebs- und Störungsergebnisse separiert. Um die Frequenzanalyse mit einem akustischen Höreindruck zu hinterlegen, werden beim Auftreten unbekannter Neuereignisse die zugehörigen Schallmuster abgespeichert.

Durch geschickte Positionierung von Mikrofon-Arrays sind komplexe Überwachungsaufgaben sowohl in geschlossenen Räumen als auch im Freifeld individuell lösbar.

WKA COMOS

Dieses System wurde für **Windkraftanlagen** konzipiert und basiert auf zeit- und frequenzselektiven Verfahren. Um den z. T. instationären Betriebsbedingungen bei Windböen gerecht zu werden, wurde eine zeitsynchron ablaufende Datenerfassung/Datenverarbeitung realisiert.

Die Diagnoseschwerpunkte betreffen wesentliche Einflussfaktoren und Komponenten einer WKA, wie Erregerfrequenzen (Rotor – Drehfrequenzen, Rotorblatt – Passierfrequenzen, Getriebe – Zahneingriffsfrequenzen), Überrollfrequenzen (Lager-Außenring, Lager-Innenring, Wälzkörper) und Eigenfrequenzen (Rotorblattresonanzen in Schlag-/Schwenkrichtung, Gondeligenfrequenzen transversal/radial, Biege-/Torsionseigenfrequenzen der Turmkonstruktion, etc.).

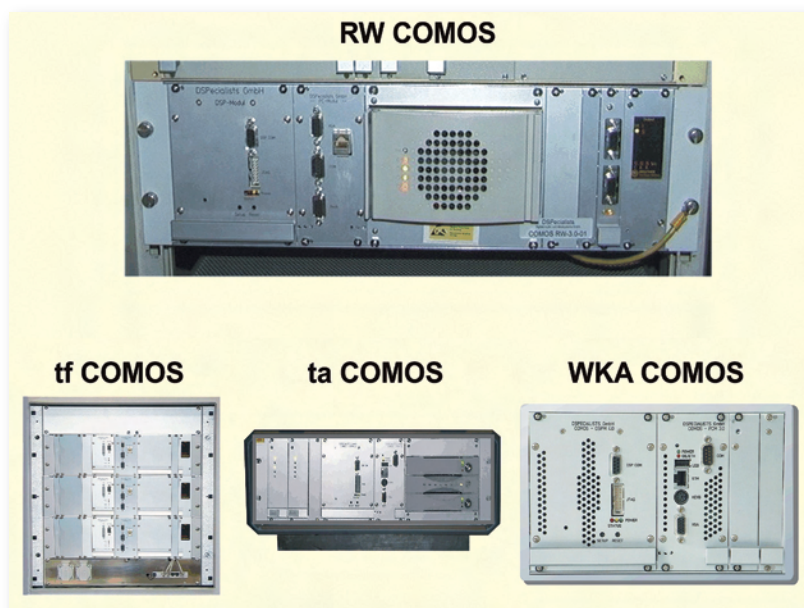
Bei den relevanten Kennwerten für die drei genannten Systeme ist jedoch zu beachten, dass es sich hierbei um Auslegungsmerkmale handelt, die durch entsprechende

Systemkonfiguration bzw. Systemparametrierung für individuelle Aufgaben modifiziert werden können. Dies betrifft z. B. die nutzbare Frequenzbandbreite bzw. Frequenzauflösung der FFT-Berechnung. Gleiches gilt für die aktuell gewünschte Art des Speichermediums oder die benötigte Art der Signalkonditionierung, wenn auf bereits vorhandene Sensorik zurückgegriffen wird.

Informationstransfer und Service

Bei räumlich verteilt positionierten Maschinengruppen (z. B. chemische Industrie) oder Einzelanlagen (z. B. Windenergie) spielt der schnelle und kostengünstige Informationstransfer eine entscheidende Rolle. Hier bietet z. B. das modulare Konzept der tf COMOS-Signalerfassung Flexibilität durch Kaskadierung von Basismodulen und Einsatz in einer Netzwerkumgebung. Diagnoseergebnisse werden zu Fehlercodes verdichtet und können über Mail-Server dem zuständigen Schichtpersonal oder einem zentralen Diagnose-Experten übermittelt werden. Gerade dieser zuletzt genannte Aspekt externer Serviceleistungen bekommt immer mehr grundlegende Bedeutung, da viele Anlagenbetreiber nicht selten von Auswertung, Interpretation und Dokumentation der Zustandsdaten entlastet sein möchten. Durch „Outsourcing“ dieser Serviceleistungen nutzt man das Fachwissen und die Erfahrung qualifizierter Spezialisten und kann Entscheidungen auf neutralen Aussagen abstützen.

Das Dienstleistungsangebot von ISTec stellt unter diesen Prämissen eine wichtige Ergänzung zur Online-Zustandsüberwachung dar und ebnet den Weg zur zustandsorientierten Instandhaltung von Maschinen und Anlagen: Im sogenannten „Offline-Diagnosepfad“ sind flankierende Leistungspakete enthalten, die mosaikartig ineinandergreifen und einen effizienten Lösungsweg sicherstellen. So werden stufenweise die Voraussetzungen für eine tiefer gehende Diagnose geschaffen. Mit Schulungsangeboten und Ausbildungsmaßnahmen werden dem Betriebspersonal Kenntnisse vermittelt, um selbstständig Rückschlüsse vom Schwingungsverhalten auf den Maschinenzustand ziehen zu können. Regelmäßige Veranstaltungen zum Erfahrungsaustausch und Fallstudien zur technischen Diagnose sind feste Bestandteile dieser Serviceleistungen, die den notwendigen Wissenstransfer zwischen Maschinenherstellern, Maschinenbetreibern und Diagnosefachleuten sicherstellen.



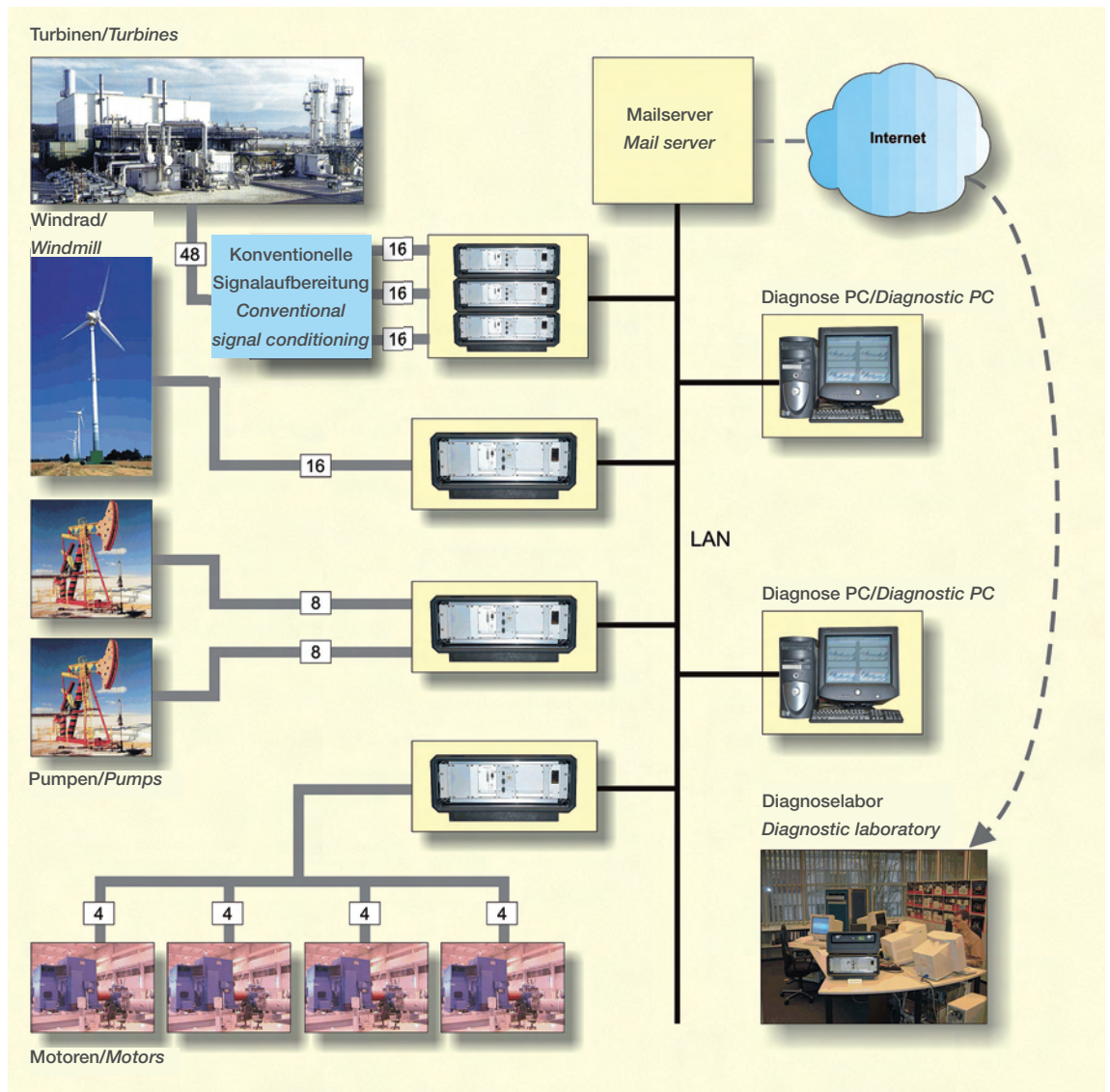
◀ Plattformstrategie II für Diagnosetechnik im kerntechnischen Einsatzbereich. Hier sind – ausgehend von der Erstrealisierung RW COMOS zur „On-Board“-Diagnose von Schienenfahrzeugen – die mit tf COMOS, ta COMOS und WKA COMOS bezeichneten Systemvarianten zur Maschinendiagnose aufgeführt.

Platform strategy II for diagnosis in nuclear applications. Here, the system variants for machine diagnosis are referred to – based on the first realisation RW COMOS for onboard diagnosis for railway vehicles – as tf COMOS, ta COMOS and WM COMOS.

		tf COMOS	ta COMOS	WKA COMOS
Signaleingänge <i>Input channels</i>	AC	16	8	12
	DC	8	–	8
	Führungsgrößen/ <i>Reference parameters</i>	4	4	4
Signal- konditionierung <i>Signal conditioning</i>	Strom/ <i>Current</i>	+	+	+
	Spannung/ <i>Voltage</i>	+	+	+
	ICP	+	+	+
Frequenzbereich <i>Frequency domain</i>	FFT	4 kHz/0.5 Hz	28 kHz/4 Hz	2 kHz/0.25 Hz 256 Hz/0.03 Hz
	Kohärenzkombinationen <i>Coherence combinations</i>	8	8	8
	Hüllkurvenanalyse/ <i>Envelope curve analysis</i>	–	–	512 Hz/0.06 Hz
Zeitbereich <i>Time domain</i>	Spitzenwert/ <i>Peak</i>	+	+	+
	RMS	+	+	+
	Crestfaktor/ <i>Crest factor</i>	+	+	+
	Kurtosis/ <i>Curtosis</i>	+	+	+
	Histogramm/ <i>Histogram</i>	+	+	+
Speichermedium <i>Storage medium</i>	HD/Automotive Disc/ <i>HD Automotive disc</i>	60 GB	160 GB	20 GB
	Compact Flash/ <i>Compact flash</i>	2 GB	2 GB	2 GB
Meldeinterface <i>Status signal interface</i>	Relaiskontakte/ <i>Relais contacts</i>	8	8	8
	html	+	+	+
Datenübertragung <i>Data Transfer</i>	Netzwerk/ <i>Network</i>	+	+	+

▲ Wesentliche Auslegungsmerkmale für das Plattformkonzept II / *Essential design features for platform concept II*

► Beispiel für Systemkaskadierung und Netzwerkeinbindung
Example of system cascading and network integration



Zusammenfassung

Über den Einsatz von Diagnosetechniken wird häufig unter dem Blickwinkel „cost-benefit“ entschieden. Deshalb war es zielführend, dass sich die Systemtechnik im letzten Jahrzehnt durch leistungsfähigere Prozessortechnik bei moderaten Preisen günstig entwickeln konnte. Gleichzeitig sind Tendenzen zu beobachten, Diagnose-Know-how nicht mehr wie im bisherigen Maße beim Anlagenbetreiber in Fachabteilungen vorzuhalten, sondern im „Dispatcher“-Bereich anzusiedeln oder an Dienstleister auszulagern. Dies wird durch entsprechende Netzwerke unterstützt. Aufgrund dieser Entwicklungen sollten zustandsorientierte Diagnose- und Instandhaltungsverfahren künftig auch

bei weniger kapitalintensiven Maschinen vermehrt zum Einsatz kommen.

Qualifizierung integrierter Werkzeugumgebungen zur Entwicklung rechnerbasierter Systeme in Kernkraftwerken

In Kernkraftwerken wird zunehmend analoge Sicherheitsleittechnik durch rechnerbasierte digitale Leittechniksysteme ersetzt. Der Einsatz dieser Systeme bietet die Möglichkeit einer umfassenden Informationsauf-

Platform concept II

A common feature of the new COMOS platform strategy is the vibration diagnostic monitoring according to the front-end principle: Irrespective of whether “passive” or “active” components are to be monitored, whether forced by constant or variable speed mode of operation, the diagnostic performance has to be offered at an attractive price. The system is designed in dual processor technology: While fast signal processing is achieved by a digital signal processor (DSP), the actual monitoring function is performed by an embedded PC.

tf COMOS

It is based on the vibration monitoring by time and frequency selective methods (time-frequency domain). The tf COMOS design includes algorithms well established in the nuclear industry for more than several decades.

The time domain monitoring of mainly deterministic signal components focuses on direct reactions to load transients and fast comparative assessments. In this way, the current machine load, caused by dynamic forces, unbalances or thermal transients, can be assessed.

With the frequency domain monitoring, designed for stochastic and deterministic signal components, sensitivity is increased by averaging procedures. This serves, among other things, to identify changes in machine condition due to wear but also to judge retrofit measures. For false alarm reduction, a logic editor is available.

ta COMOS

The sound waves emitted by technical systems contain diagnostically relevant frequency components. These are analysed by the diagnosis system ta COMOS (**t**echnical **a**coustic) for acoustic monitoring by airborne sound with pattern recognition methods. The assessment is based on freely definable fuzzy bands of defined reference conditions. Operational occurrences and distortions are separated by assignment classes. In order to superpose the frequency analysis with an acoustic sound impression, the sound patterns of unknown new events are stored.

By optimal positioning of microphone arrays, complex monitoring tasks can be solved individually both in closed rooms and outdoors.

WM COMOS

This system was designed for **w**ind **m**ills and it is based on time and frequency selective methods. In order to cope with unsteady operating conditions in case of wind gusts, data acquisition and data processing are performed time-synchronously.

The diagnosis focuses on essential influencing factors and components of a WM, such as excitation frequencies (rotor – rotational frequencies, rotor blade – blade passing frequencies, gear – gear meshing frequencies), roll-over frequencies (bearing outer ring, bearing inner ring, bearing roller) and natural frequencies (rotor blade resonances in transversal and azimuthal direction, nacelle natural frequencies in transversal/radial direction, bending and torsional natural frequencies of the tower construction, etc.).

However, it has to be noted with regard to the relevant parameters for the three systems mentioned that the respective design features can be modified for individual tasks by corresponding system configuration or system parametrisation. This applies, e.g., to the usable frequency bandwidth or frequency resolution of the FFT calculation. The same applies to the respectively desired type of storage medium or the required type of signal conditioning if already available sensors are used.

Information transfer and service

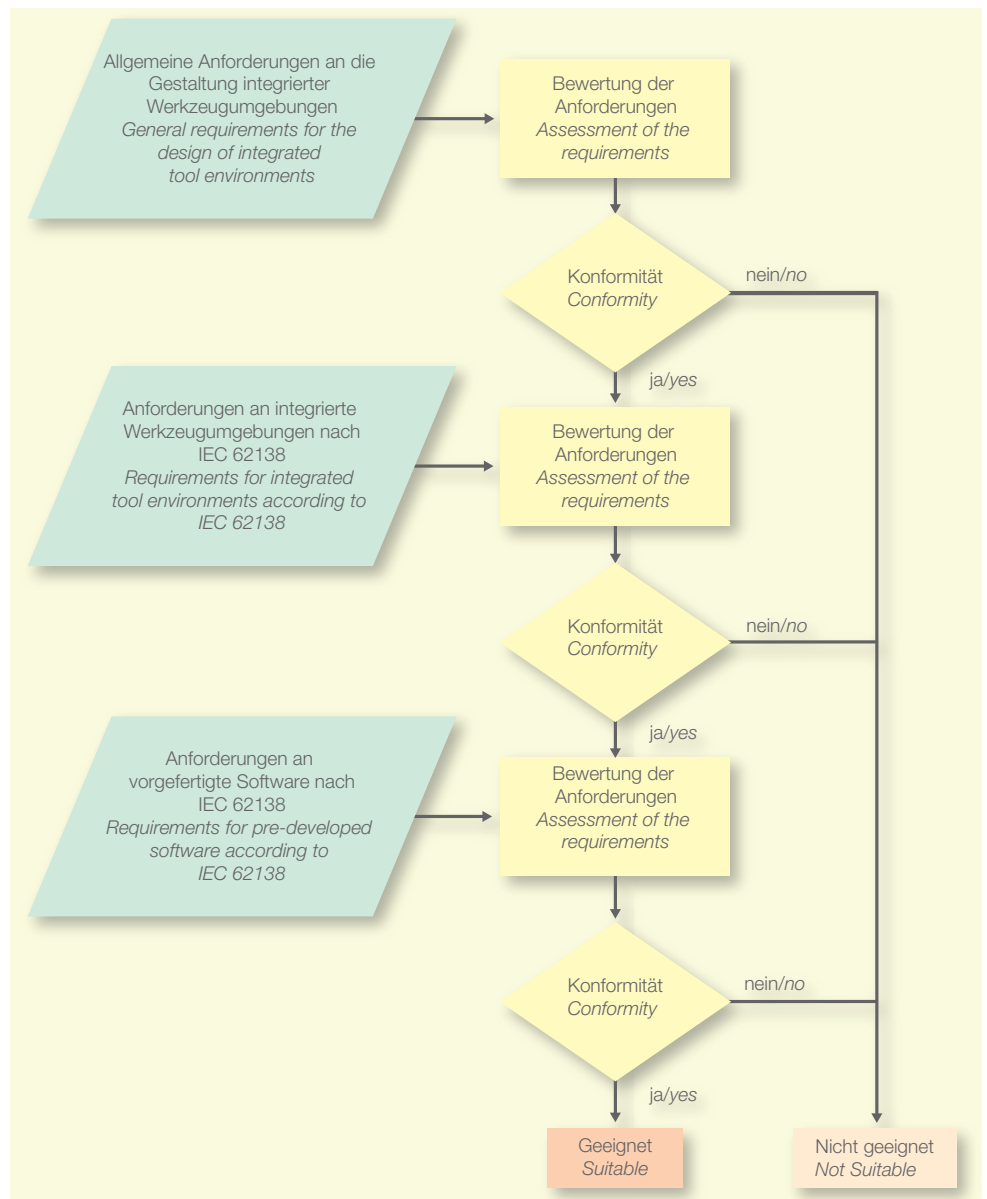
In case of spatially distributed machine groups (e.g. chemical industry) or single units (e.g. wind energy), fast and cost-effective information transfer plays a decisive role. Here, e.g., the modular concept of the tf COMOS signal measuring offers flexibility by cascading of basic modules and use in a network environment. Diagnosis results are condensed to alert codes and linked via mail server to responsible shift personnel or a central diagnostic expert. Especially this latter aspect of external services gains more and more in importance since, in many cases, plant operators want to be relieved from evaluation, interpretation and documentation of the condition data. By outsourcing these tasks, technical knowledge and the experience

bereitung für das Schichtpersonal sowie verbesserte Selbstüberwachungs- und Diagnosefunktionen und kann damit zur Erhöhung der Reaktorsicherheit beitragen.

Für die Entwicklung komplexer digitaler Leittechnikssysteme, die Funktionen der Sicherheitskategorien B und C nach DIN IEC 61226 ausführen, werden auch kommerzielle integrierte Werkzeugumgebungen verwendet, die ursprünglich nicht für den nuklearen Einsatz konzipiert waren. Diese basieren auf kommerziellen Produkten, die für die nuklearen Anwendungen angepasst und erweitert wurden.

Da der Einsatz von Leittechnik mit sicherheitstechnischer Bedeutung in Kernkraftwerken strengen Regeln unterworfen ist, muss die Qualifikation kommerzieller integrierter Werkzeugumgebungen für die Entwicklung von Software für den nuklearen Einsatz nachgewiesen werden.

Im Rahmen eines vom BMWi geförderten Vorhabens wurden methodische Ansätze zur Qualifizierung integrierter Werkzeugumgebungen untersucht und entwickelt. ISTec erarbeitete ein Bewertungsschema, das eine tragfähige Beurteilung erlaubt. Es basiert auf der Analyse und Klassifikation von Diensten, welche die von



► Bewertungsschema zur Vorqualifikation der integrierten Werkzeugumgebung
Assessment scheme for prequalification of the integrated tool environment

of qualified specialists is used and decisions can be based on neutral statements.

Based on these premises, the services offered by ISTec are an important supplement to online condition monitoring and paves the way to condition-based maintenance of machines and facilities: The offline analysis tools include accompanying service packages that can be combined to complement one another and ensure efficient solutions. In this way, the prerequisites for an in-depth diagnosis are provided step by step. By means of training offers and education measures, the personnel obtains knowledge to draw conclusions from the vibration behaviour on the machine condition without assistance. Meetings for experience exchange, held at reasonable intervals, and case studies on technical diagnosis are integral parts of the services provided which ensure the necessary knowledge transfer between machine manufacturers, machine operators and diagnosis experts.

Summary

The decision on the use of diagnostic techniques is often taken from the cost-benefit point of view. Therefore, it led to the objectives envisaged that in the last decade it was possible to develop the system technology cost-effectively due to higher-performance processor technology at moderate prices. At the same time, tendencies can be observed that diagnosis know-how is no longer available at the respective departments of the plant operator to the extent as in the past, but to assign this responsibility to the dispatcher area or to outsource it to service providers. This is supported by respective networks. Due to these developments, condition-based diagnosis and maintenance procedures should in future also be increasingly applied for machines that are less capital intensive.

Qualification of integrated tool environments for the development of computer-based systems at nuclear power plants

At nuclear power plants, analog safety I&C is increasingly replaced by computer-based digital I&C systems. The application of these systems offers the

opportunity of comprehensive information processing for the shift personnel as well as improved self-monitoring and diagnostic functions and, thus, can contribute to increasing reactor safety.

For the development of complex digital I&C systems performing functions of safety categories B and C as specified in DIN IEC 61226, commercial integrated tool environments are also used that initially had not been designed for the nuclear sector. These are based on commercial products that have been adapted and extended for nuclear applications.

Since the use of safety-relevant I&C at nuclear power plants is subject to strict rules, the qualification of commercial integrated tool environments for the development of software for nuclear applications must be verified.

Within the framework of a project sponsored by the Federal Ministry of Economics and Technology, methodical approaches for the qualification of integrated tool environments were examined and developed. ISTec developed an assessment scheme which allows a sustainable assessment. It is based on the analysis and classification of features that represent the functionalities provided by the integrated tool environment in form of software packages (e.g. software packages for specification, code generation, maintenance measures, etc.).

The investigations performed so far show that the technical value of an integrated tool environment is not the decisive factor alone, but that its qualified application also has to be ensured.

Assessment scheme

In order to give the examiner the opportunity to perform the qualification in an objective, traceable and, thus, repeatable manner, the basis and a framework of activities is developed. In this way, the integrated tool environments for nuclear safety applications can be qualified according to the nuclear rules and regulations and the state of the art. The assessment scheme is targeted at a prequalification of integrated tool environments, detached – as far as possible – from the safety function implemented with it. It is not the intention of the project to qualify a specific integrated tool environment within the framework of the project, but to demonstrate the suitability of the methods

Anforderung/Requirement	Beschreibung/Description
<p>Softwareentwicklung nach Lebenszyklus <i>Software development after life cycle</i></p>	<p>Die Entwicklung der Anwendungsprogramme soll nach einem Softwarelebenszyklus erfolgen, der in klar abgegrenzte Phasen unterteilt ist. Jede Phase sollte mit qualitätssichernden Maßnahmen unterstützt werden. Es sollten Mittel für die Verifikation der Phasenübergänge zur Verfügung stehen.</p> <p><i>The application programs shall be developed after a software life cycle which is divided into clearly defined phases. Each phase should be supported by quality assurance measures. Means should be available for the verification of the phase transitions.</i></p>
<p>Konfigurationsmanagement <i>Configuration management</i></p>	<p>Es sollen Dienste zur Erfassung und Kontrolle der zur Erstellung des Zielsystems erforderlichen Bestandteile verfügbar sein.</p> <p><i>Features shall be available for determination and control of the parts required for the development of the target system.</i></p>
<p>Softwarepflege <i>Software maintenance</i></p>	<p>Die Durchführung regelmäßiger Prüfungen und Änderungen am Zielsystem sollen unterstützt werden.</p> <p><i>The performance of regular reviews and modifications of the target system shall be supported.</i></p>
<p>Formalisierte Entwurfsmethoden <i>Formalised draft methods</i></p>	<p>Die Entwurfsmethoden sollten formalisiert und für alle Projektbeteiligte verständlich sein.</p> <p><i>The draft methods should be formalised and understandable for all project participants.</i></p>
<p>Automatische Codegenerierung <i>Automatic code generation</i></p>	<p>Die Erstellung des Codes der Anwendungsprogramme erfordert Dienste zur automatisierten Codegenerierung.</p> <p><i>The development of the code of the application programs requires the availability of features for automatic code generation.</i></p>
<p>Einschränkungen bei „manueller“ Software (z. B. Einhaltung von Programmierrichtlinien, usw.) <i>Limitations for “manual” software (e.g. adherence to coding standards, etc.)</i></p>	<p>„Manuell“ implementierter Anwendungsprogrammcode ist zu vermeiden. Falls erforderlich ist der Code in übersichtliche, vollständig testbare Module zu gestalten. Soweit möglich sollen die Module sequenziell arbeiten.</p> <p><i>“Manually” implemented application program code is to be avoided. If required, the code shall be available in form of clearly laid out and completely testable modules. As far as possible, the modules shall work sequentially.</i></p>

▲ Allgemeine Anforderungen an die Gestaltung integrierter Werkzeugumgebungen
General requirements for the design of integrated tool environments

der integrierten Werkzeugumgebung bereitgestellten Funktionalitäten in Form von Softwarepaketen (z. B. Softwarepakete für Spezifikation, Codegenerierung, Instandhaltungsmaßnahmen, usw.) repräsentieren.

Aus den bisher durchgeführten Untersuchungen wird erkennbar, dass der technische Wert einer integrierten Werkzeugumgebung nicht allein der entscheidende Faktor ist, sondern auch deren qualifizierte Verwendung sichergestellt werden muss.

Bewertungsschema

Um dem Prüfer die Möglichkeit zu geben, die Qualifizierung objektiv, nachvollziehbar und somit auch wiederholbar durchzuführen, werden die Grundlagen und ein Gerüst von Tätigkeiten geschaffen. Hiermit können die integrierten Werkzeugumgebungen für kerntechnische Sicherheitsanwendungen entsprechend dem kerntechnischen Regelwerk und dem Stand von Wissenschaft und Technik qualifiziert werden. Das Bewertungssche-

Anforderung/Requirement	Beschreibung/Description
Automatisierte Verifikationswerkzeuge <i>Automated verification tools</i>	Es sollten Dienste zur automatisierten Verifikation aller Softwarekomponenten zur Verfügung stehen. <i>Features shall be available for automated verification of all software components.</i>
Einschränkungen beim Betriebssystem (z. B. statisch, usw.) <i>Limitations of the operating system (e.g. static, etc.)</i>	Betriebssystemkomponenten des Zielsystems sollten überschaubar und bewährt sein. Dynamische Verwaltung von Ressourcen ist abzulehnen. <i>Operating system components of the target system should not be too complex and well-proven. The dynamic administration of resources is to be rejected.</i>
Deterministisches Programmverhalten <i>Deterministic program behaviour</i>	Die Prozesse des Zielsystems sollen zyklisch abgearbeitet werden. Unterbrechungen sind zu vermeiden, um ein deterministisches Programmverhalten zu erreichen. Genügend Reserven sind einzuplanen für Selbsttests und die Stapelverarbeitung. <i>The processes of the target system shall be executed cyclically. Interruptions are to be avoided in order to reach a deterministic program behaviour. Adequate reserves are to be provided for self-tests and batch processing.</i>
Umfangreiche Systemtests <i>Comprehensive system tests</i>	Umfangreiche Systemtests sind durchzuführen, um eine möglichst hohe Testabdeckung zu erreichen. <i>Comprehensive system tests are to be performed to reach the highest possible test coverage.</i>
Möglichkeit diversitärer Maßnahmen <i>Possibility of diverse measures</i>	Programmteile in redundanten Verarbeitungseinheiten sollten mit unterschiedlicher Abarbeitungsreihenfolge und Speicherbelegung implementiert werden. <i>Program parts in redundant processing units should be implemented with different processing sequence and assignment of memory space.</i>
Unabhängigkeit der Redundanz <i>Independence of the redundancy</i>	Auf Synchronisierung redundanter Verarbeitungseinheiten ist zu verzichten. <i>Redundant processing units shall not be synchronised.</i>
Adäquate Fehlerbehandlung <i>Adequate error handling</i>	In Abhängigkeit des erkannten Fehlers (z. B. Laufzeitfehler) soll das Zielsystem Fehler tolerierende Maßnahmen einleiten oder sich in einen sicheren Zustand versetzen. <i>In dependence of the error identified (e.g. runtime error), the target system shall initiate error-tolerating measures or put itself into a safe mode.</i>

developed by means of selected examples of different integrated tool environments.

The features of the integrated tool environment are assessed in three steps. In a first step, it is analysed whether general requirements regarding the design of integrated tool environments were adhered to. The aim of this analysis is to determine whether the integrated tool environment can principally be applied in the safety category envisaged by the earliest possible date.

Drawing on the experiences with digital I&C systems that are or were especially developed for safety systems of nuclear installations, general requirements for the design of integrated tool environments are defined. In addition to the quantitative coverage of the requirements by the features provided by the integrated tool environment, their qualitative degree of fulfilment has to be assessed particularly. An essential aspect is the coherence of the features, i.e. their communication capability and consistency with

ma zielt auf eine Vorqualifikation der integrierten Werkzeugumgebung, losgelöst – soweit möglich – von der damit implementierten Sicherheitsfunktion. Es liegt nicht in der Absicht des Vorhabens, eine bestimmte integrierte Werkzeugumgebung im Rahmen des Projekts zu qualifizieren, sondern die Eignung der entwickelten Methoden wurde anhand ausgewählter Beispiele verschiedener integrierter Werkzeugumgebungen demonstriert.

Die Dienste der integrierten Werkzeugumgebung werden in drei Hauptschritten bewertet. In einem ersten Schritt wird analysiert, ob allgemeine Anforderungen an die Gestaltung integrierter Werkzeugumgebungen befolgt wurden, wobei das Ziel dieser Analyse die Feststellung der prinzipiellen Einsetzbarkeit der integrierten Werkzeugumgebung in der vorgesehenen Sicherheitskategorie zum frühestmöglichen Zeitpunkt ist.

Angelehnt an die Erfahrungen mit digitalen Leittechniksystemen, die speziell für die Sicherheitssysteme nuklearer Anlagen entwickelt werden bzw. wurden, werden allgemeine Anforderungen an die Gestaltung integrierter Werkzeugumgebungen aufgestellt. Neben der zahlenmäßigen Abdeckung der Anforderungen durch die Dienste der integrierten Werkzeugumgebung ist dabei insbesondere deren qualitativer Erfüllungsgrad zu bewerten. Ein wesentlicher Aspekt ist die Kohärenz der Dienste, d. h. deren Kommunikationsfähigkeit und Durchgängigkeit in Bezug auf den Softwarelebenszyklus. In der Tabelle sind die allgemeinen Anforderungen an die Gestaltung integrierter Werkzeugumgebungen aufgelistet und beschrieben.

Kann die Analyse der allgemeinen Anforderungen mit positivem Ergebnis abgeschlossen werden, so müssen die Dienste der integrierten Werkzeugumgebung detailliert analysiert, eventuelle Defizite festgestellt und kompensierende Maßnahmen bewertet werden. Dies erfolgt in den Hauptschritten zwei und drei des Bewertungsschemas.

In Hauptschritt zwei werden die Dienste an Anforderungen an die Auswahl und die Einsatzmöglichkeit integrierter Werkzeugumgebungen gemessen und entsprechend bewertet. Beispielsweise enthält der Standard DIN IEC 62138 Anforderungen, die in Abhängigkeit von der Sicherheitskategorie des Zielsystems, welches mit der integrierten Werkzeugumgebung erstellt werden soll, erfüllt werden müssen.

In Hauptschritt drei – nach erfolgreichem Abschluss des Vorhergehenden – werden die Dienste der integrierten

Werkzeugumgebung, die als vorgefertigte Software in das Zielsystem einfließen oder die Qualität des Zielsystems beeinflussen, detailliert analysiert. Die Analyse kann sich z. B. auf die Anforderungen des Standards DIN IEC 62138 an vorgefertigte Software und auf das darin beschriebene Vorgehen stützen. Zur Bewertung der Befähigung wird ein systematisches Vorgehen zur Gewichtung der Sicherheitsbedeutung der Dienste der integrierten Werkzeugumgebungen angewandt. Es ist nämlich von grundlegender Bedeutung für die Qualifizierung, ob die Dienste online in einem sicherheitsrelevanten Signalpfad ablaufen, „Online“-Software erzeugen oder „Offline“-Unterstützungsleistungen zur Verfügung stellen.

Dienste, die das Zielsystem direkt beeinflussen, wie beispielsweise vorgefertigte Funktionsbausteine, werden genauso kategorisiert wie die Sicherheitsfunktion zu deren Implementierung sie beitragen.

Dienste, die „Online“-Software für das Zielsystem erzeugen, müssen entsprechend den Anforderungen der Sicherheitskategorie der von ihnen generierten Software qualifiziert werden.

Eine niedrigere Kategorie kann dabei gewählt werden, wenn z. B. die Ausgabe eines Codegenerators verständlich ist und vom Analysierenden mit anderen Maßnahmen wie z. B. statischer und dynamischer Analyse und/oder zusätzlichen Tests verifiziert werden kann, oder wenn ein unabhängiges Werkzeug zur Verifikation der generierten Software vorhanden ist.

Dienste, die „Offline“-Unterstützungsleistungen zur Verfügung stellen, können als „nicht klassifiziert“ angesehen werden. Dazu gehören typischerweise Dienste zur Unterstützung der methodischen Entwurfspezifikation, zur Unterstützung der automatischen Dokumentenerstellung und zur Unterstützung der Verifikation und Validation.

Bei der Qualifizierung der integrierten Werkzeugumgebungen ist eine Vielzahl heterogener Ergebnisse zu einer integralen Bewertungsaussage zusammenzufassen. Hierzu ist die Verwendung der Methode der „Bayesian Belief Networks“ (BBN) vorgesehen.

Zur effektiven Bearbeitung der umfangreichen Aufgabenstellung wird das Vorhaben in enger Kooperation mit dem Halden Reaktor Projekt und dem TÜV Nord durchgeführt. ■

regard to the software life cycle. In the following table, the general requirements for the design of integrated tool environments are listed and described.

If the analysis of the general requirements can be completed with a positive result, the features of the integrated tool environment have to be analysed in detail, deficiencies have to be identified and compensatory measures have to be assessed. This is done in steps three and four of the assessment scheme.

In step two, the features are measured according to requirements on selection and application possibilities of integrated tool environments and assessed accordingly. The standard DIN IEC 62138, for example, includes requirements that have to be fulfilled in dependence of the safety category of the target system to be developed with the integrated tool environment.

In step three – after successful completion of the preceding step – the features of the integrated tool environment, that are integrated in the target system as pre-developed software or influence the quality of the target system, are analysed in detail. The analysis can be performed according to the requirements of standard DIN IEC 62138 for pre-developed software and the proceeding described in it. For qualification assessment, a systematic weighting procedure regarding the safety significance of the features of the integrated tool environments is applied because it is of fundamental importance for the qualification whether the features run online in a safety-relevant signal path, generate online software or provide offline support.

Features directly influencing the target system, such as pre-developed function modules, are classified in the same way as the safety function to whose implementation they contribute.

Features used to generate online software for the target system must be qualified according to the requirements of the safety category of the software generated by them.

A low category may be chosen if, e.g., the output of a code generator is comprehensible and verifiable by the analyst with other methods, such as static and dynamic analysis and/or additional tests, or if an independent tool for verification of the generated software is available.


Features being available for offline support can be regarded as “not classified”. Typically, these are features for support of the methodical draft specification, for support of automatic document generation and for support of verification and validation.

For the qualification of integrated tool environments, many heterogeneous results are to be summarised for an integral assessment. Here, the use of Bayesian Belief Networks (BBN) is provided.

For effective fulfilment of the tasks, the project is performed in close co-operation with the Halden Reactor Project and the TÜV Nord. ■

12

Anhang: Zusammenarbeitsverträge der GRS mit ausländischen Organisationen

Partnerland/Organisation <i>Partner country/Organisation</i>		Vertragsabschluss <i>Date of conclusion</i>	Gegenstand des Abkommens <i>Subject of agreement</i>
	Argentinien ARN	24.09.1998	Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety
		09.09.2006	Consultancy Work and Services for Licensing of Atucha II 745 Mwe (PHWR) Nuclear Power Plant in Argentina (based on Agreement for Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety of 1998)
	Brasilien CNEN	02.10.1997	Exchange of Technical Information and Co-operation in Regulatory and Safety Research Matters
	China NNSA	15.07.1998	Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety
	Finnland FORTUM (IVO)	01.10.1998	Consulting Services Agreement
	STUK	15.06.2004	Consultancy Work and Services
	Frankreich IPSN (heute IRSN)	29.07.1998	Vereinbarung über Zusammenarbeit von IPSN (heute IRSN) und GRS
		15.07.1997	Deutsch-französische Initiative zu Tschernobyl
	Großbritannien HSE	21.07.1998	Arrangement on Technical Co-operation and Exchange between GRS and HSE in the Field of Nuclear Safety Research
	Japan NUPEC	25.06.1991	Agreement on Information Exchange and Co-operation (Gültigkeit gekoppelt an Vereinbarung zwischen BMFT und MITI; Inzwischen ist für diese Vereinbarung auf deutscher Seite das BMWi und auf japanischer Seite das METI zuständig)
	JNES	17.10.2005	Information Exchange and Co-operation
	Korea KINS	25.09.1998	Arrangement on Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety
	KAERI	21.01.2004	Agreement on Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Reactor Safety Research

Annex:

Co-operation Agreements between GRS and Foreign Organisations

Partnerland/Organisation <i>Partner country/Organisation</i>	Vertragsabschluss <i>Date of conclusion</i>	Gegenstand des Abkommens <i>Subject of agreement</i>
 Niederlande KFD	30.10.1992	Rahmenvereinbarung über die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der kerntechnischen Sicherheit und des Strahlenschutzes
 Rumänien CNCAN	10.11.1998	Zusammenarbeit und Informationsaustausch auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit
 Russische Föderation RRC KI, IPSN (heute IRSN), RISKAUDIT	16.09.1996	General Agreement on Scientific and Technical Co-operation
 Spanien CSN	21.09.1998	Consulting Services Concerning Nuclear Safety
 Türkei TAEK	14.01.1998	Co-operation and Information Exchange in the Field of Nuclear Safety; Consultancy and Service Agreement
 Tschechien NRI Rez	2000 Verlängerung 08.11.2005	Co-operation agreement in the field of Nuclear Safety and Protection
 Ukraine Nationale Akademie der Wissenschaften	25.11.1993	General Agreement on Scientific and Technical Co-operation
 USA DOE (CAO) USNRC SNRCU/SSTC	22.01.1999 23.07.1998 24.04.2006	Memorandum of Understanding (on Radioactive Waste Management) Co-operation on Probabilistic Risk Assessment and Related Safety Research Programme of scientific and technical cooperation between BMU/GRS of Germany and SNRCU/SSTC of Ukraine



Deutschland beteiligt sich an allen gegenwärtig laufenden Projekten der OECD-NEA und beabsichtigt dies auch für weitere geplante Projekte

Germany takes part in all current OECD-NEA projects and intends to do so in future projects as well

OECD-Projekt HALDEN

Durchführendes Land	<i>Host Country</i>	Norwegen
Durchführende Stelle	<i>Laboratory</i>	Institut for Energietechnik
Versuchsanlagen	<i>Test Facility</i>	Halden-Reaktor/MTO Lab
Fachgebiet	<i>Research Area</i>	Brennstoffverhalten/Human Factor
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	19
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	2003 – 2005

OECD-Projekt MASCA II

Durchführendes Land	<i>Host Country</i>	Russische Föderation
Durchführende Stelle	<i>Laboratory</i>	RRC Kurtschatow-Institut
Versuchsanlagen	<i>Test Facility</i>	RASPLAV und andere
Fachgebiet	<i>Research Area</i>	Kernschmelzen
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	13
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	2003 – 2006

OECD-Projekt MCCI

Durchführendes Land	<i>Host Country</i>	USA
Durchführende Stelle	<i>Laboratory</i>	Argonne National Lab
Versuchsanlagen	<i>Test Facility</i>	Melt Concrete TF
Fachgebiet	<i>Research Area</i>	Schmelze ex Vessel
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	13
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	2002 – 2005

OECD-Projekt PKL 2

Durchführendes Land	<i>Host Country</i>	Deutschland
Durchführende Stelle	<i>Laboratory</i>	AREVA NP
Versuchsanlagen	<i>Test Facility</i>	PKL (Primärkreislauf)
Fachgebiet	<i>Research Area</i>	Thermohydraulik
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	13
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	2004 – 2006

OECD-Projekt PSB

Durchführendes Land	<i>Host Country</i>	Russische Föderation
Durchführende Stelle	<i>Laboratory</i>	FZ Elektrogorsk
Versuchsanlagen	<i>Test Facility</i>	PSB-Anlage
Fachgebiet	<i>Research Area</i>	Thermohydraulik (WWER-1000)
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	7
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	2003 – 2005



Deutschland beteiligt sich an allen gegenwärtig laufenden Projekten der OECD-NEA
und beabsichtigt dies auch für weitere geplante Projekte

*Germany takes part in all current OECD-NEA projects
and intends to do so in future projects as well*

OECD-Projekt SETH

Durchführendes Land	<i>Host Country</i>	Schweiz/Deutschland
Durchführende Stelle	<i>Laboratory</i>	AREVA NP
Versuchsanlagen	<i>Test Facility</i>	Paul Scherrer Institut
Fachgebiet	<i>Research Area</i>	PANDA/PKL
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	Thermohydraulik Reaktor/Containment
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	16 2001 – 2006

OECD-Projekt CABRI – WLP

Durchführendes Land	<i>Host Country</i>	Frankreich
Durchführende Stelle	<i>Laboratory</i>	IRSN
Versuchsanlagen	<i>Test Facility</i>	CABRI – Forschungsreaktor
Fachgebiet	<i>Research Area</i>	Brennstoffverhalten (RIA)
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	13
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	1999 – 2008

OECD-Projekt SCIP

Durchführendes Land	<i>Host Country</i>	Schweden
Durchführende Stelle	<i>Laboratory</i>	Studsvik
Versuchsanlagen	<i>Test Facility</i>	Halden-Reaktor
Fachgebiet	<i>Research Area</i>	Brennstoffverhalten
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	10
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	2004 – 2009

OECD-Projekt ROSA-LSTF

Durchführendes Land	<i>Host Country</i>	Japan
Durchführende Stelle	<i>Laboratory</i>	JAEA
Versuchsanlagen	<i>Test Facility</i>	ROSA LSTF (Rig of Safety Assessment Large Scale Test Facility)
Fachgebiet	<i>Research Area</i>	Thermohydraulik
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	13
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	2005 – 2009

OECD-Projekt PRISME

Durchführendes Land	<i>Host Country</i>	Frankreich
Durchführende Stelle	<i>Laboratory</i>	IRSN
Versuchsanlagen	<i>Test Facility</i>	DIVA
Fachgebiet	<i>Research Area</i>	Brandanalyse
Teilnehmerländer	<i>Participating Countries</i>	10
Laufzeit aktuell	<i>Period</i>	2006 – 2010

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 (heute IRSN: Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire)
FORTUM	Fortum Engineering Ltd, Finnland
JNES	Japan Nuclear Energy Safety Organization, Japan
KAERI	Korea Atomic Research Institute
KINS	Korea Institute for Nuclear Safety
KFD	Ministerie van Sociale Zaken en Werkgelegenheid, Kernfysische Dienst, Niederlande
METI	Ministry of Economy, 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

Forschungsinstitute
85748 Garching b. München
Tel.: +49 - (0)89 - 32 00 4 - 0
Fax: +49 - (0)89 - 32 00 4 - 300

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin
Tel.: +49 - (0)30 - 88 58 9 - 0
Fax: +49 - (0)30 - 88 58 9 - 111

Theodor-Heuss-Straße 4
38122 Braunschweig
Tel.: +49 - (0)531 - 80 12 - 0
Fax: +49 - (0)531 - 80 12 - 200

www.grs.de

RISKAUDIT

**RISKAUDIT IRSN / GRS
International (GEIE)**
31, av. de la Division Leclerc
92260 Fontenay-aux-Roses
France
Tel.: + 33 - 1 - 58 35 84 19
Fax: + 33 - 1 - 58 35 71 78

RISKAUDIT GRS / IRSN
ul. Pechotnaja 32-1
123182 Moskva
Russian Federation
Tel.: +7 - 095 - 221 18 02
Fax: +7 - 095 - 221 18 03

RISKAUDIT / IRSN /GRS
Prospekt Nauki, 47
03022 Kiev
Ukraine
Tel.: + 38 - 044 - 525 14 50
Fax: + 38 - 044 - 230 20 35